

REACTORES DE GENERACIÓN IV: CAMINO A LA SOSTENIBILIDAD A LARGO PLAZO DE LA ENERGÍA NUCLEAR

Enrique M. González-Romero

Centro de Investigaciones Energéticas Medio Ambientales y Tecnológicas. Dpto. de Energía. División de Fisión Nuclear. Avda. Complutense, 40 - 28040 Madrid. Tfno: +34 913 466120. enrique.gonzalez@ciemat.es.

Recibido: 4/mayo/2012 -- Aceptado: 30/mayo/2012 - DOI: <http://dx.doi.org/10.6036/ES1008>

GENERATION IV REACTORS: THE PATH TO LONG-TERM SUSTAINABILITY OF NUCLEAR ENERGY

ABSTRACT:

This review article describes the technologies of fast reactors and the completely closed nuclear fuel cycle, including partitioning and transmutation, as the key elements to reach long term sustainability for nuclear energy. Sustainability meaning, for nuclear energy, a set of characteristics that includes a 30 fold better utilization of the natural resources and a 100 times reduction of the long lived nuclear wastes. The scientific principles that make these technologies the path for sustainability are summarized and their combination into advanced nuclear fuel cycles are described. The article also makes a brief review of the different technological options for the fast reactions selected within Generation IV and the European initiatives lunched built demonstration plants for the most advances technologies.

Keywords: Nuclear reactor, fission, sustainability, closed cycle, fast reactor, recycling, advanced fuel cycles, Generation IV.

RESUMEN:

El artículo de revisión muestra como las tecnologías de reactores rápidos y el ciclo cerrado completo, con reprocesado y transmutación, son la clave para conseguir una sostenibilidad a largo plazo para la energía nuclear. Esta sostenibilidad, para la energía nuclear, incluye un aprovechamiento 30 veces superior de los recursos naturales y una reducción de los residuos de vida larga en un factor 100. Se repasan los principios científicos que hacen de estas tecnologías el camino hacia la sostenibilidad y sus combinaciones en ciclos avanzados del combustible nuclear. También se revisan las principales características, ventajas y dificultades, de las distintas tecnologías de reactores rápidos contempladas para la Generación IV de reactores y las iniciativas europeas para construir demostradores de las tecnologías más viables.

Palabras clave: Reactor nuclear, fisión, reciclado, ciclos avanzados del combustible, ciclo cerrado, sostenibilidad, reactor rápido, Generación IV.

1.- INTRODUCCIÓN

La sostenibilidad a largo plazo aplicada a la energía nuclear abarca varios aspectos: usar de forma óptima y el reciclar todos los recursos utilizables para el combustible, limitar la acumulación de residuos radiactivos de vida larga y alta actividad, mantener o mejorar la seguridad, mantener unos costes competitivos y conseguir la aceptación pública.

Los reactores actuales utilizan un espectro de neutrones moderado por agua o grafito para aprovechar la pequeña fracción (0.71%) de ^{235}U presente en las menas de uranio natural, pero esto hace que del 99% restante, de ^{238}U , apenas se aproveche un 0.5% (convirtiéndolo en ^{239}Pu y quemándolo en el mismo reactor). Además, el espectro térmico tan eficaz para la fisión de ^{235}U y ^{239}Pu , también lo es para producir múltiples capturas en el ^{238}U que generan los residuos de actínidos transuránicos. En el ciclo abierto, Fig. 1a, utilizado mayoritariamente en la actualidad, estos residuos junto con el resto del ^{238}U acabarían almacenados en los almacenes geológicos profundos (AGP). El resultado final es que más del 98,5% del uranio extraído de las minas no produce electricidad sino que acaba convertido en residuos radiactivos. Esta aproximación es simple y económicamente muy competitiva, pero usada de forma generalizada no se puede mantener durante muchas décadas.

Para mejorar la sostenibilidad se ha propuesto el reciclado de los combustibles usados en reactores de espectro neutrónico rápido, Fig. 1b, que permitiría convertir la mayoría de esos residuos en nuevo combustible nuclear. De esta

forma se conseguiría mejorar el aprovechamiento de todos los materiales disponibles para ser usados como combustibles, incluyendo los recursos naturales de uranio, el uranio y plutonio contenidos en los combustibles usados y el uranio empobrecido restante del proceso del enriquecimiento. El balance final sería multiplicar por 30 la energía generada por unidad de masa de uranio extraído de las minas. Por otra parte, este ciclo cerrado permitiría reducir drásticamente la cantidad de residuos radiactivos de vida larga (miles de años), convirtiéndolos en fragmentos de fisión de vidas más cortas (activos por menos de 300 años), y evitando su continua acumulación. El reto está en conseguir estas ventajas, manteniendo o mejorando la seguridad de los sistemas nucleares y el coste de generación de electricidad. Para abordar este reto, se está desarrollando un programa de I+D hacia la energía nuclear sostenible que incluye la investigación en reactores rápidos de Generación IV, sistemas de reciclado, separación y transmutación, ADS y en otros ciclos avanzados del combustible nuclear. Este artículo presenta brevemente las principales líneas de esta I+D.

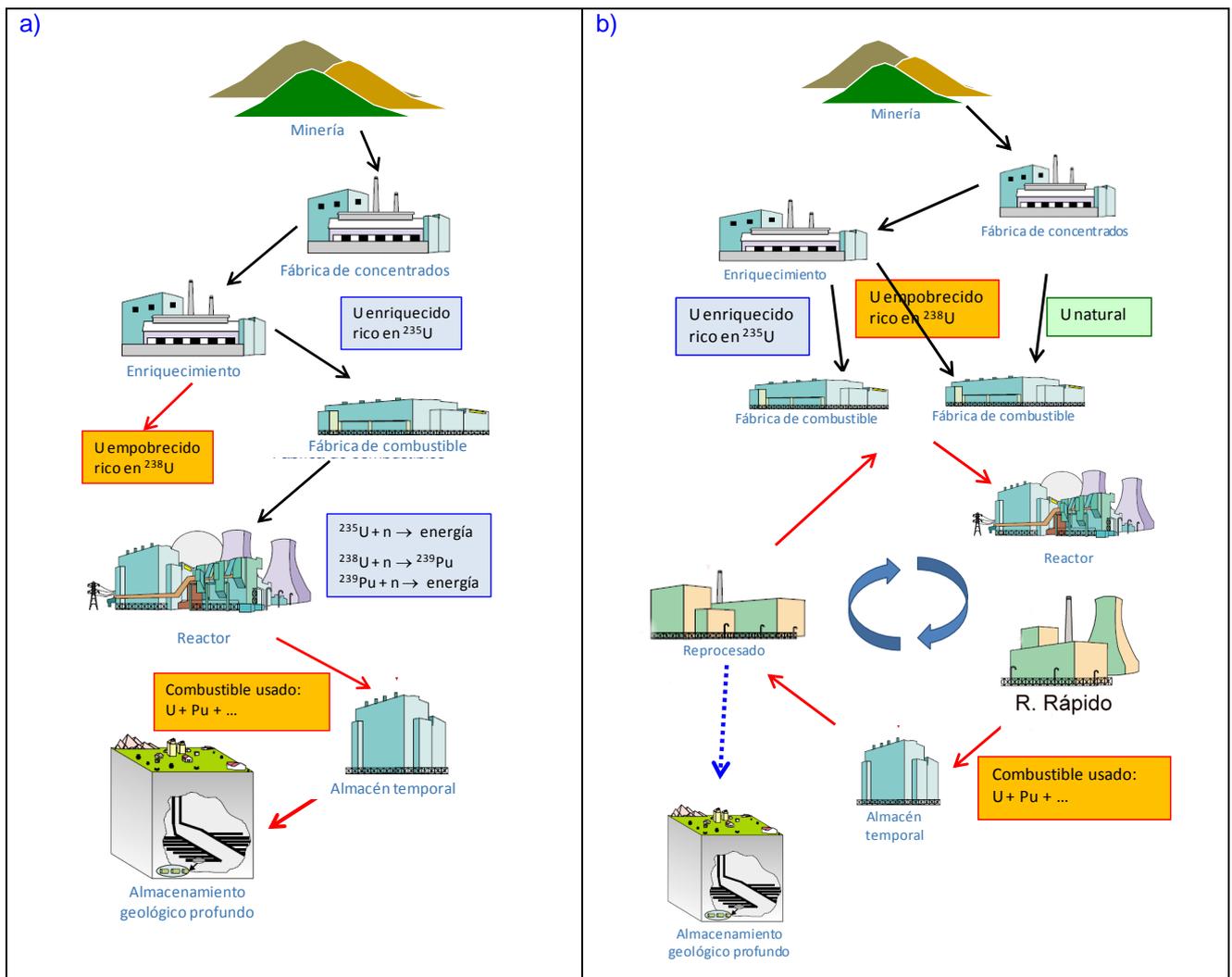


Fig. 1. Ciclo del combustible nuclear: concepto de ciclo abierto actual (a) y concepto de ciclo cerrado (b).

Esta investigación está apoyada por la Comisión Europea (CE) a través del desarrollo de la energía nuclear sostenible en los programas de I+D de EURATOM y en el SET plan. En éste último se indica la necesidad de desarrollar una "Iniciativa para una energía nuclear de fisión sostenible" explicando que "la fisión nuclear tiene que evolucionar hacia una sostenibilidad a largo plazo con un nuevo tipo de reactor: el reactor de Generación IV. Estos reactores se diseñarán para maximizar la seguridad inherente, aumentar la eficiencia, producir menos residuos radiactivos y minimizar los riesgos de proliferación".

En respuesta a esta propuesta, la comunidad de I+D nuclear creó la plataforma industrial europea para la energía nuclear sostenible: SNETP. La SNETP propone en su "Vision Report" [1] un camino hacia la sostenibilidad de la energía nuclear basado en tres pilares que permitan conseguir una solución óptima para cada momento:

- 1) Reactores térmicos de espectro moderado (preferiblemente por agua) mientras el U enriquecido siga siendo abundante y barato: utilizando las centrales nucleares (CCNN) actuales mientras sean seguras, e instalando después reactores de Gen III(+).
- 2) Reactores rápidos de Generación IV cuando no se pueda garantizar U enriquecido barato para toda la vida de una central nueva: aprovechando todo el U y el Pu y minimizando los residuos propios y del pilar 1)
- 3) Diseños de reactores optimizados para otros usos de la energía nuclear (calor de proceso, desalación, etc), con especial atención a la sustitución de la combustión en industrias con elevada generación de CO₂.

En los próximos apartados se describen los conceptos básicos del pilar 2, los ciclos cerrados y los reactores rápidos, y su desarrollo en los conceptos de Generación IV y los prototipos de la iniciativa industrial europea, ESNI, para la construcción de demostradores de estos reactores.

2.- REACTORES RÁPIDOS

Cuando en el núcleo de un reactor nuclear se eliminan el hidrógeno (del agua) y otros materiales de baja masa atómica, los neutrones se moderan poco y se produce un espectro neutrónico rápido, fig 2a. Las secciones eficaces (de fisión y captura) de todos los isótopos relevantes son menores en espectro rápido que a energías térmicas, fig 2b. Además, en un espectro rápido todos los actínidos fisionan en cierto grado, menor efecto de los venenos neutrónicos (tanto de los fragmentos de fisión como de los isótopos no fisiles de actínidos U, Pu, Am, Cm,...) y menor producción de actínidos de alta masa. Todos estos aspectos facilitan la viabilidad del multi-reciclado del plutonio y el uranio y permiten incluir actínidos minoritarios además del plutonio en el combustible.

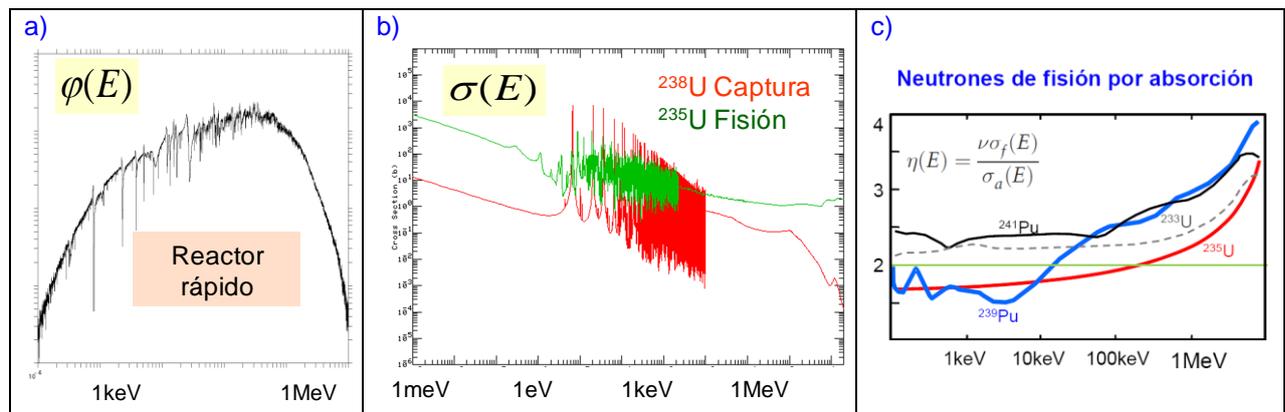


Fig. 2. a) Espectro característico en el combustible de un reactor rápido, b) Secciones eficaces de ²³⁸U y ²³⁵U en función de la energía del neutrón, c) Número de neutrones de fisión por absorción para ^{239,241}Pu y ^{233,235}U (número de neutrones por fisión [ν] por la relación entre la sección eficaz de fisión [$\sigma_f(E)$] y la de absorción [$\sigma_a(E)$] en función de la energía del neutrón absorbido [E]).

Por otra parte, el espectro rápido de neutrones mejora la economía neutrónica de forma que, en promedio, se generan más neutrones de fisión por cada absorción, fig 2c. Estos neutrones se pueden usar (según el diseño del reactor rápido) para la transmutación de actínidos, reduciendo y quemando residuos para controlar el inventario de Pu y Actínidos Minoritarios (AM.), o para producir combustible (Pu) a partir del ²³⁸U (tanto como, menos o más de lo que se quema según el diseño del reactor). De esta forma, el espectro rápido permite usar todo el uranio extraído de la mina para producir energía, no solo el ²³⁵U, esto significa mejorar en un factor 30-50 la energía por unidad de masa de U extraída de la mina, lo que a su vez minimiza los riesgos de la minería y proporciona mayor autonomía de suministro.

Hasta el momento, Europa es líder en tecnología de reactores rápidos, pero hay iniciativas muy avanzadas de nuevos demostradores de reactores rápidos en China, India, Rusia y actividad en Corea, Japón y EEUU. Aunque los enfoques de utilización de estos reactores a corto y medio plazo son muy distintos en la UE (para control de Pu y residuos

radiactivos de alta actividad, RRAA) y en los países emergentes, más preocupados por la necesidad de incrementar la potencia instalada y por la búsqueda de autonomía de suministro, la carrera por el desarrollo comercial de esta tecnología está en marcha y podría abrir un mercado de reactores rápidos para la industria europea a medio plazo. Junto a los reactores rápidos, el reprocesado constituye una de las tecnologías clave para la sostenibilidad a largo plazo.

En la actualidad las plantas de reprocesado estándar en operación comercial en Francia y otros países utilizan el proceso PUREX, fig. 3a. Este consiste en la separación líquido-líquido entre una disolución acuosa en ácido nítrico y una solución orgánica en keroseno, que aprovecha la diferente afinidad del TBP (tributil fosfato) con el U y el Pu para separarlos en la fase orgánica, primero del resto de elementos químicos del combustible irradiado, y después entre sí. De esta forma, el proceso PUREX permite obtener tres corrientes separadas a partir del combustible usado: la primera con el uranio irradiado, la segunda con el plutonio y la tercera con los fragmentos de fisión (FF) y los actínidos minoritarios juntos. Una planta similar ha sido construida en Japón y está preparada para entrar en operación.

Recientemente, se están desarrollando nuevos conceptos de sistemas de reprocesado con variantes del PUREX, como el DIAMEX, SANEX para separar también los actínidos minoritarios, para reducir los riesgos de proliferación realizando extracción agrupada de actínidos, como en GANEX, o para la coextracción de varios actínidos simultáneamente. Además, para combustibles especialmente radiactivos o calientes (térmicamente) que aparecerán en reciclados múltiples de Pu y AM., se han diseñado nuevas técnicas piro-metalúrgicas que permiten su reprocesado y separación en sus principales componente químicos, típicamente en baños de sales fundidas.

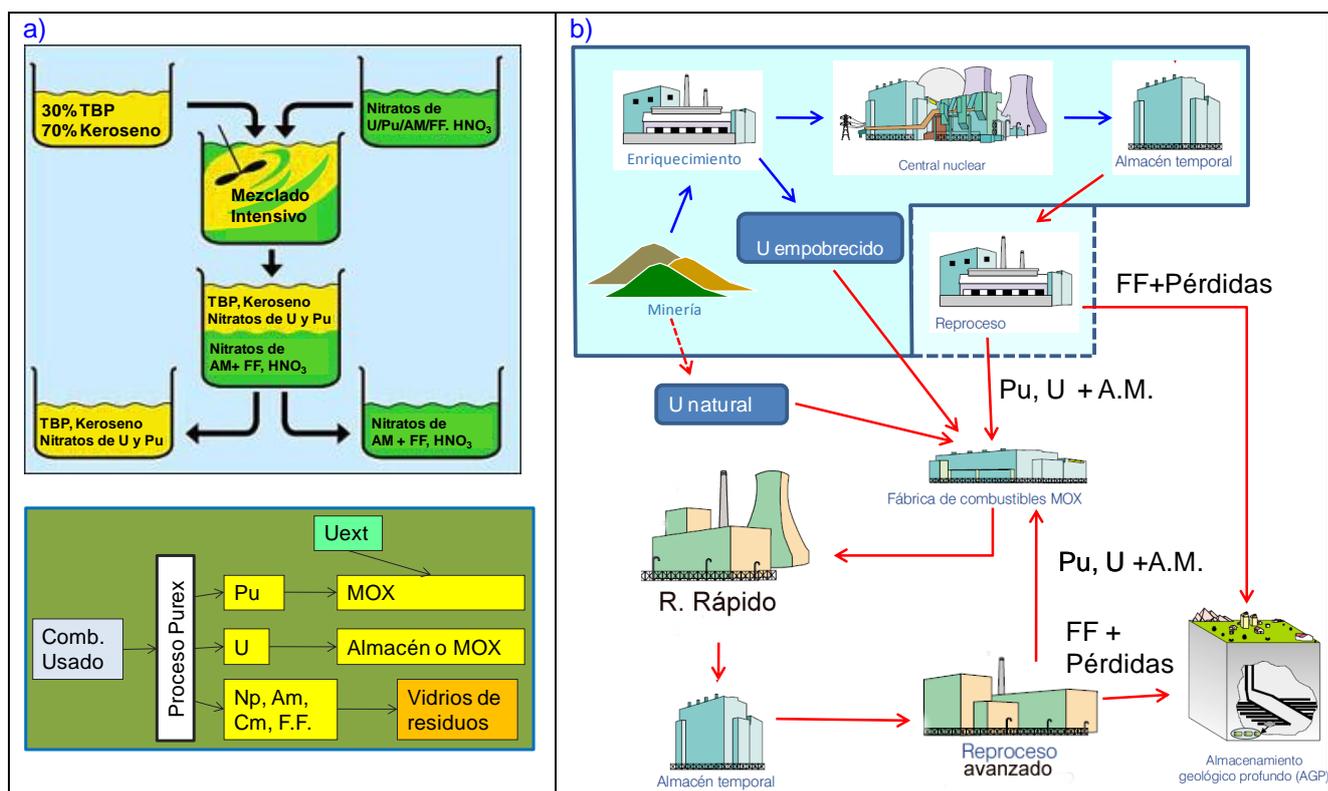


Fig. 3. a) Proceso PUREX, b) Ciclo cerrado completo, basado en un reactor rápido integral de Generación IV.

3.- CICLOS AVANZADOS DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

Combinando la utilización de reactores rápidos con el multi-reciclado de Pu, U y AM. es posible componer un ciclo cerrado y completo del combustible nuclear, fig 3b, con un alto índice de sostenibilidad [3][4][5]. En este concepto del ciclo nuclear solo se necesita aportar, como recurso externo, el abundante U natural o los restos de U empobrecido del enriquecimiento. El sistema aprovecha todo el ²³⁸U convirtiéndolo en ²³⁹Pu que finalmente da lugar a las fisiones para producir energía y electricidad. El sistema necesita una cierta cantidad de Pu inicial, pero durante la operación, los

Por otra parte, en los diseños actuales de reactores rápidos el contenido en AM. (en particular el Am) está limitado (<5%) por consideraciones de seguridad [6]. Además, el reciclado de AM. en los reactores rápidos podría complicar y encarecer su operación. Por estos motivos se ha diseñado un nuevo sistema nuclear que operando en modo subcrítico, gracias a una potente fuente de neutrones adicionales a los de fisión que acopla un acelerador de protones de alta intensidad y un blanco de espalación, dispone de la suficiente flexibilidad para aceptar combustibles con cualquier contenido en actínidos minoritarios, plutonio y uranio de forma segura. Estos dispositivos son conocidos por su acrónimo inglés ADS (*Accelerator Driven subcritical Systems*) [6][5]. Teniendo en cuenta a los ADS, se ha planteado una alternativa para el ciclo cerrado completo, fig 4,[3][4][5] en la que los reactores rápidos críticos reciclan únicamente el uranio y parte del plutonio, mientras que el resto del plutonio y la totalidad de los actínidos minoritarios se cargan y multi-reciclan en el combustible de un parque de ADS. El balance final es el mismo que el ciclo cerrado completo original, consumiéndose aproximadamente la misma cantidad de uranio natural de las minas y produciéndose aproximadamente la misma cantidad reducida de residuos radiactivos de vida larga [3][5]. En la actualidad es difícil estimar que alternativa será más viable y económicamente más favorable para gestionar la producción energética y la minimización de residuos y la elección óptima podría depender de las circunstancias de los países en que se desplieguen estas tecnologías. Por este motivo, se mantienen líneas de investigación sobre ambos sistemas en paralelo.

Incluso hoy en día, algunos países, y muy en particular Francia, utilizan una aproximación a estos sistemas sostenibles que consiste en el ciclo parcialmente cerrado. En este ciclo, el reprocesado PUREX se utiliza para recuperar el U y Pu de los combustibles usados y fabricar combustible de óxidos mistos de U y Pu (MOX), que son reutilizados como combustible una vez en los reactores térmicos actuales. El Pu es mono-reciclado, en el sentido de que los MOX una vez irradiados no son reprocesados ni vuelven a cargarse en los reactores para producir electricidad. Las características de seguridad de los reactores actuales limitan las posibilidades de multi-reciclado completo del Pu e impiden el reciclado de los actínidos minoritarios [6]. Estas limitaciones del ciclo cerrado con reactores térmicos hacen que las mejoras en el aprovechamiento energético y en la reducción de residuos sean mucho más modestas que en los ciclos con reactores rápidos, pero han permitido demostrar su viabilidad técnica y económica [5]. Por otra parte, algunos de los nuevos diseños de reactores térmicos de generación III y III+ mejorarán las posibilidades para reciclar el plutonio de los combustibles usados. También se han considerado ciclos completamente cerrados donde la producción de electricidad corresponde a reactores térmicos con mezclas de combustibles de uranio enriquecido y MOX de U y Pu y la reducción de residuos, incluyendo el reciclado de todos los actínidos minoritarios se realiza por su multi-reciclado en sistemas ADS [3][5]. El balance final sigue siendo parecido al de las otras alternativas del ciclo cerrado completo y también es difícil estimar como se compara económicamente y en prestaciones con las otras alternativas. Afortunadamente, la investigación necesaria para esta opción está incluida en la I+D prevista para las alternativas anteriores.

4.- REACTORES DE GENERACIÓN IV

Como se ha indicado anteriormente, para conseguir un ciclo altamente sostenible durante periodos muy largos de tiempo es necesario recurrir a una nueva generación de reactores radicalmente distintos de los actuales, en particular a reactores rápidos y sistemas subcríticos. Consideraciones muy parecidas fueron las que en el año 2000 dieron lugar a la formulación de objetivos de lo que dio en llamarse la Generación IV de reactores [8][9], y al GIF (Generation IV International Forum) [10] como un foro internacional para el desarrollo de esta generación de reactores. Los objetivos de esta Generación IV se definieron como:

- *Sostenibilidad a largo plazo*: incluyendo la disponibilidad de combustible a largo plazo, la minimización de residuos de vida larga y la simplificación de la gestión de estos residuos,
- *Seguridad y Fiabilidad*: alcanzando la excelencia en seguridad y fiabilidad (igual o superior a las centrales actuales), manteniendo la probabilidad y efectos mínimos para el daño al núcleo, e intentando eliminar la necesidad de un plan de emergencia exterior,
- *Economía*: manteniendo un coste de generación de electricidad competitivo sobre otras formas de energía y limitando el riesgo financiero a un nivel comparable al de otros proyectos energéticos,
- *Resistencia a la proliferación y Protección física*: minimizando el interés de proliferación y garantizando la protección física incluso contra actos terroristas.

Con estos criterios el GIF seleccionó seis conceptos de reactores, en este artículo vamos a discutir los tres conceptos de reactores rápidos genuinos seleccionados en Generación IV [11]: el refrigerado por sodio fundido, los refrigerador por (aleaciones de) plomo fundido y el refrigerado por gas (He).

4.1.- REACTOR DE SODIO DE GENERACIÓN IV

Con diferencia la mayor experiencia en reactores rápidos se encuentra en los reactores refrigerados por sodio fundido. De hecho, desde el año 1951 hasta la actualidad se han construido y operado más de 18 reactores refrigerados por sodio con una potencia significativa (más de 1 MWt) en distintos países EU (F, D, UK), EEUU, Japón, Rusia, China e India, con una experiencia operativa acumulada de más de 300 reactor-año, e incluyendo la utilización de su energía para la producción de electricidad, calefacción centralizada, la desalación de agua y otras aplicaciones experimentales. Estos reactores han probado su viabilidad para producir energía a partir de combustibles de uranio enriquecido o de MOX de U y Pu, aunque los estudios teóricos han identificado la necesidad de limitar el contenido de Am en el combustible por su efecto en los coeficientes de reactividad y por lo tanto en la seguridad del reactor.

Los conceptos actuales, esquematizados en la fig. 5 [8][11], incorporan un circuito primario tipo piscina, con una temperatura de salida de 550C para una potencia nominal de hasta 1500 MWe, aunque también se estudian módulos con potencias menores: 300-600, 50 MWe. En todos los casos, se enmarcan en un ciclo cerrado con combustibles metálicos o de óxidos mixtos. La seguridad está embebida en el propio diseño e integra medidas de prevención a situaciones similares a las que contribuyeron al accidente de Fukushima, desde mucho antes de que este accidente tuviese lugar.

Las principales ventajas de los reactores de sodio de Generación IV son: la compatibilidad del refrigerante (sodio fundido) con los aceros ya conocidos y probados bajo irradiación; la eficiencia de la refrigeración y la enorme inercia térmica, que combinadas con la convección natural permiten unos tiempos de reacción en caso de incidentes muy largos (decenas de horas); una alta densidad de potencia; una gran eficiencia en la regeneración de Pu; la baja presión de su circuito primario; y la seguridad intrínseca en caso de pérdida de bomba, sumidero de calor y/o suministro eléctrico.

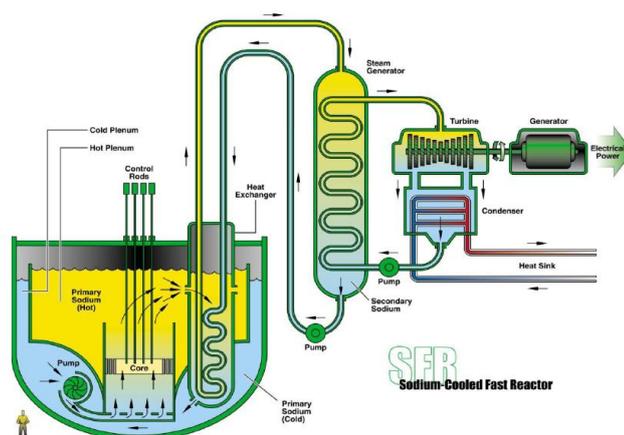


Fig. 5. Concepto de un reactor rápido de Generación IV refrigerado por sodio [8].

Por otra parte, los principales retos para estos reactores son: la minimización o eliminación de los riesgos químicos del sodio (introduciendo un circuito secundario y/o alternativas de diseños para los intercambiadores de calor en las que el agua se sustituya por N₂); la mejora de los coeficientes de reactividad por vaciado; la posibilidad y desarrollo de técnicas para la inspección y reparaciones en servicio; y la existencia de límites al contenido de Am en las estrategias de transmutación de actínidos minoritarios.

En la UE, tras el cierre de Phenix después de más de 30 años de operación exitosa, los esfuerzos se concentran en un prototipo que respete los principios de Generación IV, ASTRID, propuesto por Francia [12][13] para ser construido a partir de 2017. En la preparación de este proyecto además de los esfuerzos de las instituciones francesas, también están contribuyendo proyectos de EURATOM, los más recientes son CP-ESFR [14] y la nueva propuesta SOFIA, ambos con importante contribución del CIEMAT y otras instituciones españolas.

4.2.- REACTORES DE PLOMO DE GENERACIÓN IV

La alternativa más próxima a los reactores de sodio, son reactores rápidos que utilizan otro metal líquido. Al considerar las temperaturas de fusión y las secciones eficaces neutrónicas, la mejor alternativa son el plomo o alguna de sus aleaciones, en particular el eutéctico de plomo-bismuto. Al estar refrigerados por un metal líquido, estos reactores comparten con los de sodio: la alta eficiencia de refrigeración; la elevada inercia térmica; su gran seguridad intrínseca y la posibilidad de utilizar densidades de potencia muy elevadas.

Se contemplan dos conceptos de reactor refrigerado por plomo en Generación IV. El primero, fig 6a, corresponde a una potencia más elevada, 300 a 1200 MWe, que presenta entre sus ventajas específicas: menos problemas de los coeficientes de reactividad por vaciado de refrigerante; la posibilidad de operar a temperaturas mayores; una muy alta temperatura de ebullición del refrigerante; un espectro neutrónico más rápido; y una mayor compatibilidad del refrigerante con aire y agua. Por otra parte, sus retos específicos incluyen: la necesidad de aumentar la poca experiencia operativa; la necesidad de más validaciones tecnológicas; completar el diseño del sistema y sus componentes; resolver la incompatibilidad de algunos materiales estructurales (aceros) con el plomo y sus aleaciones en ciertas condiciones de temperatura y contenido de oxígeno; la cualificación de la tecnología del plomo y de los materiales estructurales asociados; y el desarrollo de nuevos combustibles optimizados, incluyendo AM.. En la preparación de este concepto se han unido varias instituciones y proyectos de EURATOM, los más recientes son LEADER [15], CDT [16], HeLiMnet [17], y ELSY [18] con importante contribución del CIEMAT y otras instituciones españolas.

El segundo sistema, fig 6b [11], ha sido diseñado para potencias menores, entre 50 y 150MWe, con una temperatura de salida del circuito primario de entre 550C y 800C; la posibilidad de ser diseñado para ser transportable, y la posibilidad de operar con recargas para más de 15 años. Estas condiciones podrían permitir adaptar este reactor a la generación distribuida; operar con núcleos reemplazables para una gestión del combustible supranacional; incorporar un alto nivel de seguridad pasiva y una elevada resistencia a la proliferación; además de abrir la posibilidad de utilizar su calor para otros usos (calor de proceso, producción de H₂, potabilización de agua).

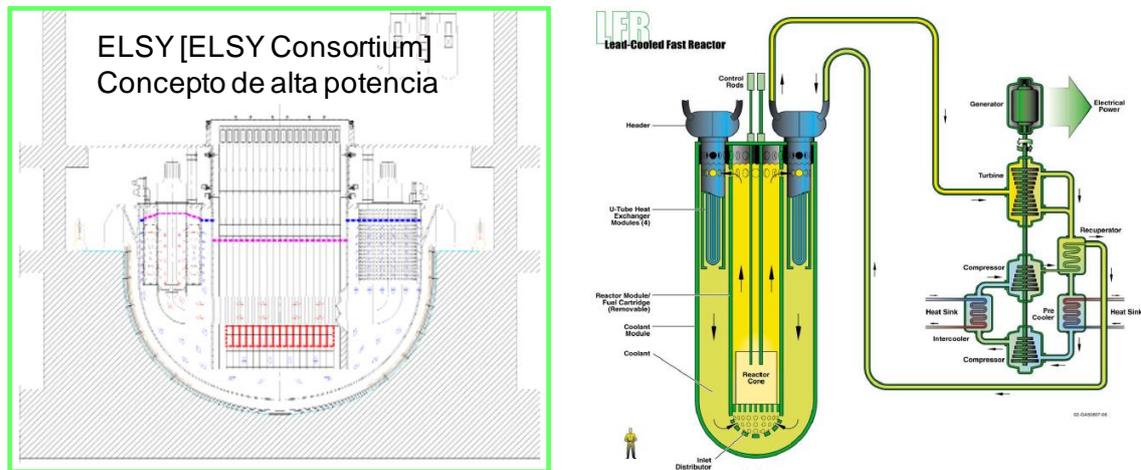


Fig. 6. Conceptos de reactores rápidos de Generación IV refrigerado por plomo [8] y [9].

4.3.- REACTOR DE GAS DE GENERACIÓN IV

La tercera opción para los reactores rápidos en Generación IV es el reactor refrigerado por gas, He en particular, fig 7 [8][11]. Está previsto que pueda alcanzar potencias de hasta 1100 MWe, temperaturas de salida del primario de 850C o superiores y que gracias a estas elevadas temperaturas y al uso directo del gas del primario sobre la turbina, alcanzaría una eficiencia térmica muy alta (>50%).

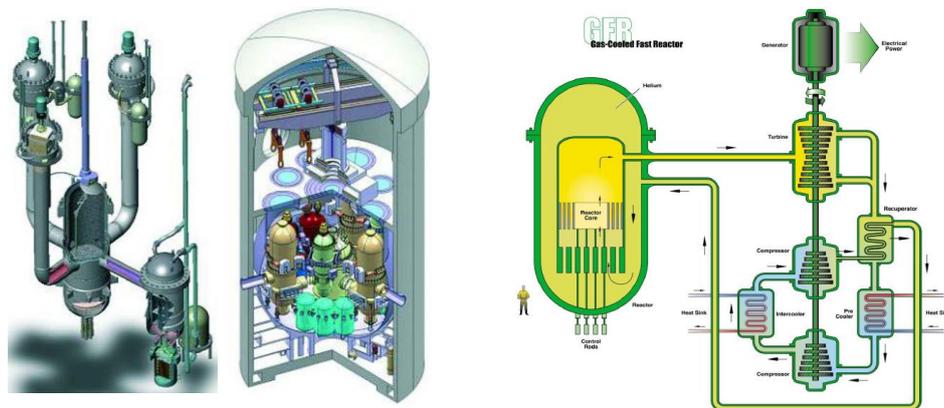


Fig. 7. Concepto de un reactor rápido de Generación IV refrigerado por gas [2] y [8].

Entre sus ventajas destacan: el refrigerante químicamente inerte; el uso directo del gas sobre la turbina; la facilidad de inspección en servicio; la posibilidad de operar a altas temperaturas; su potencial para minimizar residuos (AM.) y conseguir el uso eficaz del Uranio (similar a los otros reactores rápidos de Generación IV). Sus dificultades más significativas incluyen: una reducida inercia térmica; la existencia de problemas de seguridad sin resolver en el caso de una pérdida del flujo de refrigerante; el diseño de un combustible que aproveche las posibilidades del reactor y que a la vez sea tolerante en escenarios de accidente; la carencia de experiencia operativa y la necesidad de un amplio programa de validación. En la preparación de este concepto han participado varias instituciones y proyectos de EURATOM, los más recientes son ALLEGRO, GoFastR [19], con contribución de varias instituciones españolas.

4.4.- ADS TRANSMUTADORES ESPECIALIZADOS

Los ADS, son sistemas subcríticos de espectro rápido operados por acelerador, fig 8 [20], que funcionan controlados por una fuente de neutrones independiente de la fisión, en vez de estar auto-regulados por las contra-reacciones térmicas. La fuente de neutrones independientes de la fisión se consigue haciendo incidir un haz de protones de aproximadamente 1 GeV de energía sobre un blanco de material de alto número atómico en el que se inducen reacciones de espalación. Estas espalaciones son capaces de producir de forma eficaz el gran número de neutrones necesarios. Los ADS, gracias a su subcriticidad, cuentan con la suficiente flexibilidad frente a coeficientes de reactividad adversos e insensibilidad a pequeños cambios de reactividad para aceptar combustibles dedicados a la transmutación con altos contenidos en Pu y AM. y bajo o nulo contenido de U. Los diseños de ADS en estudio, operarían con refrigeración de Pb/Bi (espectro rápido) y estarían optimizados para la transmutación intensiva de AM., complementando a los reactores críticos optimizados para la producción de electricidad.

Los principales retos que tiene que resolver la I+D sobre estos sistemas incluyen: mejorar drásticamente la fiabilidad del acelerador y la fuente de espalación hasta alcanzar los estándares de la industria nuclear; resolver las dificultades de compatibilidad de materiales con Pb/Bi similares a las del reactor de Pb, pero algo más fáciles por operar en un rango de temperaturas más bajo con el eutéctico; el espectro neutrónico en algunos puntos próximos a la fuente de espalación que incluye neutrones de muy alta energía (> 100 MeV) planteando dificultades específicas de blindaje y de daño a los materiales; el diseño y fabricación de combustibles dedicados a la transmutación intensiva con altos contenidos de AM.; y una experiencia operativa muy reducida que hace necesario un amplio programa de validación. En la preparación de este concepto han participado varias instituciones y proyectos de EURATOM, los más recientes son EUROTRANS [21] y CDT [16], con contribución del CIEMAT y otras instituciones españolas.

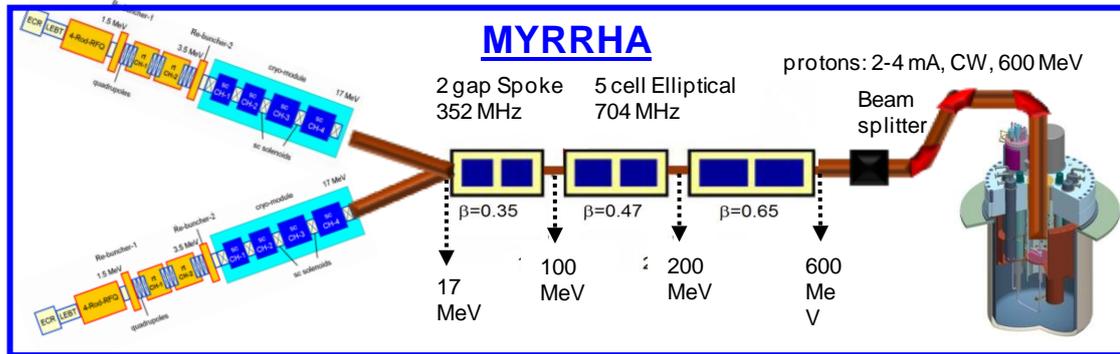


Fig. 8. Concepto de ADS rápido refrigerado por plomo-bismuto[22].

5.- LA INICIATIVA INDUSTRIAL EUROPEA ESNII

Como se ha indicado en la introducción, respondiendo a las propuestas de la CE en el SET plan, la plataforma SNETP fomentó la formación de la iniciativa industrial europea para la energía nuclear sostenible, ESNII [12], encargándola de la preparación de los demostradores de las distintas tecnologías de reactores rápidos y las instalaciones experimentales de irradiación y el desarrollo y reciclado de sus combustibles.

Aunque la preparación de ESNII empezó en el 2008, la constitución de ESNII se realizó por la firma de un "Memorandum of Understanding" en 2010, que entre otros suscribió el CIEMAT. Posteriormente lo han suscrito, por parte española, Iberdrola y Technatom y recientemente ha solicitado su admisión Empresarios Agrupados. ESNII ha desarrollado un "Concept paper" [12] que incluye la descripción de sus objetivos, la estimación de costes y una hoja de ruta. Además, ESNII ha preparado un plan de implementación [13] y la definición de los indicadores de prestaciones (*Key Performance Indicators*). ESNII propone la construcción de 4 reactores experimentales o demostradores, las fábricas de combustibles para estos reactores y otras instalaciones experimentales menores. Cada uno de estos proyectos supera los 1000 M€ y el valor total es de unos 11000 M€. Aunque ESNII tiene una estructura única, cada proyecto mantiene una gran independencia y el nivel de progreso es muy desigual entre ellos.

Dos proyectos están claramente más avanzados. El primero es **ASTRID** (*Advanced Sodium Technical Reactor for Industrial Demonstration*), fig 9a, cuyo objetivo es la construcción de un demostrador de reactor refrigerado por sodio de Generación IV y con generación de electricidad, propuesto en Francia. El gobierno francés ha demostrado su compromiso con el proyecto facilitando 650 M€, a través del CEA, para su diseño y fases preparatorias, aunque ha insistido en hacer de ASTRID un proyecto abierto a la colaboración internacional (ESNII, bilateral,...).

Las principales características de ASTRID son: una potencia de 1500 MW térmicos y unos 600 MWe; un reactor tipo piscina con circuito intermedio de sodio; la introducción de sistemas preliminares para la gestión de un eventual accidente severo ("Core catcher"); distintos sistemas redundantes de extracción del calor residual; un combustible inicial de óxidos mixtos UO_2-PuO_2 (con 20-25% de Pu); la capacidad de realizar transmutación de actínidos en algunas posiciones experimentales dedicadas; el desarrollo de soluciones para la manipulación del combustible en sodio; y un coste total del proyecto de unos 5000 M€.

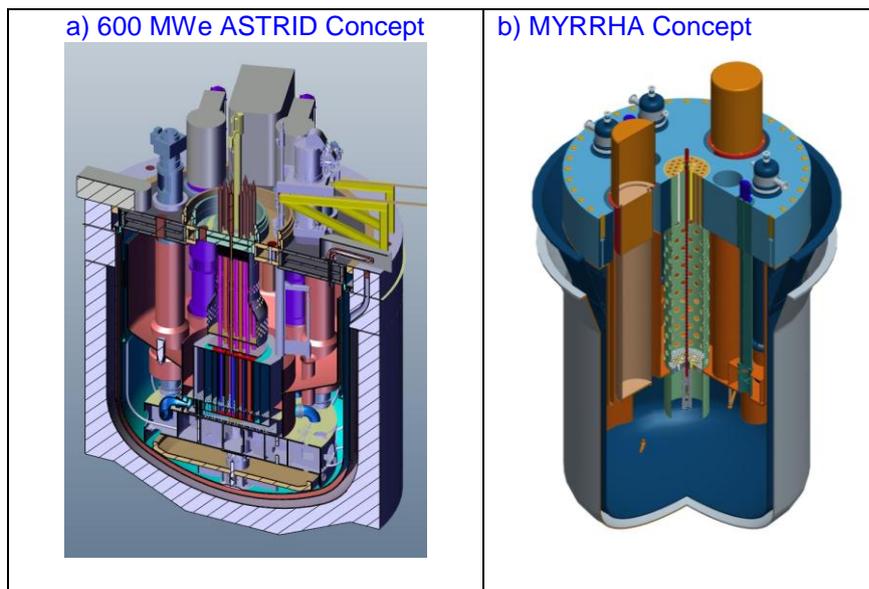


Fig. 9. Conceptos de demostradores de sistemas rápidos propuestos por ESNII [23] y [20].

El segundo proyecto es MYRRHA (*Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications*) [20], fig 9b. Myrrha es un reactor experimental de espectro rápido, refrigerado por plomo-bismuto, que puede operar en configuraciones críticas y subcríticas (acoplado a un acelerador de protones de gran intensidad). Myrrha será una instalación multipropósito dedicada, fundamentalmente, a la irradiación de materiales con espectro neutrónico rápido; la demostración de las tecnologías asociadas a la refrigeración por aleaciones de plomo; la operación de reactores en modo subcrítico y a la producción de radioisótopos médicos. La instalación está fuertemente apoyada por Bélgica que ha proporcionado 60M€ para su diseño y se ha comprometido a contribuir con el 40% del coste de construcción de la instalación (~1000 M€). Myrrha reemplazará, en parte, las actividades del BR2 en Bélgica. También en este caso los promotores plantean el proyecto abierto a la colaboración internacional (ESNII, bilateral,...).

Las principales características previstas para Myrrha serán: su operación en dos configuraciones, primero en modo subcrítico y después se transformará en un reactor crítico; diseñado para alcanzar y demostrar la fiabilidad necesaria del acelerador (usando un diseño lineal y redundante); permitirá la validación de la transmutación intensiva; el combustible inicial será de óxidos mixtos UO_2 - PuO_2 (con más del 30% de Pu); en el modo subcrítico se acoplará a un acelerador de protones de 600 MeV \times 4mA para alcanzar una potencia de 50 a 100 MWth (y un flujo rápido de $\sim 10^{15}$ n/cm²/s); contará con configuraciones flexibles y canales de irradiación adaptables; y su coste total será de ~960 M€.

6.- CONSIDERACIONES FINALES

La mayoría de escenarios propuestos para el MIX energético europeo y mundial cuentan con una contribución significativa de la energía nuclear durante periodos muy largos. Cuando se estudió como responder a esta hipótesis en el año 2000, se concluyó identificando la necesidad de mejorar la gestión de residuos, el aprovechamiento de recursos naturales, y de mantener la seguridad y la competitividad. Esto dio lugar a la definición de los reactores de Generación IV y el GIF.

La UE en su SET-Plan identifica los reactores rápidos (de Generación IV y el ciclo cerrado) como las tecnologías estratégicas para la sostenibilidad a largo plazo de la energía nuclear. La SNETP respondió en 2010 lanzando ESNII que incluye la propuesta de construir demostradores de reactores rápidos de Generación IV refrigerados por sodio, aleaciones de plomo, gas y sistemas subcríticos rápidos o ADS. La búsqueda de autonomía energética está acelerando desarrollos similares en China, India, Rusia y otros países y la búsqueda de la sostenibilidad a largo plazo ha dado lugar a proyectos similares en EEUU, Corea y Japón.

Los estudios realizados en varios proyectos de la NEA/OCDE y EURATOM han demostrado que estas tecnologías permitirían reducir por 100 los residuos radiactivos de alta intensidad y vida larga, multiplicar por 30 la energía y

electricidad generadas por tonelada de uranio extraída de la mina, mantener la seguridad y ser competitivo con otras fuentes de energía.

Entre los demostradores propuestos en ESNII destacan ASTRID y MYRRHA por el fuerte apoyo de Francia y Bélgica, respectivamente. Estos proyectos podrían ser una segunda oportunidad para la industria y organismos de investigación españoles de participar en el desarrollo de tecnología para Generación IV. Un grupo de instituciones ya está evaluando dentro del subprograma CEIDEN-ESNII, de la plataforma industrial española para la energía nuclear- CEIDEN, la posibilidad de preparar un consorcio y un proyecto de participación en uno de los demostradores de ESNII.

7.- BIBLIOGRAFÍA

- [1] SNETP. "The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform, A vision report". EUR 22842. ISBN 978-92-79-05591-1, ISSN 1018-5593. puede conseguirse en <http://ec.europa.eu> and <http://www.snetp.eu/>. Septiembre 2007.
- [2] SNETP. "SNETP Strategic Research Agenda- SRA 2009". puede conseguirse en <http://ec.europa.eu> and <http://www.snetp.eu/>. 2009.
- [3] NEA. "Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management". NEA 5990, OECD 2006.
- [4] NEA. "Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Studies. Status Report". NEA 6194, OECD 2009.
- [5] D. Greneche et al., "RED-IMPACT. Impact of partitioning , Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal. Synthesis Report". ISBN 978-3-89336-538-8, ISSN 1866-1793. 2008.
- [6] NEA. "Accelerator Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles – A Comparative Study", NEA 3109. OECD 2002.
- [7] NEA. "Uranium 2009: Resources, Production and Demand". NEA 6891, OECD 2010.
- [8] US-DOE. " A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems". GIF-002-00 (03-GA50034). <http://www.gen-4.org/Technology/roadmap.htm> . (Diciembre 2002).
- [9] GIF. " GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems". <http://www.gen-4.org/Technology/roadmap.htm> (Agosto 2009).
- [10] <http://www.gen-4.org/> (Mayo 2012)
- [11] T. Abram and S. Ion. " Generation-IV nuclear power: A review of the state of the science". Energy Policy 36, 4323–4330. 2008.
- [12] ESNII Task Force. "ESNII European Sustainable Nuclear Industrial Initiative. A contribution to the EU Low Carbon Energy Policy: Demonstration Programme for Fast Neutron Reactors. Concept Paper". <http://www.snetp.eu/> .(Octubre 2010).
- [13] ESNII Task Force. "ESNII European Sustainable Nuclear Industrial, Initiative Implementation Plan 2010-12". <http://www.snetp.eu/>. 2011.
- [14] CP-ESFR: <http://www.cp-esfr.eu/> (Mayo 2012),
- [15] LEADER: <http://www.leader-fp7.eu/> (Mayo 2012)
- [16] CDT: http://cordis.europa.eu/search/index.cfm?fuseaction=proj.document&PJ_RCN=10980653 (Mayo 2012)
- [17] HeLiMnet: <http://www.helimnet.eu/> (Mayo 2012)
- [18] ELSY: <http://www.sckcen.be/en/Our-Research/Research-projects/EU-projects-FP6-FP7/ELSY> (Mayo 2012)
- [19] GoFastR: <http://gofastr.org/> (Mayo 2012)
- [20] Myrrha: <http://myrrha.sckcen.be/> (Mayo 2012)
- [21] EUROTRANS: <http://nuklear-server.ka.fzk.de/eurotrans/> (Mayo 2012)
- [22] P. Baeten comunicación privada 2011.
- [23] P. Le Coz comunicación privada 2012.