

VISIÓN GENERAL DE LOS REACTORES DE IV GENERACIÓN

J. LÓPEZ - J.L. DÍAZ

En el año 2000, el Departamento de Energía de los EEUU (DOE) lanzó la iniciativa conocida como IV Generación, creándose el Foro Internacional para IV Generación (Generation IV International Forum, GIF), que agrupa a diez países más Euratom, y que tiene como misión el desarrollo, demostración y comercialización para el año 2030, de uno o varios tipos de reactores, que garanticen la contribución nuclear en la producción de energía, sin olvidar los prototipos de III Generación y III+ que servirán de puente hasta esa fecha.

En este trabajo, se resumen los aspectos técnicos y organizativos más relevantes en relación con IV Generación y se describen los seis sistemas elegidos, haciéndose hincapié en el ambicioso esfuerzo de investigación y desarrollo emprendido por los países y organizaciones asociados, al tiempo que se presenta un supuesto futuro de implantación en nuestro país de este tipo de plantas nucleares en sustitución del parque actual.

In the year 2000, the US Department of Energy (DOE) launched the Generation IV International Forum (GIF) that groups ten countries plus Euratom willing to foster collaborative R&D aiming at developing, demonstrating and finally commercialising by 2030 of one or more new nuclear energy systems, in order to assure the nuclear contribution to the future energy needs. The so-called Generation III and III+ for near-term deployment were taken into account.

This article offers a perspective of the technical and organisational activities carried out by Generation IV and describes the six reactor systems selected, along with the recommended R&D programme established. Furthermore, two hypothetical scenarios for a future deployment in Spain of this kind of reactors systems were also presented.

INTRODUCCIÓN

La fisión nuclear se ha utilizado como fuente de energía para la generación de electricidad durante los últimos 50 años, un periodo relativamente corto en comparación con algunas otras tecnologías energéticas. A finales de 2004, con 441 plantas nucleares en operación y una capacidad neta instalada de 366.683 MW(e), la contribución de la energía de origen nuclear a la producción mundial de electricidad se situaba entre el 16 y el 18 %, porcentaje que en nuestro país

alcanzó el 23 %, cifra similar a la media de los países de la OCDE.

En el año 2000, el Departamento de Energía de los EEUU (DOE) lanzó la iniciativa conocida como IV Generación, y abrió un amplio debate internacional sobre el desarrollo de la próxima generación de sistemas de reactores nucleares, que permitiera garantizar la contribución de la energía nuclear a la producción de energía eléctrica.

Esta iniciativa dio lugar a la creación del Foro Internacional para IV Generación (Generation IV International Forum, GIF), que en la actualidad, agrupa a diez países más EURATOM, y que tiene como misión el desarrollo y demostración de uno o varios tipos de reactores que ofrezcan las máximas ventajas en las áreas de sostenibilidad, economía, seguridad y fiabilidad, y de resistencia a la proliferación y protec-

ción física, y que permitan su comercialización para el año 2030.

En este trabajo, se resumen los aspectos técnicos y organizativos más relevantes en relación con IV Generación, haciéndose hincapié en el ambicioso esfuerzo de investigación y desarrollo emprendido por los países y organizaciones asociados, al tiempo que se presenta un supuesto futuro de implantación en nuestro país de este tipo de plantas nucleares.

EVOLUCIÓN DE LAS DISTINTAS GENERACIONES DE PLANTAS NUCLEARES

En la Fig. 1 se presenta un esquema de la evolución de las cuatro generaciones de reactores nucleares.

En ella puede observarse que la I Generación comprende los primeros

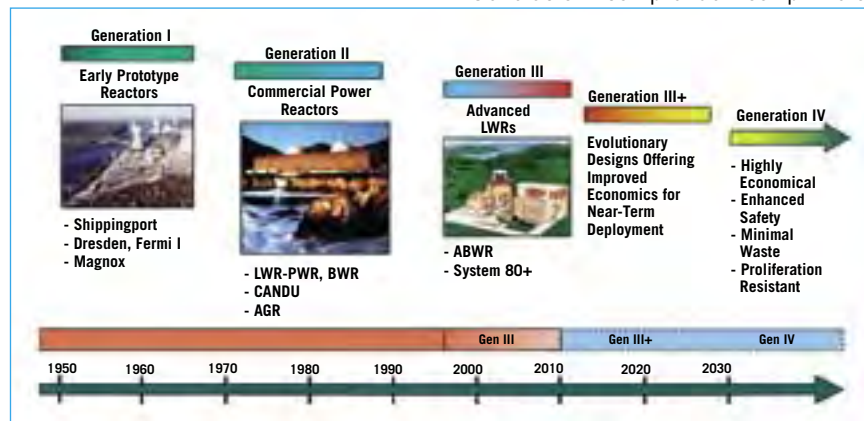


Figura 1. Evolución de los sistemas producción de energía nuclear

Tabla 1: Reactores nucleares de Generación III y III+

IMPLANTACIÓN A CORTO PLAZO EN EEUU (PARA 2010)	
Acrónimo/País	Tipo de sistema de reactor
ABWR II/ US-Japón	Reactor avanzado de agua en ebullición
AP-1000/ EEUU	Reactor avanzado de agua a presión 1000
ESBWR/ EEUU	Reactor europeo de agua en ebullición simplificado
GT-MHR/ Rusia y otros	Reactor modular de alta temperatura a turbina de gas
PBMR/ Sur África	Reactor modular de lecho de bolas
SWR-1000/ Alemania	Reactor de agua en ebullición 1000
IMPLANTACIÓN MUNDIAL A MEDIO PLAZO (PARA 2015)	
Reactores avanzados de agua en ebullición	
ABWR II/ US- Japón	Reactor avanzado de agua en ebullición II
ESBWR/ EEUU	Reactor europeo de agua en ebullición simplificado
HC-BWR	Reactor de agua en ebullición de alta convección
SWR-1000/ Alemania	Reactor de agua en ebullición 1000
Reactor avanzado de tubos a presión	
ACR-700/ Canadá	Reactor avanzado tipo CANDU-700
Reactores avanzados de agua a presión	
AP-600/ EEUU	Reactor avanzado de agua a presión 600
AP-1000/ EEUU	Reactor avanzado de agua a presión 1000
APR-1400/ Corea del Sur	Reactor avanzado 1400
APWR+/ Japón	Reactor avanzado de agua a presión Plus
EPR/ Francia-Alemania	Reactor europeo de agua a presión
Reactores de sistemas primarios integrados	
CAREM/ Argentina	Central Argentina de Elementos Modulares
IMR/ Japón	Reactor modular internacional
IRIS/ EEUU	Reactor internacional innovador y seguro
SMART/ EEUU	Reactor modular avanzado de sistemas integrados
Reactores modulares de alta temperatura refrigerados por gas	
GT-MHR/ Rusia, y otros	Reactor de turbina a gas de alta temperatura
PBMR/ Sur África	Reactor modular de lecho de bolas

desarrollos de reactores de potencia, entre los años 1950 y 1960; la II, a partir de los años 1970, está formada por las plantas comerciales de gran tamaño, actualmente en funcionamiento; la III Generación engloba un conjunto de reactores avanzados evolutivos desarrollados en los años 1990, algunos en operación; la III+, actualmente en desarrollo, incorpora las mejoras introducidas en los últimos años, y brinda la posibilidad de su próxima implantación comercial en distintos países, particularmente, los llamados “a corto plazo” en EEUU para el 2010, y los de “a medio plazo” para el año 2015, en el resto del mundo (Tabla 1). Finalmente, la IV Generación sucederá a las anteriores a partir del año 2030.

OBJETIVOS DE IV GENERACIÓN

El objetivo principal de IV Generación es el desarrollo y demostración de uno o varios sistemas nuevos de energía nuclear que reúnan ventajas en las áreas de sostenibilidad, seguridad y fiabilidad, economía, y resistencia a la proliferación y protección física, y puedan ser implantados comercialmente para el año 2030.

En resumen, IV Generación compatibilizará la generación sostenible de

energía con la limpieza del aire (reducción de efecto invernadero), la disponibilidad a largo plazo y el uso eficiente del combustible, al tiempo que minimizará los residuos radiactivos y aumentará la protección de la salud del público y la del medio ambiente, minimizando las cargas de esa protección para las generaciones venideras. Por otra parte, en seguridad y fiabilidad, se propone conseguir estándares de excelencia y la disminución de la probabilidad de ocurrencia de accidente severo y su nivel, junto con la eliminación de la necesidad de emergencia de los alrededores de las plantas. En lo referente a la economía, IV Generación rebajará los costes del ciclo del combustible y tornará los riesgos financieros comparables a los de otros proyectos energéticos. Por último, respecto a la resistencia a la proliferación y protección física, estos sistemas, por sus características, proporcionarán mayor garantía contra el desvío o robo de materiales para uso en armas y mayor protección frente a actos terroristas.

ORGANIZACIÓN Y METODOLOGÍA

Plan tecnológico de trabajo (Roadmap)

El foro GIF agrupa a los diez países siguientes: Argentina, Brasil, Canadá, Francia, Japón, Corea, Sur África, Suiza, EEUU y el Reino Unido, y a EURATOM.

GIF creó un tipo de organización con capacidad para planificar y ejecutar un plan de trabajo (Roadmap), que permitiera la elección de los tipos de reactores de la IV Generación y los ciclos de combustible asociados, e identificar las necesidades de I+D. La coordinación de los trabajos recayó en el Grupo de integración (RIT), supervisado por el Comité asesor para investigación nuclear del DOE (NERAC). Los Grupos técnicos de trabajo (TWGs) se encargaron del desarrollo de la metodología y del análisis de los diferentes sistemas de reactores, a la vez que otros Grupos paralelos cubrieron las áreas comunes de trabajo relativas al ciclo del combustible (FCCG), combustible y materiales, seguridad y riesgos, economía y productos energéticos.

En los trabajos, que se prolongaron desde octubre de 2000 hasta finales de 2002, participaron más de un centenar de expertos pertenecientes a los diez países que forman el GIF.

Selección de los sistemas de reactores

Se partió de cuatro áreas fundamentales (sostenibilidad, economía, seguridad y fiabilidad, y resistencia a la proliferación y protección física), 15 criterios y 24 magnitudes, y se estudiaron cerca de cien conceptos de sistemas de reactores, cuyo resultado fue la elección de seis sistemas de IV Generación y la selección de un conjunto de reactores para su comercialización a corto plazo en EEUU (2010) y otro del ámbito internacional de implantación a medio plazo (2015) (Tabla 1). Los seis sistemas elegidos en IV Generación se dan en la Tabla 2.

DESCRIPCIÓN DE LOS SISTEMAS

Reactor rápido refrigerado por gas (GFR)

Es un reactor rápido refrigerado por helio, de 288 MWe, con temperatura de entrada/ salida de 490 °C/ 850 °C (90 bares) y alto rendimiento termodi-

Tabla 2: Sistemas de reactores de IV Generación

Acrónimo	Sistemas de reactores de IV Generación
GFR	Reactor rápido refrigerado por gas
LFR	Reactor rápido refrigerado por plomo
MSR	Reactor refrigerado por sales fundidas
SFR	Reactor rápido refrigerado por sodio
SCWR	Reactor refrigerado por agua supercrítica
VHTR	Reactor de muy alta temperatura

námico (48%) (Fig. 2). El combustible de referencia es el carburo mixto (U,Pu) C/SiC, en forma de partículas cerámicas de varias capas, que configuran núcleos de bloques prismáticos, elementos de varillas o placas. El GFR puede emplearse en ciclo (Bryton) directo de turbina para producir electricidad, y como fuente de calor para la producción de hidrógeno mediante el proceso termoquímico. Presenta aspectos favorables que lo hacen especialmente interesante, como son su capacidad para disminuir los actínidos y el empleo de uranio empobrecido; se postula el reproceso del combustible irradiado (ciclo cerrado) por medio de los sistemas hidro y pirometalúrgico, y una planta de refabricación in situ. Su implantación está prevista para 2025. El GFR fue calificado como excelente en sostenibilidad y como bueno en los demás objetivos.

Este sistema se basa en tecnologías ya conocidas, como las correspondientes a los reactores ya clausurados, Proyecto Dragon (RU), el AVR (Alemania) y Peach Botton y Fort St Vrain (EEUU); y en los actuales HTTR (Japón) y HTR-10 (China), así como a los proyectos en curso, PBMR (Sur África) y GT-MHR (Rusia).

Reactor rápido refrigerado por plomo (LFR)

Se trata de un reactor rápido refrigerado por metal líquido de plomo o por el eutéctico de plomo bismuto, y ciclo de combustible cerrado (Fig. 3). Existen las opciones siguientes: a) la opción batería o pequeñas plantas de potencia entre 50-150 MWe, dotadas de núcleos de larga duración de recarga (15-20 años), fijos o recambiables; la más avanzada de éstas, con temperatura de salida de 800 °C, puede usarse en la producción de hidrógeno y en potabilizadoras; b) el sistema modular de potencia de 300-400 MWe, y c) la planta monolítica de gran tamaño, 1.200 MWe. Empleará combustibles compuestos de nitruros y aleaciones metálicas, y las temperaturas de salida del refrigerante alcanzarán los valores de 550 °C y de 750-800 °C (1 atmósfera), dependiendo de las opciones. Se prevé la implantación para 2025.

Las opciones están diseñadas para generar varios productos energéticos (electricidad, fuente de calor, desalación de agua del mar e hidrógeno), y son especialmente apropiadas para cubrir las necesidades eléctricas en pequeñas redes de distribución o para países en desarrollo que deseen evitar la implantación de grandes infraestructura del ciclo del combustible. Este

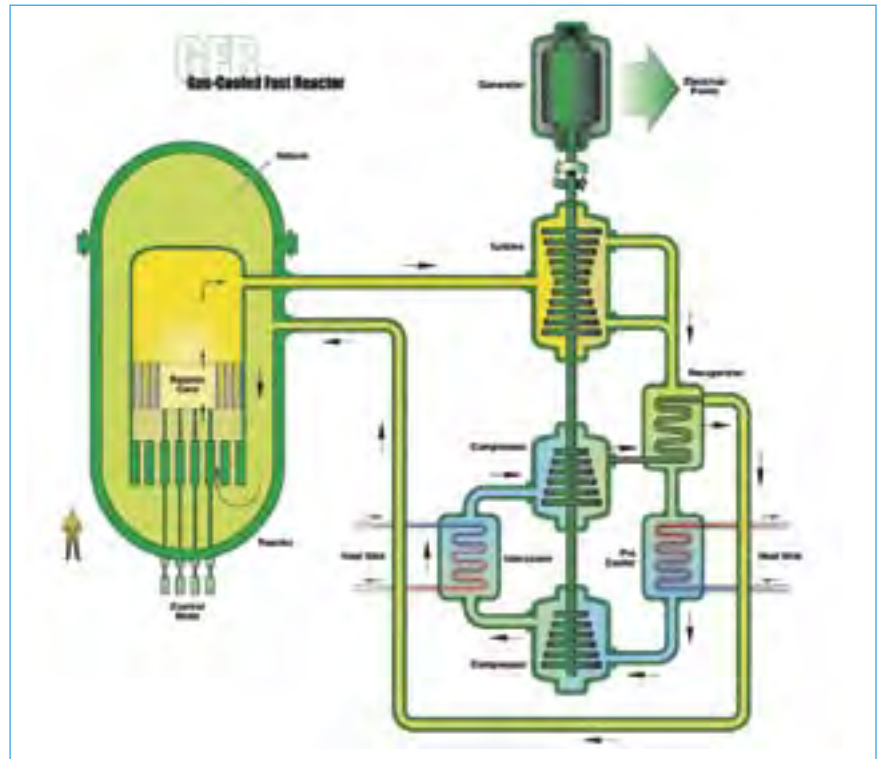


Figura 2. Esquema del sistema GFR.

sistema fue el más valorado de entre los sistemas refrigerados por metales líquidos de IV Generación, sin embargo es el que necesita más esfuerzo de I+D. El LFR fue calificado como excelente en sostenibilidad y como bueno en los demás objetivos.

Las tecnologías básicas del siste-

ma LFR han sido ya empleadas en los reactores (tipo Alpha) de los submarinos rusos; en el "Integral Fast Reactor IFR", desarrollado por ANL (EEUU) y en el ALMR (PRISM) de GE.

Reactor refrigerado por sales fundidas (MSR)

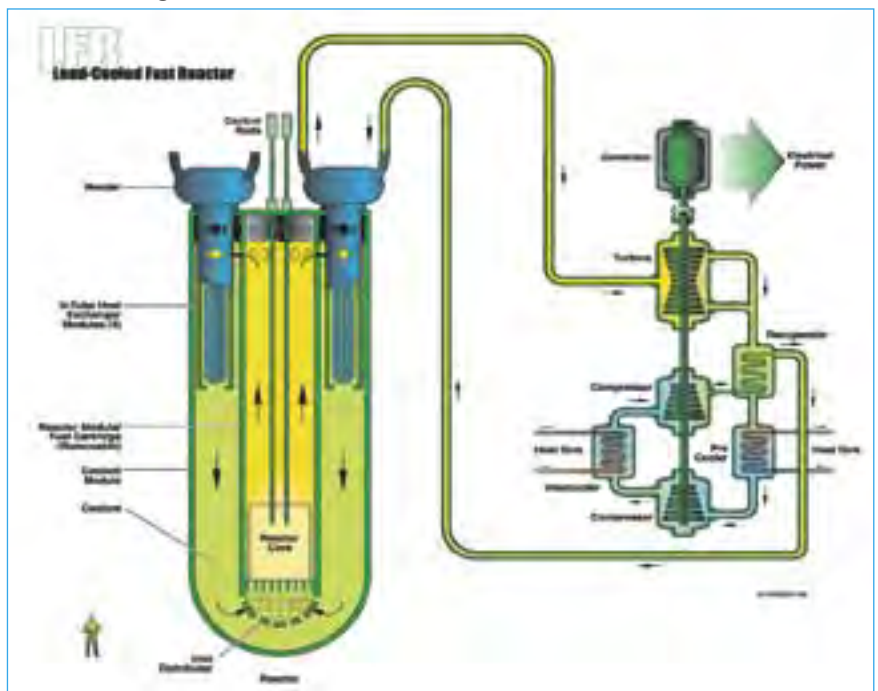


Figura 3. Esquema del sistema LFR.

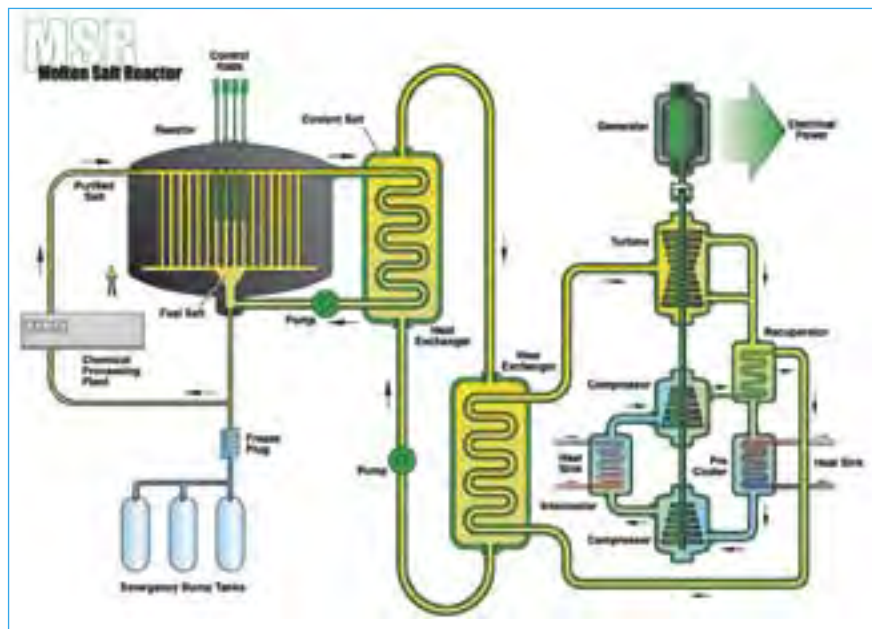


Figura 4. Esquema del sistema MSR.

Este sistema se compone de un reactor de espectro epitérmico, moderado por grafito (Fig. 4), de 1.000 MWe de potencia y refrigerado por una mezcla circulante formada por sales fundidas y combustible, que fluye a través de los canales del núcleo de grafito, entre la temperatura de entrada de 565°C y la de salida de 700°C y 800°C , y rendimiento variable de 44 y 50 %. La mezcla de fluoruro de sodio, zirconio, litio y berilio es muy soluble en los actínidos, permitiendo el uso de varios tipos de combustible, como: U de bajo enriquecimiento, Th-233, plutonio y actínidos minoritarios y materiales

fértiles (U-238 y Th-232). El sistema emplea el ciclo de combustible cerrado y está diseñado para producir electricidad e hidrógeno. Su implantación está prevista para 2025. El MSR fue calificado como excelente en sostenibilidad, como aceptable en economía, debido al elevado número de subsistemas, y como bueno en los demás objetivos.

Las tecnologías de base se desarrollaron en los años 1940 y 1950 para la propulsión aérea, especialmente en los proyectos: Aircraft Reactor Experiment (ARE) en 1954, y el Molten SALT Reactor Experiment (MSRE) de 8 MW térmicos.

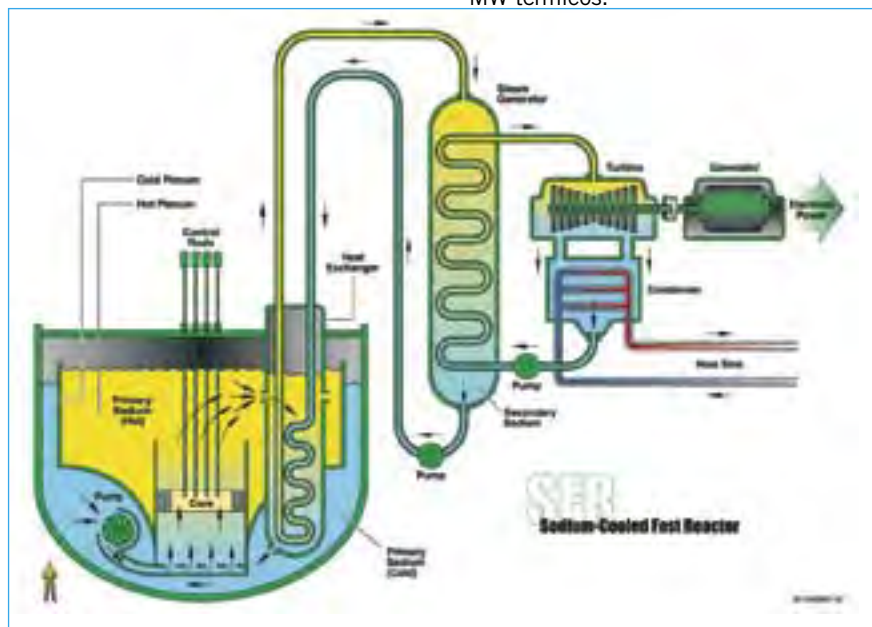


Figura 5. Esquema del sistema SFR.

Reactor rápido refrigerado por sodio (SFR)

El sistema SFR se compone de un reactor rápido refrigerado por sodio (Fig. 5) de ciclo de combustible cerrado, en el que existen dos opciones: una, de potencia comprendida entre 150 y 500 MWe y combustible de aleación metálica, con reproceso por el método pirometalúrgico; y otra, de 500-1.500 MWe, con combustible en forma de óxidos mixtos y reproceso mediante el método hidrometalúrgico. La temperatura de salida del sodio está comprendida en el intervalo de $530-550^{\circ}\text{C}$ y el circuito primario obedece a dos conceptos, el de piscina y el de circuito, trabajando a la presión atmosférica (el último está apoyado por Japón).

Para el combustible, se proponen dos opciones: los óxidos mixtos y las aleaciones metálicas de uranio, plutonio y zirconio, y se alcanzan grados de quemado de 150 a 200 GWd/tM. La misión básica del sistema SFR es la gestión de los residuos de alta actividad y en particular del plutonio y otros actínidos y la producción de electricidad. El SFR fue calificado como excelente en sostenibilidad y como bueno en los demás objetivos.

Este sistema es el más desarrollado de los seis que componen la IV Generación, puesto que diferentes versiones de reactores rápidos refrigerados por sodio han sido construidos y funcionado en Francia (Rapsodie, Phenix, Super Phenix), Reino Unido (DFR, PFR, CFR-1), Japón (Joyo, Monju), Alemania (KNK-II, SNR-300), Rusia (BN-350, BN-600) y EEUU (EBR-II, FFTF, CRBR) e India (FBTR). La fecha prevista para la posible implantación es el 2015.

Reactor refrigerado por agua supercrítica (SCWR)

Se trata de un reactor de gran potencia (1.700 MWe), refrigerado y moderado por agua a los valores críticos (374°C y 22,1 MPa), cuyo objetivo fundamental es la producción de electricidad. Las condiciones supercríticas permiten temperaturas de entrada a salida de 280°C y 510°C (25 MPa), respectivamente, y rendimientos de hasta el 44% (Fig. 6).

El reactor SCWR puede ser térmico (ciclo abierto) o rápido (ciclo cerrado), empleando combustible de UO_2 y vainas de acero inoxidable austenítico o ferrítico-martensítico, o aleaciones de base níquel. Este sistema, que supone un paso adelante en el desarrollo de los actuales reactores refrigerados por agua, constituye la envolvente de los

tipos PWR y BWR, respecto a los que presenta una clara simplificación, al no producirse el cambio de fase y estar directamente acoplado a la turbina. La potencia de referencia es de 1.700 MWe, y presenta ventajas económicas notables, respecto a las plantas LWR actuales, -incluyendo el ALWR-, tanto en construcción como en mantenimiento. El SCWR fue calificado como excelente en economía, debido al alto rendimiento térmico y a la simplificación de la planta, como muy bueno en sostenibilidad y como bueno en seguridad y en resistencia a la proliferación y protección física.

La tecnología básica para este sistema se encuentra en los reactores actuales LWR y en las plantas térmicas supercríticas comerciales existentes; además de alguna experiencia acumulada en reactores experimentales en Rusia y EEUU y los análisis de diseño durante los últimos 15 años llevados a cabo en Japón, Canadá y Rusia. La fecha de implantación prevista es la del 2025.

Reactor de muy alta temperatura (VHTR)

El VHTR supone un avance importante en el desarrollo evolutivo de los reactores de alta temperatura; es un reactor térmico, moderado por grafito y refrigerado por helio, de 600 MW de potencia térmica, y ciclo de combustible abierto (Fig. 7). Las elevadas temperaturas de salida de 1.000 °C (T_{entrada} 640 °C), que elevan su rendimiento por encima del 50%, convierten al VTR en un sistema óptimo para aplicaciones en procesos de calor, gasificación del carbón y generación de hidrógeno por la vía termoquímica. El combustible empleado es el tipo TRISO, y está formado por partículas de óxido o carburo de uranio, cubiertas de varias capas y de una vaina de ZrC, que a su vez van colocadas en el núcleo compuesto de bloques prismáticos, varillas o lechos de bolas.

Dada su versatilidad como co-generador de calor y electricidad podrá emplearse con éxito en refinerías y petroquímicas, en la producción de acero y aluminio dadas las temperaturas superiores a los 1.000 °C que pueden obtenerse, así como en desalación de agua del mar. Para usos en producción de electricidad puede emplearse el gas de turbina proveniente del circuito primario de refrigeración (*ciclo directo*), mientras que para el resto de aplicaciones existe un intercambiador de calor acoplado (*ciclo indirecto*). El VTR fue calificado como excelente en economía, debido su máxima eficacia pa-

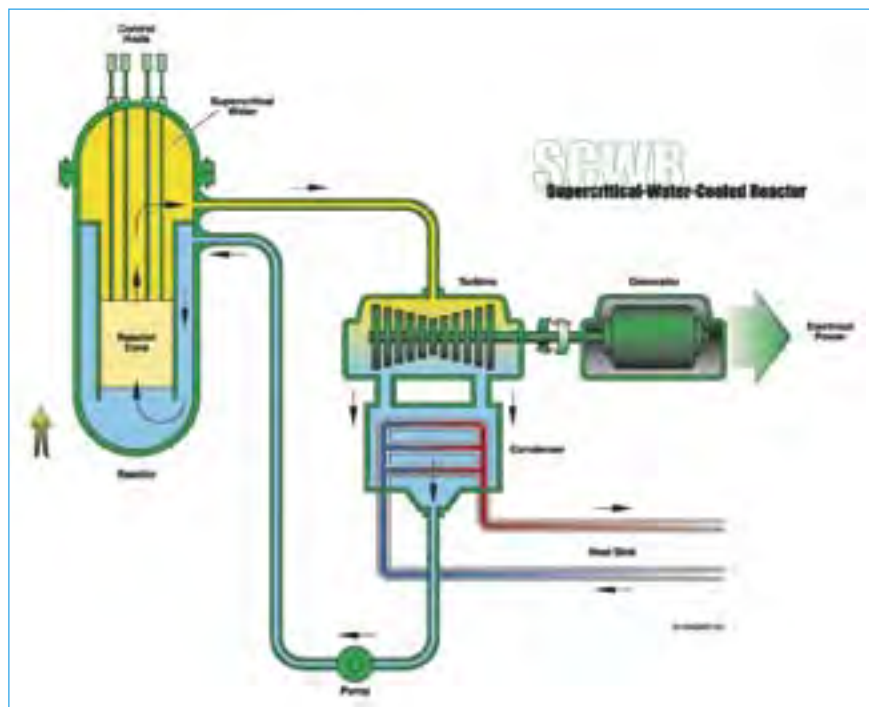


Figura 6. Esquema del sistema SCWR.

ra la producción de hidrógeno, y en seguridad y fiabilidad, por su seguridad inherente; como bueno en resistencia a la proliferación y protección física, y como aceptable en sostenibilidad, debido a su ciclo abierto.

La tecnología de base es amplia y bien consolidada, y parte de los anteriores reactores de alta temperatura HTGR, como Dragón, Peach Botton, AVR, THTR y Fort St. Vrain. Además, la planta japonesa HTTR de 30 MWt, actualmente en desarrollo, estudia la viabilidad de producción de tempera-

tura de salida de 950 °C y el acoplamiento al proceso de calor; y la planta china HTR-10, de 10 MWe, demostrará la cogeneración en producción de electricidad y fuente de calor. La implantación comercial del sistema VHTR está prevista para el año 2020, y en la actualidad está siendo apoyado por EEUU y Francia, y obtiene gran aceptación en Asia y Sur África.

PROGRAMA DE INVESTIGACIÓN

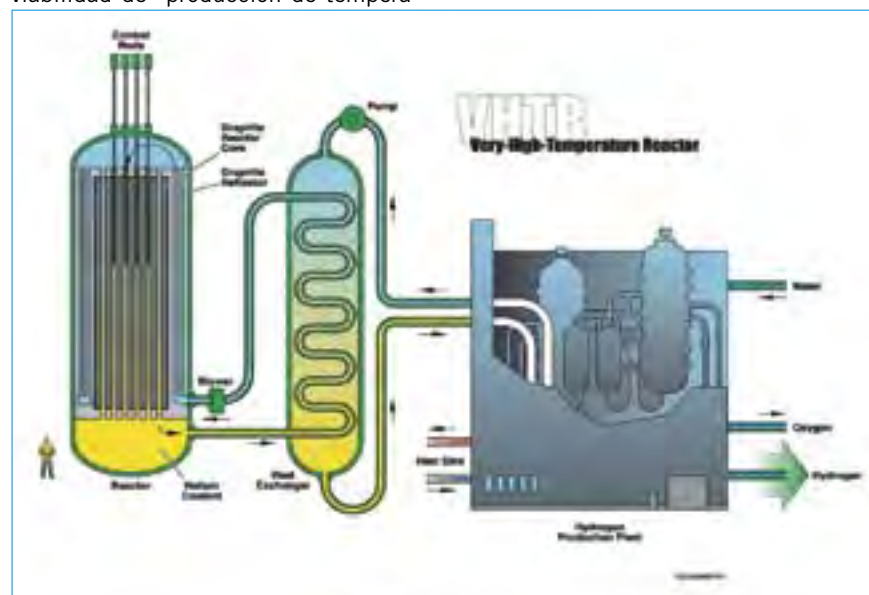


Figura 7. Esquema del sistema VHTR.

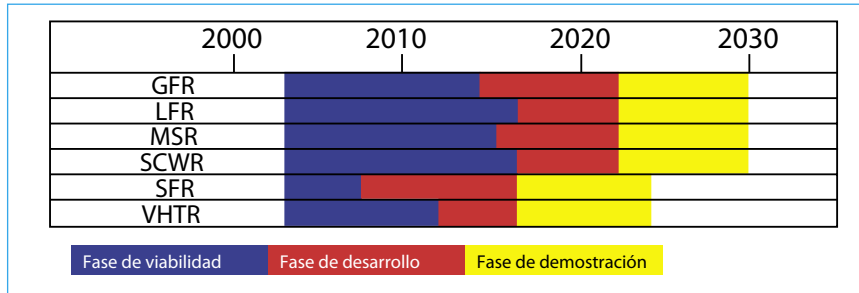


Figura 8. Cronograma del programa de I+D

Las necesidades de investigación identificadas en IV Generación son de dos tipos: las específicas de cada uno de los sistemas y aquéllas que por su carácter general son comunes a varios sistemas (cross-cut).

Fases de implantación

La ejecución del programa se divide en cuatro etapas: viabilidad, desarrollo, demostración y comercialización, que hemos esquematizado en la Fig. 8. En la fase de **viabilidad** se pretende resolver los problemas esenciales y verificar los principios básicos que hacen factible el funcionamiento de los sistemas, con anterioridad a emprender acciones de desarrollo a gran escala. La segunda fase consistirá en el **desarrollo** y la optimizarán de los subsistemas clave, que componen cada uno de los sistemas, tales como: el reactor, las instalaciones de reciclado, la tecnología de conversión de energía, etc. La fase se dará por concluida cuando los subsistemas estén suficientemente maduros para su demostración a escala industrial. Una vez terminada la fase de desarrollo de cada sistema, dará comienzo la fase de **demostración**, que va a requerir al menos seis años y un costo de varios millardos de dólares. Esta fase impli-

ca el diseño de detalle, la licencia y la construcción de la planta, así como su correcta operación. Finalmente, la fase de **comercialización** es netamente de carácter industrial.

El programa de I+D se refiere solamente a las dos primeras fases, es decir, a la fase de viabilidad y a la de desarrollo. En relación con la parte correspondiente a las necesidades específicas, la I+D, se agrupa en las siguientes áreas: combustible y materiales, sistema de reactor, balance energético, seguridad, diseño y evaluación, y ciclo del combustible; los costos totales estimados ascienden a 5.080 Millones de dólares. Su desglose por áreas de I+D se presenta en la Tabla 3.

Respecto de las actividades comunes a dos o más sistemas, se agrupan en los capítulos: ciclo del combustible (métodos hidro y pirometalúrgico y otras actividades), combustible y materiales, productos energéticos, riesgo y seguridad, economía y resistencia a la proliferación, con un costo total de 690 Millones de dólares, cuya distribución se incluye en la Tabla 3.

Organización

En la actualidad, y una vez concluida las primeras etapas, el GIF

dedica sus esfuerzos a la gestión del programa tecnológico (roadmap) y al establecimiento del marco global de cooperación internacional, incluidos los aspectos legales, que permita un funcionamiento adecuado del programa de I+D. Para lo cual, dispone de varios comités y grupos de expertos, como muestra la Fig. 9. Destacaremos los siguientes:

- Un Comité de integración para cada sistema de reactor (System Steering Committees), con al menos dos miembros del GIF interesados, con el objetivo de definir y dirigir el programa de I+D, dentro del programa tecnológico general.

- Un Comité de gestión de proyecto (Project Management Boards) para cada una de las áreas claves de I+D, formado por al menos dos miembros del GIF.

Desde 2002, la NEA/OCDE apoya la fase de I+D de IV Generación, proporcionando el secretariado técnico y el apoyo legal a los distintos comités del GIF, incluyendo los grupos de las actividades comunes (crosscutting working groups).

Los convenios de colaboración que rigen la participación contemplan los aspectos legales, tales como los derechos de la propiedad intelectual, la evaluación de las distintas aportaciones de los miembros, incluido el acervo de información general aportado. Los desarrollos que comporten la III Generación y la III+ serán tenidos en cuenta en el programa tecnológico de IV Generación.

Vías de colaboración

En principio, se ofrecen varios caminos para la cooperación en IV Generación, que se resumen en los dos si-

Tabla 3: Costos del programa de I+D de los distintos sistemas

Tipo de Sistema	Combustible y Materiales (M\$)	Sistema de Reactor (M\$)	Balance energético (M\$)	Seguridad (M\$)	Diseño y Evaluación	Ciclo del combustible (M\$)	Total (M\$)
GFR	300	100	50	150	120	220	940
LFR	250	120	110	150	170	190	990
MSR	200	150	50	200	100	300	1.000
SFR	160	140	50	160	100	Incluido en I+D común	610
SCWR	500	30	10	220	100	10	870
VHTR	170	20	280	80	90	30	670
Total	1.580	560	550	960	680	750	5.080
Programa de I+D común							
	Ciclo del combustible	Combustible y materiales	Productos energéticos	Riesgo y seguridad	Economía	Resistencia a proliferación	Total
	230	220	190	20	10	20	690

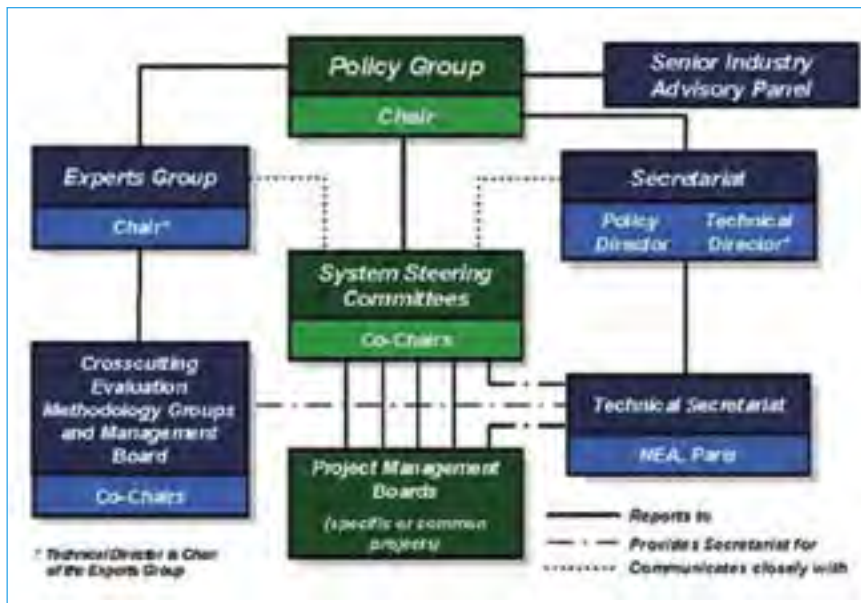


Figura 9. Borrador de organización y funcionamiento de la I+D del GIF.

guintes: a) mediante la integración como país en el conjunto de los diez países más EURATOM que componen GIF, y b) mediante la participación en las iniciativas emprendidas por EURATOM (Programas Marco de I+D, etc).

POSIBLES ESCENARIOS ESPAÑOLES

El parque nuclear español está formado por nueve plantas, las dos más antiguas, que se conectaron a la red en 1969 y 1971, pertenecen a la I Generación, y las siete restantes, cuya entrada en funcionamiento comercial se sitúa entre 1983 y 1988, se enmarcan en la II Generación. Por tanto, la edad de las plantas españolas varía entre 16 y 35 años y la edad media se sitúa en 22 años.

Como es bien conocido las plantas españolas tienen en marcha programas de extensión de vida, que permitirá prolongar la vida de las mismas por encima de los 40 años, en el horizonte de los 60 años.

A título de ejercicio, presentamos una posible implantación en nuestro país de plantas de IV Generación en sustitución de las actuales, en dos escenarios diferentes, dependiendo que la vida útil sea de 40 ó 60 años. Partiendo de la hipótesis del mantenimiento de la actual potencia instalada, y estimando en siete años el tiempo global de construcción (incluido licenciamiento), -lo que significaría que las operaciones de sustitución por otra central de potencia similar deberían iniciarse con siete años de antelación

a la parada de la planta en cuestión-, se obtendría la perspectiva de sustitución dada en la Tabla 4.

En el primer escenario (vida útil de 40 años), las dos primeras plantas quedan fuera de este análisis, por motivos obvios; para las restantes, la parada se produciría en el intervalo 2023-2028, por lo que el reemplazo debería comenzar entre 2016 y 2028. En el segundo caso (vida útil de 60 años), habría un desplazamiento de 20 respecto de las cifras anteriores, y se incluiría Sta. María de Garona, por lo que el periodo de renovación sería de 2024-2048.

Si comparamos las fechas anteriores con las previstas de implantación de IV Generación (la Fig. 9), constatamos que, en el primer escenario (40 años), el intervalo de construcción dado (2016-2028), caería dentro de la fase de desarrollo de la mayoría de los sistemas de IV Generación, por lo que la posible sustitución de las plantas españolas habría de llevarse a cabo con reactores de III y III+, y parcialmente

por los SFR y VHTR. En el segundo caso, la construcción se haría entre 2022 y 2048, por lo que la sustitución podría hacerse enteramente por reactores de IV Generación.

CONSIDERACIONES FINALES

Actualmente, en los países de nuestro entorno tecnológico se ha iniciado un debate sobre la energía en el que se contempla la evaluación de las fuentes disponibles para cubrir la demanda esperada, la diversificación de las fuentes de suministro y los efectos sobre el medio ambiente de las distintas opciones tecnológicas implicadas, entre las que la energía nuclear se considere capaz de cubrir gran parte de la demanda futura en condiciones técnicamente seguras y económicamente competitivas con otras energías.

El presente y el futuro de los sistemas de reactores que podrán hacer frente a las nuevas necesidades de suministro energético de origen nuclear, vienen representados por los sistemas de la III Generación y la III+, y el horizonte de los años 2030, por los sistemas de IV Generación. Esta nueva generación de plantas nucleares presenta ventajas importantes en las áreas de sostenibilidad, economía, seguridad y fiabilidad, y de resistencia a la proliferación y protección física, al tiempo que ofrece soluciones atractivas y eficientes en el campo de los residuos radiactivos y la aplicación a nuevos productos energéticos, como el hidrógeno. Otra iniciativa en esta misma dirección es el Proyecto IMPRO promovido por el OIEA.

REFERENCIAS

1. Pedro Rivero: El Sector Eléctrico y perspectivas: Nuclear España, Revista SNE, Abril 2005.
2. Nuclear Energy Data: OECD/NEA-2004
3. A Technology Roadmap for Generation

Tabla 4: Perspectiva de sustitución de las plantas españolas (año 2004)

Planta	Unidad	Operación comercial	40 años de vida		60 años de vida	
			Inicio construcción	Parada	Inicio construcción	Parada
José Cabrera (*)	1	1969	2002	2009	2022	2029
Sta María de Garoña	1	1971	2004	2011	2024	2031
Almaraz	1	1983	2016	2023	2036	2043
	2	1984	2017	2024	2037	2044
Ascó	1	1984	2017	2024	2037	2044
	2	1986	2019	2026	2039	2046
Cofrentes	1	1985	2018	2025	2038	2045
Trillo	1	1088	2021	2028	2041	2048
Vandellós	2	1988	2021	2028	2041	2048

(*) Parada de la planta prevista para 2006

IV Nuclear Energy Systems, GIF-002-00

4. F. Carré et al.: R&D Programme on Generation IV Nuclear Energy Systems: the High Temperature Gas-cooled Reactors, ATW, April 2005-07-04

5. Status of the Generation IV Initiative on Future Energy Systems, ENS, <http://www.euronuclear.org/info/generation-IV.htm>

6. New Reactor Designs, Ronald Hagen, <http://www.eia.doe.gov/cneaf/>

7. NEA Involvement in GIF Activities, NEA/NE(2003)9

8. José L. Díaz Díaz, José López Jiménez: A proposal for the Spanish participation in the Generation IV International Forum, DFN/00-01/OP-04, 2004.



José LÓPEZ JIMÉNEZ es licenciado en Física por la Universidad de Madrid y doctor por las universidades de París y Madrid. Entre 1964 y 1968 trabajó en el CEA (Saclay y Fontenay-aux-Roses) sobre el efecto de la radiación en el grafito (Efecto Wigner) y los aceros de vasija. En 1969 ingresa en el Ciemat (antes JEN), incorporándose a la División de Metalurgia, y entre 1973 y 77 fue comisionado en el KfK (Alemania) para trabajar en el desarrollo de combustible para reactores rápidos (SNR-300), liderando, a su vuelta, el programa KfK-JEN en este campo. En el periodo 1985-98, fue director del Programa de Tecnología de Seguridad Nuclear y, actualmente, ocupa el puesto de jefe de la División del PIMIC para el desmantelamiento del Ciemat. Es miembro de la Comisión de Publicaciones de la SNE.

Ha participado en numerosos proyectos de I+D, nacionales e internacionales, y pertenecido a distintos comités, entre ellos al Comité Científico y Técnico de Euratom, TSO y Lobi de la UE y al Grupo Asesor Internacional de la OCDE para el reactor experimental Jules Horowitz. Ha

publicado gran número de trabajos en diversos foros y revistas especializadas.

José Luis DÍAZ DÍAZ es Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid (1964). Las actividades desarrolladas a lo largo de su vida profesional se inician en el área de Metalurgia y Materiales, donde fue Jefe del Grupo de Montaje de Elementos Combustibles. En el periodo entre 1982 y 1984 fue jefe de la Sección de Garantía de Calidad de la JEN, ocupando, con posterioridad, el cargo de Subdirector del Departamento de Seguridad Nuclear, Garantía de la Calidad y Protección Física de la JEN (1984 a 1985).

Desde 1985 hasta 1994, fue Gestor del Sistema de Garantía de la Calidad del Consejo de Intervención del Estado para la conservación y mantenimiento de la Central Nuclear de Lemóniz. Reincorporado al CIEMAT en 1995, en febrero de 1996 fue nombrado Subdirector General del Departamento de Fisión Nuclear del CIEMAT, cargo que ostentó hasta septiembre de 2004, año en el que pasó a ocupar la Subdirección General del Departamento de Seguridad y PIMIC, cargo que ostenta hasta la fecha.

Ha formado parte de numerosos comités y grupos de expertos nacionales e internacionales y publicado diversos trabajos en revistas y simposios.

