



Alberto GRANDA DE MARTOS es licenciado en Ciencias Físicas y ha desarrollado su actividad profesional desde 1977 en INITEC, donde ha participado en la ingeniería de proyectos nucleares, en las áreas de diseño y evaluación de seguridad, y ha sido director técnico de la Oficina de Ingeniería de Apoyo a la Central Nuclear de Ascó. En la actualidad se ocupa del seguimiento de los desarrollos de reactores avanzados.



Juan GURBINDO GUTIERREZ es Ingeniero Industrial. Desde 1972 trabaja en la Empresa Nacional de Ingeniería y Tecnología, S. A. INITEC, en la que ha ocupado los puestos de jefe del Departamento Nuclear, jefe de la División de Energía y jefe de la División de Ingeniería Mecánica-Nuclear. Desde 1988 es Adjunto al Gerente de Energía. En estos últimos años ha coordinado un grupo de trabajo para la realización de un Programa de Desarrollo de una Central Nuclear Avanzada, siendo designado asimismo para participar en un Grupo de Expertos de la Agencia de Energía Nuclear (OCDE) sobre Tecnologías de Reactores Avanzados.

PANORAMICA GENERAL

REACTORES AVANZADOS

A. GRANDA - J. GURBINDO

ANTECEDENTES

En los últimos treinta años la energía nuclear se ha extendido como una alternativa viable para la generación de energía, llegando en 1988 a producir alrededor del 15 % del suministro mundial de energía eléctrica. De los distintos tipos de reactores, los refrigerados por agua ligera constituyen la parte más importante, representando el 86 % de los hoy empleados en el mundo. En 1988 existían 416 reactores de este tipo en operación en 26 países, acumulando una experiencia operacional superior a 4.000 reactores-año. Este desarrollo nuclear ha supuesto un extenso intercambio de tecnologías básicas y de desarrollo, así como de experiencia operacional entre distintos países y entre industrias privadas y organismos públicos. En muchos países de nivel tecnológico medio, este proceso ha representado un motor de la capacitación de su industria hasta niveles de calidad homologables con los estándares de los países más avanzados. Sin embargo, en los últimos años el

crecimiento real de la demanda de energía, los elevados costes, plazos de construcción y esfuerzos inversores, y más recientemente las dudas surgidas en la opinión pública respecto a la seguridad de las instalaciones, han producido un recorte generalizado en los planes nucleares, que ha llegado a la paralización total en muchos países, y a un nuevo examen y evaluación de la opción nuclear en muchos otros.

Paralelamente, los requisitos de licenciamiento se han ido endureciendo como consecuencia de los accidentes ocurridos y de la evolución de la tecnología, lo que ha incidido de modo importante en el diseño y plazos de construcción de las centrales de las últimas generaciones, y ha supuesto numerosas modificaciones en reactores antiguos.

Como consecuencia de lo anterior, la industria nuclear se ha visto obligada a la preparación de planes de actualización y mejora de la tecnología nuclear con el fin de establecer una base de partida sólida para un eventual relanzamiento.

SITUACION ACTUAL

Al principio de la década de los noventa habrá del orden de 500 reactores en operación en el mundo, con una producción de plutonio del orden de 100 toneladas/año. La comercialización de reactores rápidos reproductores, que posibilitaría la utilización a largo plazo del plutonio, no es probable que ocurra antes de la segunda década del próximo siglo, y por otro lado, en la próxima década una parte significativa de los reactores en operación habrá alcanzado la vida útil para la que fueron diseñados. Por todo ello, la investigación y desarrollo de la tecnología nuclear en los países más avanzados se ha centrado en los reactores avanzados de fisión y en el planteamiento de diseños conceptuales, de reactores pasivos y modulares, intrínsecamente seguros, aún en estado muy preliminar. Los diseños de reactores avanzados, al proceder de un concepto tecnológico suficientemente probado, no precisarán la construcción de plantas piloto para probar su viabilidad operativa, y por tanto, se espera estén disponibles para comercialización la próxima década, siendo sus principales objetivos de diseño los siguientes:

Incremento en la seguridad

El nivel de seguridad de los reactores en operación ha aumentado de manera significativa como resultado de la experiencia de operación, los avances tecnológicos y los requisitos de las autoridades reguladoras. Los diseños avanzados incorporan las mejoras de diseño derivadas de los procesos anteriores, así como nuevos sistemas de salvaguardia de gran fiabilidad, sistemas pasivos, y sofisticados sistemas de control automático y de información al operador. Todo ello se traduce en una mejor respuesta frente a transitorios y situaciones accidentales, que implica una reducción en la probabilidad de fusión del núcleo, así como en la reducción de las dosis operacionales previstas. Los objetivos de diseño comúnmente aceptados para estas áreas son:

- Probabilidad de fusión de núcleo de 10^{-6} /reactor año.
- Dosis al público de 25 Rem a 800 metros para sucesos de probabilidad 10^{-6} /reactor año.
- Dosis operacional de 50-100 man-Rem/año.

Mejora de la disponibilidad y de la operabilidad

La optimización del quemado del combustible, de las operaciones de mantenimiento y de la capacidad de segui-

miento de carga, conducirá a mayores factores de capacidad y disponibilidad. Los objetivos de diseño comúnmente aceptados para estos aspectos son:

- Incremento del factor de disponibilidad hasta valores del orden del 90 %.
- Mejora significativa de márgenes de diseño y operación.
- Mejora de la capacidad de seguimiento de carga.
- Simplificación u optimización de operaciones de mantenimiento.
- Incremento de la fiabilidad de componentes y sistemas.
- Reducción del volumen de residuos.
- Extensión de los ciclos de operación y del quemado de combustible.

La cuantificación de los objetivos anteriores es variable para los diferentes proyectos en curso.

Reducción de costes

La competitividad de la generación nucleoelectrica frente a otras alternativas se ha convertido en un factor decisivo para la viabilidad del desarrollo nuclear, por lo que la mayoría de los diseños en curso se han planteado como objetivos la reducción de costes de:

- Capital. Diseños más compactos y modulares con períodos de construcción más cortos y factibles, con menores volúmenes de edificación, y procesos de licenciamiento simplificados. Objetivo: reducción del 15-20 % en los costes de capital y financieros.
- Generación. Diseños con una vida útil incrementada hasta sesenta años, mejor aprovechamiento del combustible y simplificación de las operaciones de mantenimiento e inspecciones con el consiguiente incremento en el factor de capacidad. Objetivo: reducción del 10-15 % en los costes de generación.

Seguridad intrínseca

La evolución de los estándares de seguridad ha supuesto, además de los objetivos cuantificables ya mencionados, la orientación de los diseños hacia características de seguridad intrínseca como:

- Diseños intrínsecamente seguros (coeficientes de reactividad negativos, sistemas pasivos, circulación natural, etc.).
- Características de comportamiento del reactor en situaciones anormales o accidentales que minimicen los requisitos de acciones correctoras o de mitigación a corto plazo, tanto desde el punto de vista de acciones

automáticas como de acciones del operador.

- Adecuación de los requisitos de calidad, inspección, pruebas y mantenimiento a la optimización de la fiabilidad de todos los sistemas y componentes.
- Estandarización del diseño, que facilite las pruebas y el aprovechamiento de la experiencia operativa.

DISEÑOS EN CURSO

Un Grupo de Expertos de la OCDE ha clasificado los proyectos principales en curso en los cuatro grandes grupos siguientes:

- Disponibles a corto plazo ($\approx$ 1995).
- Disponibles a medio plazo ($\approx$ 2000).
- Disponibles a largo plazo ($\approx$ 2010).
- Optimización del uso del combustible,

mientras que la Sección de Reactores Avanzados del OIEA ha realizado una clasificación atendiendo a:

- Potencia superior a 900 MWe.
- Potencia media ($\approx$ 600 MWe).
- Intrínsecamente seguros.
- Programas de I + D.

En la tabla I se presentan los principales proyectos actualmente en curso, indicando país, suministrador principal o consorcios involucrados, tipo de reactor, potencia y los grupos a que pertenecen según las clasificaciones mencionadas de OCDE y OIEA.

Se describen someramente a continuación, ordenados por países, los proyectos en curso más significativos.

ESTADOS UNIDOS

El programa de desarrollo de reactores avanzados tiene su origen en el programa establecido por el DOE, cuyos objetivos son:

- Desarrollo de diseños estandarizados de reactores avanzados de agua ligera, que obtuvieran el certificado de aprobación del diseño en 1991.
- Investigar a más largo plazo reactores de tamaño medio, simplificados y con sistemas de salvaguardia de carácter pasivo que tuvieran sus estudios de viabilidad terminados en 1989, y obtuvieran certificados de aprobación del diseño en 1995.
- Concentrarse en el desarrollo de diseños evolutivos respecto a los actualmente en operación, que por tanto no exigieran la construcción de plantas piloto.

En diciembre de 1984 el EPRI estableció un programa de desarrollo de reactores avanzados de agua ligera, que

T I Principales proyectos en curso

Reactor	País	Suministrador	Tipo	Potencia MWe	Cat. OCDE	Cat. OIEA
APWR	EE UU/Japón	W/Mitsubishi	PWR	1.350	1	1
ABWR	EE UU/Japón	GE/Hitachi-Toshiba	BWR	1.350	1	1
N4	Francia	Framatome	PWR	1.400	1	1
SIZEWELL-B	Reino Unido	CEGB	PWR	1.250	1	1
CE-SYSTEM 80	EE UU	CE	PWR	3.800(t)	1	1
CONVOY	Alemania	KWU	PWR	1.369	1	1
APWR Siemens	Alemania	Siemens	PWR	990	1	1
CANDU-6						
Mark II	Canadá	AECL	PHWR	638	1	
PWR-W-312	Italia	ENEL	PWR	985		1
BWR-90	Suecia	Asea-Atom	BWR	1.050	1	
VVER-1.000-1.800	URSS	Atom energo export	PWR	1.000-1.800		1
CANDU-3	Canadá	AECL	PHWR	450	2	
CANDU-6						
Mark III	Canadá	AECL	PHWR	800-1.000	2	
SBWR	EE UU	GE	BWR	600	2	2
AP-600	EE UU	W	PWR	630	2	2
PWR-2.000	Francia	Framatome	PWR	1.400	2	
B-600	EE UU	B & W	PWR	600	2	2
PIUS	Suecia	ABB ATOM	BWR	750	3	3
ISER	Japón		SRPV	210	3	3
SECURE-P	Suecia	ABB ATOM	PCRVP	300		3
RCVS	Francia	Framatome	PWR	900-1.400	4	1
ATR						
(HWM, BWR)	Japón			606	4	
HCLWR	Alemania/Suiza	Siemens	PWR	>1.500	4	
NUPACK	EE UU	W	PWR	600		2
NP-300	Francia	Framatome	PWR	300		2
MAP	EE UU	CE	PWR	300		2

W = Westinghouse
GE = General Electric
CE = Combustion Engineering
KWU = Kraft Werk Union
AECL = Atomic Energy of Canada Ltd.
CEGB = Central Electric Generation Board
ENEL = Ente Nazionale Dell'Elettricità

B & W = Babcock & Wilcox
PWR = Reactor de agua a presión
BWR = Reactor de agua en ebullición
PHWR = Reactor de agua pesada a presión
SRPV = Reactor integrado de vasija metálica
PCRVP = Reactor integrado de vasija de hormigón pretensado

recoge las exigencias de las empresas eléctricas, y cuyos objetivos principales son:

- Desarrollar un documento de criterios y requisitos de diseño, revisado por las empresas eléctricas y aprobado por la NRC.
- Desarrollar diseños conceptuales y estudios de viabilidad para reactores de tamaño medio y características pasivas.
- Establecer los criterios y requisitos de licenciamiento para la generación de reactores avanzados.
- Orientar el desarrollo hacia
 - Simplificación del diseño.
 - Facilidad de construcción, operación, mantenimiento.
 - Utilización de tecnologías suficientemente probadas.
 - Mejora de los márgenes de operación y de respuesta a transitorios y accidentes.
 - Reducción de costes y de incertidumbres en el licenciamiento.

Como consecuencia de estos progra-

mas se han desarrollado los siguientes diseños de reactores:

Reactores de gran potencia (≥ 900 MWe) que obtendrán certificación de diseño en 1991

Los principales objetivos y características de diseño de los tres proyectos en curso que se describen a continuación se encuentran resumidos en la tabla II.

APWR de Westinghouse

De 4 lazos y 1.350 MWe, desarrollado conjuntamente con Mitsubishi Heavy Industries y en colaboración con cinco compañías eléctricas japonesas, entre las que se encuentra Kansai Electric.

ABWR de General Electric

De 1.350 MWe y desarrollado conjuntamente con Hitachi, Toshiba y la compañía eléctrica TEPCO, comenzó en 1978 con un estudio de viabilidad rea-

lizado por un equipo integrado por GE, Ansaldo, Asea-Atom, Hitachi y Toshiba.

CE-SYSTEM-80 de Combustion Engineering

De 3.800 MWt, el diseño incorpora dos generadores de vapor y cuatro bombas primarias que pueden acomodarse en una contención cilíndrica como en Palo Verde, o esférica como en la hoy cancelada Yellow Creek.

Reactores pequeños en fase de diseño conceptual

AP-600 de Westinghouse

Reactor de 600 MWe desarrollado en colaboración con EPRI, y que utiliza como base la experiencia de Westinghouse en reactores de este tamaño. En la actualidad se procede a estudios de viabilidad técnica y económica de los sistemas pasivos de seguridad, y a la estimación de las ventajas del proceso de modularización.

Las principales características son:

- Reducción de la densidad de potencia e incremento en márgenes térmicos y vida de la vasija.
- Reducción del coste de combustible y alargamiento del ciclo.
- Bombas del refrigerante integradas en los generadores de vapor.
- Sistemas de seguridad pasivos.
- Reducción de volumen de construcción.
- Diseño y construcción modulares, con posibilidad de prueba en fábrica.

GE-SBWR de General Electric

De 600 MWe y desarrollado en colaboración con EPRI, los estudios preliminares de viabilidad técnica y económica se completaron con éxito en 1986. A continuación comenzó un programa de tres años patrocinado por el DOE para pruebas y desarrollo con el alcance:

- Confirmación del funcionamiento fiable del sistema de enfriamiento por gravedad.
- Diseño de contención con sistema pasivo de enfriamiento.
- Preparación de un plan de construcción extendiendo el concepto de modularización.

La significativa reducción del número de componentes justifica la competitividad de este reactor.

B-600 PWR de Babcock & Wilcox

De 600 MWe y en fase de diseño conceptual, incorpora:

- Bombas principales con el motor colocado debajo de la bomba.

T II

Objetivos de diseño	CARACTERISTICAS DE DISEÑO		
	W-APWR	GE-ABWR	CE-SYSTEM 80
Aumento del Factor de Disponibilidad (90 %)	- Rediseño generadores vapor. - Incremento fiabilidad y simplificación sistemas y componentes. - Aumento fiabilidad y estabilidad sistemas del secundario.	- Aumento rendimiento turbo-generador. - Utilización concepto celdas de control. - Bombas recirculación integradas. - Ajuste fino barras control.	- Rediseño generadores vapor. - Prevención disparos espúreos. - Vigilancia continua parámetros termohidráulicos.
Reducción Costes kW instalado y KW-H producido (15-20 %)	- Reducción período construcción. - Reducción volumen obra civil y longitud tuberías. - Control moderación y extensión ciclo combustible. - Instalación nuevo reflector. - Utilización barras grises. - Aumento vida vasija reactor. - Alargamiento ciclo combustible.	- Reducción período construcción. - Optimización distribución axial potencia. - Control espectral. - Reducción volumen contención	- Reducción tuberías y soportes. - Reducción fluencia neutrónica. - Aumento vida vasija reactor.
Aumento capacidad seguimiento carga (50-100 %/día)	- Barras de control grises. - Estabilidad sistema secundario	- Ajuste fino barras control.	- Incremento número elementos barras de control.
Reducción probabilidad de fusión de núcleo (10^{-6} /reactor-año)	- Reducción potencia específica. - Aumento fiabilidad sistemas. - Incremento margen tiempo para iniciar acciones correctoras. - Cambio diseño vasija reactor.	- Bombas recirculación integradas. - Autocalibración y prueba de lazos de control. - Mejora diseño sistemas salvaguardia.	- Aumento volumen presionador. - Aumento fiabilidad sistemas. - Diseño avanzado sala control. - Dos grupos barras parada. - Lógica 2 de 4 y canal pruebas.
Reducción dosis operacionales (50-100 man-Rem/año)	- Rediseño generadores vapor. - Simplificación diseño sistemas. - Simplificación mantenimiento.	- Eliminación lazos recirculación.	- Rediseño generadores vapor.

- Sistemas pasivos de seguridad.
- Circulación natural para refrigeración de emergencia.
- Doble contención refrigerada por circulación natural en caso de accidente.

NUPACK de Westinghouse

De 600 MWe y basado en la experiencia de PWR de dos lazos, en fase de diseño conceptual, y orientado a cumplir los requisitos del EPRI para este tipo de reactores. De concepción modular, permite la inclusión del reactor, la contención de acero y la mayoría de los sistemas de seguridad, en un único módulo construible y transportable sobre una plataforma flotante siguiendo la experiencia de la industria química. La losa de contención, el blindaje y el BOP se construyen en el emplazamiento.

MAP de Combustion Engineering

Desarrollado para 300 MWe, utiliza ge-

neradores de vapor "Once-through" que, juntamente con todos los componentes primarios, están integrados en una única vasija de presión de aproximadamente 27 metros de altura, seis de diámetro y 300 mm de espesor. El diseño elimina la posibilidad de pérdidas de refrigerante o vapor principal y la mayoría de ATWS.

ALEMANIA

El programa de desarrollo alemán ha contemplado dos reactores, ambos de agua a presión de diferentes potencias para el mercado interno y la exportación, así como la investigación de un reactor de alta razón de conversión.

Reactor CONVOY de KWU de 1.300 MWe

El concepto se ha aplicado en tres plantas PWR, actualmente en construcción, que suponen un desarrollo del diseño de Philippsburg 2. Sus prin-

cipales características son:

- Planificación de detalle previa a la construcción.
- Reducción del esfuerzo de ingeniería requerido.
- Manufactura de gran número de componentes idénticos.
- Racionalización del proceso de licenciamiento.
- Sistema de alivio de presión y filtrado de contención.

Reactor APWR Siemens de 990 MWe

Concepto desarrollado a partir de los reactores de cuatro lazos alemanes, adaptándolo al mercado internacional mediante la reducción a tres lazos y 990 MWe.

Sus principales características cumplen con la mayoría de los objetivos de diseño de los demás programas de reactores avanzados:

- Capacidad de seguimiento de carga.
- Incremento de la fiabilidad de sistemas.

- Redundancia, diversidad y separación física.
- Fallo seguro de sistemas y componentes.

HCLWR de Siemens

Proyecto de I + D para diseño de un reactor de desplazamiento espectral, de alta razón de conversión del tipo PWR y 3.700 MWt. Entre los objetivos de diseño figuran alcanzar una razón de conversión de 0.9 con un grado de quemado superior a 50.000 MWt/T, reduciendo los costes de combustible en aproximadamente un 10 %. El experimento crítico PROTEUS y el lazo REBEKA llevan a cabo experiencias para evaluar la viabilidad del diseño.

FRANCIA

Hacia finales de siglo se espera alcanzar un 90 % de producción eléctrica de origen nuclear, lo que ha impulsado un ambicioso programa de reactores avanzados que incluye desde los diseños en construcción o disponibles, hasta proyectos de reactores submoderados y de desplazamiento espectral.

Modelo N4 de Framatome, de 1.400 MWe

Reactor en construcción, procedente de la serie P4 de 1.300 MWe, con un coste un 5 % inferior. Las bases de diseño han sido:

- Incremento de potencia y quemado (45.000 MWd/T).
- Técnicas CAD en diseño de sala de control y sistemas avanzados de I + C.
- Aumento de la capacidad de seguimiento de carga.
- Modificación de los generadores de vapor con mejora del rendimiento del ciclo.
- Utilización de barras de control grises que aumentan la flexibilidad operacional.
- Reducción de dosis operacionales.
- Aumento de la seguridad, incorporando las investigaciones post-TMI.

PWR-2000 de Framatome

Proyecto de reactor para el próximo siglo, procedente del diseño del N4, que mejorará en las líneas de reducción de coste, utilización del combustible, fiabilidad y seguimiento de carga. Se pretende con el desarrollo de este reactor comenzar la utilización de óxidos mixtos y desarrollar por completo una normativa francesa que sustituya completamente a la generada por la NRC, actualmente aplicable como referencia.

RCVS de Framatome

Reactor submoderado de desplazamiento espectral, en el rango de 900 a 1.000 MWe, desarrollado en el programa de reutilización del combustible irradiado mediante el quemado de óxidos mixtos. La obtención de una razón de conversión próxima a uno incorpora una malla más compacta para las barras combustibles. La viabilidad del diseño está sujeta a la incertidumbre de los datos neutrónicos en la zona intermedia, donde se producen la mayoría de las reacciones, y a la incompatibilidad de los actuales códigos neutrónicos y correlaciones de flujo límite con la malla hexagonal. En el experimento crítico ERASME y los lazos experimentales GRAZIELLA y PERICLES se realizan experiencias para estudiar la viabilidad del diseño neutrónico. El diseño previsto permitirá un mayor grado de quemado, y el elevado inventario de agua en el primario incidirá en los diseños de contención y sistema de refrigeración de emergencia.

NP-300 de Framatome, 300 MWe

Diseñado por Technicatome, consiste en un PWR compacto cuyos principales criterios de diseño son alta flexibilidad, alto grado de estandarización, elevada disponibilidad y contención pasiva. El diseño se basa en los nueve años de operación del prototipo CAP de 140 MWt. Los ciclos de combustible se extienden hasta dos años y las bombas del primario se diseñan integradas en los generadores de vapor.

CANADA

La actual tendencia a los reactores de potencia media ha impulsado a AECL a desarrollar diferentes proyectos de diseños avanzados basados en sus diseños actuales PHWR.

CANDU 6 Mark II (CANDU 600)

Con el diseño terminado constituye un producto ofertable en el que se ha incrementado la potencia en un 17 % respecto a la generación anterior, se ha reducido hasta cincuenta y un meses su período de construcción y se ha incorporado un nuevo diseño de I + C avanzado y de sala de control.

CANDU-3, de 450 MWe

En fase de diseño de detalle resultará construable en treinta y seis meses y supone respecto a los reactores anteriores un concepto diferente de disposición general, con un diseño modular,

y una significativa reducción de dosis operacional, y simplificación de la interfase hombre-máquina.

CANDU-6, Mark III (CANDU 6000)

Supone el diseño avanzado del CANDU-600 y estará disponible en la década de los noventa. Con un rango de potencias entre 800 y 1.000 MWe, conseguirá los objetivos de incrementar la seguridad, reducir los costes de construcción y operación e incorporar ciclos avanzados de combustible.

JAPON

El futuro desarrollo de la tecnología nuclear se centra en tres generaciones de reactores: los actualmente en operación, los diseños avanzados diseñados por empresas japonesas en colaboración con Westinghouse y General Electric, ya descritos en la panorámica de EE UU, y la siguiente generación en fase de estudio previo, que consta de:

Reactor ISER

Desarrollado bajo el liderazgo de la Universidad de Tokio y basado en el concepto de reactor PIUS, tiene 645 MWt y responde al principio de seguridad intrínseca, incorporando una vasija de presión metálica que integra el núcleo y los generadores de vapor, en lugar de la vasija de hormigón pretendido que incorpora el PIUS. El disparo del reactor se consigue mediante un sistema pasivo de inyección de agua borada de la piscina, y la evacuación del calor residual se realiza mediante circulación natural.

Estudios de viabilidad

Estudio conceptual de un reactor de 606 MWt, refrigerado por agua ligera en ebullición y moderado por agua pesada, y de un reactor de agua ligera de alta razón de conversión.

UNION SOVIETICA

A pesar de la experiencia operativa de los reactores de grafito, las próximas generaciones de reactores serán del tipo PWR, del modelo VVER-1000 MWe diseñado en 1980, que incorpora sistemas de diagnóstico y de control automático del proceso de los sistemas. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo es parcialmente pasivo y el actual diseño ha conseguido un significativo incremento de la seguridad y fiabilidad de los sistemas y del conjunto de la instalación.

Se encuentra en fase de diseño el VVER-1800, que con 1.800 MWe constituirá la próxima generación de reactores, y en cuyo diseño se han marcado los objetivos de incremento de la seguridad y reducción de costes.

REINO UNIDO

El acceso al diseño y construcción de reactores PWR se realizó fundamentalmente con el diseño de Sizewell, existiendo hoy, además de la modernización de este último, iniciativas en el diseño de reactores de tamaño medio.

SIZEWELL-B

Basado en el diseño estándar SNUPPS que desarrollaron Westinghouse y Bechtel en la década de los setenta, es un reactor de agua a presión de cuatro lazos y 3.425 MWt para cuyo diseño se prestó especial atención a la seguridad, bajo la dirección de CEBG. Este diseño, que tuvo características de diseño de referencia para los PWR, incrementó las condiciones de seguridad de SNUPPS por las exigencias de la elevada densidad de población en su emplazamiento a través, principalmente, de:

- Sistema de protección del reactor basado en microprocesadores e interruptores de estado sólido.
- Diseño de bombas de inyección de seguridad de alta presión que evitan los transitorios de sobrepresiones.
- Acumuladores de inyección de seguridad que garantizan la refrigeración del primario.
- Recirculación automática post-accidente.
- Disminución del fallo de causa común en el sistema de agua de alimentación auxiliar.
- Alta fiabilidad del sistema de suministro de corriente alterna de emergencia.
- Sistema de boración de emergencia para mitigar los transitorios ATWS.
- Mayor fiabilidad del sistema de inyección a los cierres de las bombas.
- Diseño de contención secundaria.
- Diseño de panel de parada remota.

La mayoría de estas características constituyeron puntos críticos en el licenciamiento de la última generación de reactores de agua ligera. El APS realizado para Sizewell proporcionó probabilidad de fusión de núcleo de 1.1×10^{-6} /reactor-año y probabilidad de emisiones severas de 3×10^{-8} /reactor-año, valores del orden de los hoy establecidos como objetivo de diseño de los reactores avanzados.

SUECIA

Con una generación nuclear que alcanza el 50 % del total, y con una buena

experiencia operacional de los 12 reactores en operación, la construcción de nuevas centrales se ha suspendido definitivamente. Como consecuencia de directrices de la administración se ha realizado un esfuerzo para cumplir los requisitos de accidentes severos, incrementar la flexibilidad y fiabilidad, y simplificar la operación y el mantenimiento de las centrales en operación. Cabe señalar la construcción de un repositorio temporal de residuos y la planificación de un repositorio definitivo. El suministrador principal ABB-ATOM ha dedicado sus esfuerzos, además de a cumplir los objetivos expuestos para las plantas en operación, a desarrollar el reactor avanzado BWR-90 y a investigar los diseños conceptuales PIUS y SECURE-P.

BWR-90

Desarrollo de un diseño avanzado BWR para la década de los noventa, basado en el diseño y operación de los BWR-75 en Suecia y Finlandia. El diseño, ya finalizado y preparado para ofertar, ha reducido significativamente los volúmenes de construcción, conseguido plazos de construcción más cortos, disminuido de modo importante el número de sistemas y componentes, e incluido previsiones para simplificar operación, pruebas y mantenimiento, con lo que se ha reducido los costes y simplificado la operación.

SECURE-P y PIUS

La filosofía de diseño de los reactores PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) se definió con el desarrollo del reactor SECURE para calefacción, y puede resumirse en:

- El núcleo debe quedar sumergido en agua, en cualquier circunstancia creíble durante un largo período tras un incidente. Durante este período (establecido arbitrariamente en una semana) no se requerirá ninguna acción del operador ni función activa de componentes para garantizar la seguridad.
- Se garantiza que el núcleo sumergido no sufre daños importantes al combustible debido a deficiencias de su refrigeración.

Esta filosofía debe cumplirse aún en el caso de:

- Combinación más desfavorable de errores del operador.
- Acciones razonablemente imaginables de sabotadores.
- Supuesta la combinación creíble y más desfavorable de sucesos externos.

Las características innovadoras de este tipo de reactores que se encuentran amplia y detalladamente descritas en la bibliografía suponen un nuevo

concepto de diseño, radicalmente distinto del tradicional, y se han utilizado como base de filosofía o referencia en muchos programas de desarrollo de reactores avanzados en diferentes países. Cabe destacar entre ellos los diseños conceptuales en curso en EE UU, PIUS BWR y PECOS BWR, desarrollados bajo la dirección del Oak Ridge National Laboratory.

ITALIA

Se ha desarrollado, patrocinado por ENEL, el proyecto PUN basado en el modelo 312 del PWR de Westinghouse. Las características principales que definen el diseño son:

- Requisitos de la autoridad italiana más restrictivos en cuanto a seguridad y protección radiológica.
- Mayores requisitos de sismicidad.
- Criterios adicionales de protección frente a sucesos externos.

Los estudios de seguridad han dado como resultado probabilidades de daños al núcleo de 5×10^{-6} /año.

CONCLUSION

Los reactores avanzados de agua ligera, basados en tecnologías suficientemente probadas, con diseños fácilmente adaptables a un emplazamiento concreto y con viabilidad técnica y económica demostradas, son los únicos que pueden desarrollarse y construirse a tiempo para la generación nucleoelectrónica de la década de los noventa, sin necesidad de probar costosas experiencias piloto.

La situación actual en el campo nuclear internacional demuestra una tendencia a la creación de grupos o consorcios entre suministradores de NSSS, compañías eléctricas, organismos institucionales y de la administración y compañías suministradoras de ingeniería y bienes de equipos para desarrollar diseños avanzados. Tales diseños deben cumplir los objetivos de reducción de costes y mejoras en la disponibilidad, fiabilidad, seguridad y protección radiológica, y al incorporar la máxima experiencia operativa del país en cuestión, resultar fácilmente adaptables al mercado y experiencia nacionales.

En España, donde las empresas eléctricas, a través de UNESA, están dedicando su atención al planteamiento de una estrategia de reactores avanzados, y donde un grupo de empresa prepara un programa de desarrollo que ha merecido el apoyo de la Administración, parece recomendable tener en cuenta esta extendida tendencia internacional para abordar el mantenimiento al día de la tecnología nuclear y para decidir la orientación de la generación nucleoelectrónica de las próximas décadas.