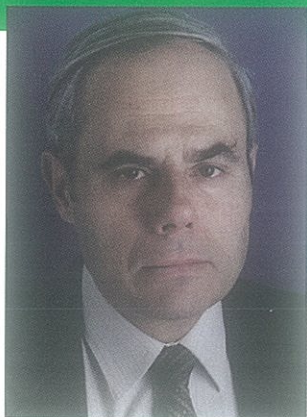




Jaime SEGARRA CULILLA es Doctor Ingeniero Industrial por la ETSII de Barcelona, desde 1965. Siguió cursos de Física e Ingeniería Nuclear y Electrónica en la Junta de Energía Nuclear, al objeto de instalar y formar parte del grupo inicial de operadores del reactor Argonaut de la ETSII de Barcelona, donde impartió clases en la Cátedra de Ingeniería Nuclear (1961-1964). Curso asimismo estudios de Administración de Empresas, para postgraduados, en España y Suiza y ha publicado diversos libros y artículos sobre temas de matemática básica, física y relacionados con Centrales Térmicas y Nucleares.

Comenzó a prestar sus servicios en IGE-Spain en 1964 y pasó posteriormente a GENERAL ELECTRIC TECHNICAL SERVICES COMPANY, donde ha desempeñado diversos cargos, que incluyen el de Director de Sistemas Eléctricos, dentro del Distrito Sur de Europa y Director de Servicios Nucleares para C.N.Cofrentes. Desde Enero de 1992, es Director de Energía Nuclear para España, con responsabilidad sobre todas las actividades de GE-Nuclear Energy en nuestro país.

En el desempeño de las citadas funciones ha participado en las áreas técnicas, comerciales y contractuales de numerosos Proyectos de Centrales Térmicas, Nucleares y de Turbinas de Gas, así como Acuerdos de Cooperación Técnica y Transferencia de Tecnología. Es miembro del Colegio de Ingenieros Industriales de Madrid y de la SNE desde su fundación. Ha formado asimismo parte de diversos Comités de IRANOR y AECC.

REACTORES AVANZADOS DE AGUA EN EBULLICION DE GE Y DISEÑO DE LOS SISTEMAS DE LA CENTRAL

J. SEGARRA

INTRODUCCION

El ABWR y su hermano en tecnología, el SBWR, comparten como base común la tecnología avanzada de los reactores de agua en ebullición. Su desarrollo abre la puerta a los prometedores resultados de programas de cooperación internacional. Las Tablas 1 y 2 resumen respectivamente la respuesta dada a preocupaciones específicas de las Empresas Eléctricas como resultado de las experiencias operativas de las Centrales actuales, así como las características operacionales del ABWR y el SBWR, comparados con las Centrales actuales. Con respecto a la Tabla 2, cabe añadir que en estos momentos y en respuesta a lo solicitado por un grupo de Empresas Eléctricas Europeas, GE está iniciando los estudios que se esperan dar lugar al desarrollo de un SBWR de 1.000 MW.

CARACTERISTICAS PRINCIPALES DE DISEÑO

ACCIONAMIENTO FINO DE BARRAS DE CONTROL

El diseño FMCRD, que se detalla esquemáticamente en la Figura 1, responde al objetivo de una reducción significativa del mantenimiento y es una versión mejorada de los accionamientos que han estado en servicio en reactores Europeos. Permite

T I SPECIFIC UTILITY CONCERNS

Concern	ABWR/ SBWR Design
Metallurgy.....	Fully qualified and tested nuclear grade materials
Radiation Exposure	Simplified plant features, better materials and more automated maintenance
Radwaste Reduction	State of the art design, better materials, and better operational practices
Maintainability	Integrated layout with built-in features to simplify and automate maintenance
Availability	Simplified plant features, greater design margins, more redundancy, and failure tolerance in equipment and semi - automated plant operations
Operability	State-of-the-art man-machine interface with computer aided operations and procedures

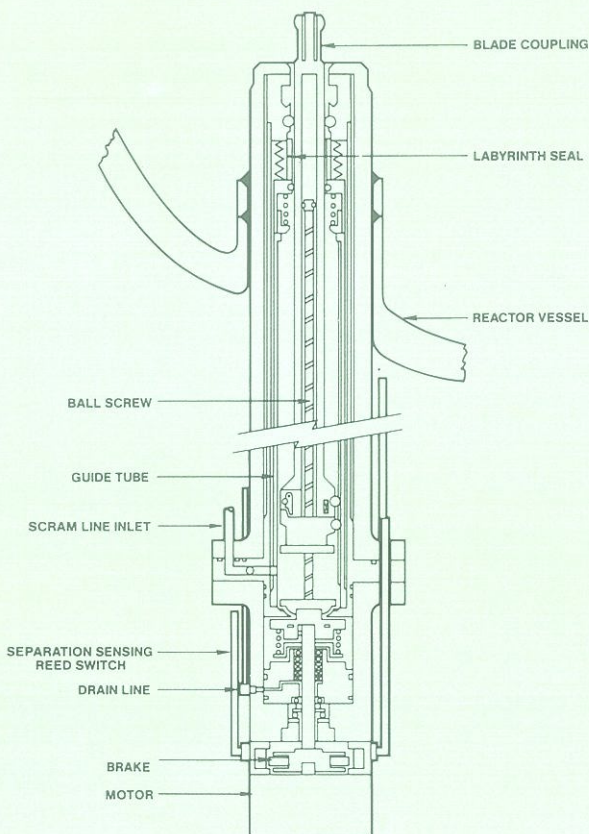
T II BWR KEY PERFORMANCE CHARACTERISTICS

	Typical U.S. Plant	ABWR	SBWR
Electrical Output (MWe net)	600-1300	1300	600
Construction Schedule (Months)	80 +	48	36 ²
Availability Factor (%)	75 ¹	87	87
Daily Load Following Range (% of Rated Power)	50-100	50-100	50-100
Core Damage Probability (Per Year)	$< 10^{-5} - 10^{-4}$	$< 10^{-6}$	$< 10^{-6}$
BWR Occupational Exposure (manrem/year)	410 ¹	< 100	< 100
BWR Solid Radwaste (m ³ /year)	300 ¹	< 100	< 100
Overnight capital cost (\$/kWe) ³	2000-4000	1400	1700
Production cost (c/kWh) ³	1.4-5.3 ¹	1.6	2.0

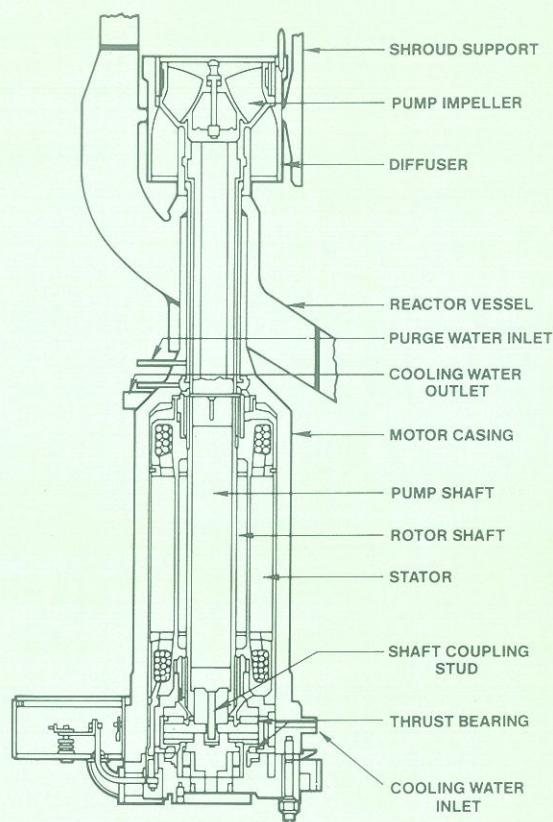
1. Source: 1990 INPO data

2. Rolling 4x 10 basis

3. DOE methodology, 1991 \$



F I Fine Motion Control Rod Drive.



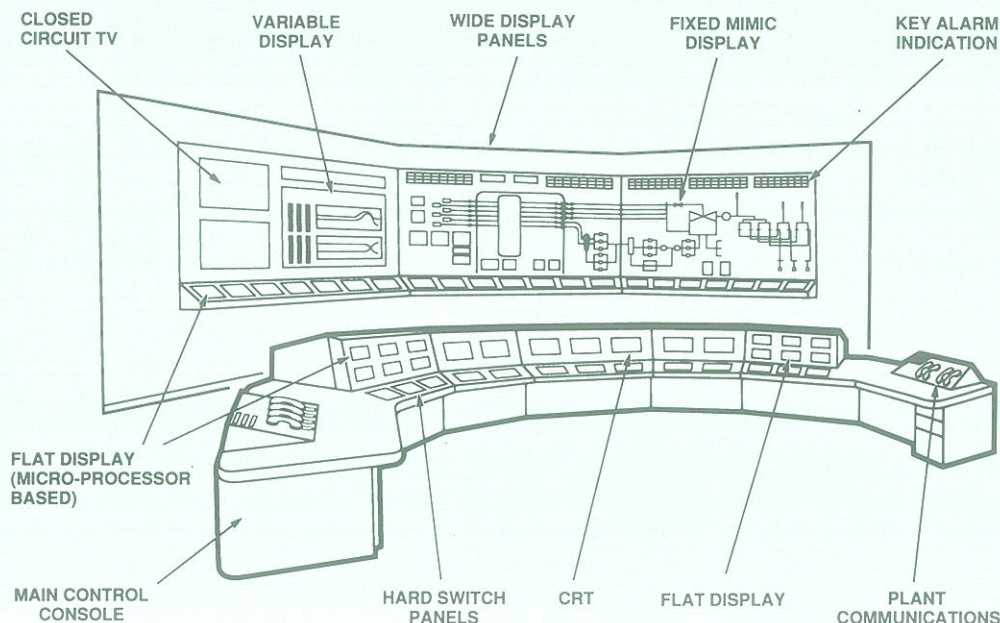
F II Internal Recirculation Pump.

asimismo pequeños cambios de potencia, mayor flexibilidad en el seguimiento de la carga y tiempos más cortos de arranque.

RECIRCULACION DE CAUDAL EN EL NUCLEO

Ambos modelos utilizan diseños y principios simplificados. El ABWR in

corpora diez bombas internas, que se ilustran en más detalle en la Figura 2, mientras que el SBWR utiliza la circulación natural para este fin. La elimi-



F III Key Features of Advanced BWR Control Room Design.

nación de la tubería externa de recirculación permite un diseño compacto de la contención, la eliminación de todas las grandes toberas bajo el núcleo, un acortamiento de las inspecciones en servicio (ISI) y la simplificación significativa del ECCS. A modo de resumen, cabe indicar que la eliminación de las tuberías de recirculación y la construcción de la vasija a base de anillos forjados ha resultado en una reducción de más del 50% en el número de soldaduras y por tanto de la ISI del entorno del circuito primario.

La circulación natural no es un principio nuevo para los BWR. La Central de Dodewaard en Holanda ha estado funcionando a cargas de hasta el 84% de su potencia nominal y las de Leibstadt y Vermont Yankee a niveles de hasta el 50%.

CONTROL E INSTRUMENTACION

La instrumentación se basa en los principios de redundancia, operación con un elemento defectuoso y pleno respeto de los objetivos de seguridad y capacidad de autodiagnóstico en servicio. Ello se logra mediante un recurso masivo a la más moderna tecnología digital, transmisión de datos por cables de fibra óptica y multiplexado de las señales. Con ello, se reduce significativamente la cantidad de cables de cobre de la central y se consiguen ahorros en los costes y períodos de construcción, así como mejoras en la disponibilidad. Los principios anteriormente expuestos están ya respaldados por experiencias operativas de otras Centrales BWR, así como de la industria de defensa. El uso de la tecnología moderna es evi-

dente en el diseño de la Sala de Control del ABWR y del SBWR, que se muestra esquemáticamente en la Figura 3. Se hace un recurso masivo a la presentación de datos y diagramas de flujo y especificaciones técnicas en pantalla de TV, menús interactivos y principios avanzados de interacción Hombre-Máquina. Todo ello responde al objetivo de atender a la Central con un solo operador.

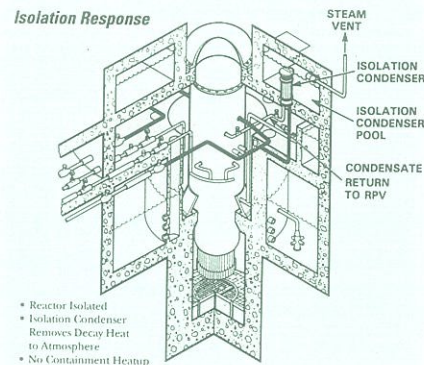
En cuanto a la respuesta a accidentes postulados, las características pasivas del SBWR permiten la ausencia de acciones del operador por un período mínimo de tres días. El ABWR alcanza el mismo objetivo mediante una combinación optimizada de recursos activos y pasivos.

MANTENIMIENTO

Como fruto de los 30 años de experiencia en la operación de los BWR, se han desarrollado y adoptado materiales resistentes a la corrosión intergranular bajo esfuerzo, así como especificaciones para la química del agua encaminadas al mismo fin.

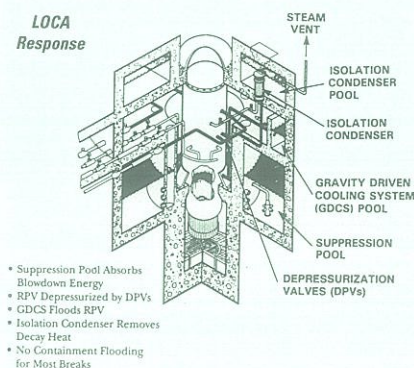
EDIFICIO DEL REACTOR/CONTENCION

El diseño estructural del edificio del reactor es de hormigón, con revestimiento interior de acero y alta capacidad sísmica y resulta más compacto que en los diseños actuales. Al igual que en los diseños actuales, el edificio de contención constituye la protección secundaria y se diseña para una presión mínima de 45 psig.



F IV SBWR Isolation Response

F V SBWR LOCA Response



EDIFICIO DE TRATAMIENTO DE RESIDUOS

Se ha mejorado con respecto a versiones actuales mediante el uso de filtros y desmineralizadores de lecho profundo, sin necesidad de regeneración de resinas por tratamiento del condensado. Se han sustituido los depósitos de sedimentación por filtros y se ha eliminado la evaporación de residuos de regeneración de resinas.

Los residuos sólidos se compactan o plastifican y los residuos de resinas y otros materiales quemables son incinerados.

CAPACIDAD DE RESPUESTA PASIVA A ACCIDENTES SEVEROS

Debido a la limitación del espacio disponible para este artículo, nos limitaremos al SBWR.

El sistema emplea una piscina de supresión, un sistema de refrigeración de la piscina accionado por gravedad y un conjunto de condensador de aislamiento/piscina del sistema pasivo de refrigeración de la contención. En caso de aislamiento, el citado condensador y su sistema asociado permiten la evacuación del calor generado a la atmósfera, sin calentamiento de la contención, como se ilustra en la Fig. 4.

En caso de pérdida del refrigerante, la piscina de supresión absorbe la energía del soplado, la vasija se despresuriza a través de las correspondientes válvulas, el sistema de refrigeración accionado por gravedad inunda el reactor y el condensador de aislamiento evacúa el calor latente, como se ilustra en la Fig. 5.

Los productos de fisión quedan retenidos en la piscina de supresión y demás barreras del diseño. Al igual que el ABWR, el SBWR incorpora un sistema pasivo que inunda el pozo seco para prevenir la producción de gases no condensables. Tal como se ha indicado anteriormente, el objetivo es que no haga falta acción del operador por un período mínimo de tres días.

Todo lo anterior permite la eliminación de los generadores-diesel, bombas de refrigeración del núcleo y de evacuación del calor latente, con lo cual se simplifican el diseño y el licenciamiento y se reducen los costes de la Central.

CONCLUSION

El ABWR ya es una realidad, respaldada por la construcción de las dos Unidades de la Central de Kashiwazaki-Kariwa, propiedad de TEPCO.

El SBWR se encuentra en avanzado proceso de licenciamiento y en paralelo se progresa en su diseño de detalle, cuyo objetivo es poder determinar con precisión los plazos y costes de construcción.

Ambos diseños estarán disponibles para responder a las necesidades de las Empresas Eléctricas a finales de esta década.

¿Quién tiene experiencia en la sustitución de generadores de vapor?

Framatome S.A.

¡evidentemente!

Referencias/Proyectos

Dampiere 1 / Francia	1990
Bugey 5 / Francia	1993
Gravelines / Francia	1994
St. Laurent / Francia	1995
Dampiere 3 / Francia	1995