

REACTORES MODERNOS DE AGUA LIGERA

SITUACIÓN ACTUAL, POSIBILIDADES DE DESARROLLO Y EMPLEO DEL SWR1000

H. W. KAFFINÉ

En el mundo entero, se sigue desarrollando – también a raíz de perspectivas a largo plazo en el sector energético – una serie de concepciones de reactores.

Una actividad clave de Framatome ANP consiste en el desarrollo ulterior de la serie constructiva de reactores de agua en ebullición SWR 1000.

Esta concepción de central, elaborada conjuntamente con varios socios europeos con el apoyo y la cooperación de empresas de suministro de energía eléctrica en conformidad con los European Utility Requirements, se caracteriza por un incremento aún mayor de la seguridad, particularmente de cara a eventuales liberaciones de actividad condicionadas por un accidente, y su competitividad en el mercado de la generación frente a otros agentes energéticos.

Debido a la estructura de costes de las centrales, con aprox. un 60 % de gastos de capital, 24 % de explotación y 16 % del ciclo del combustible, el objetivo consiste especialmente en reducir los predominantes gastos de capital. Esto se quiere lograr con el SWR 1000 sobre todo mediante un diseño optimizado y simplificado de la planta.

El SWR 1000 está ya listo para ofertarse en 2002, con el desarrollo fundamental concluido a finales de 1999 y los pasos de profundización del diseño de detalle actualmente en progreso.

Reactor vendors all over the world have been further developing various reactor design concepts, motivated by, among other things, long-term energy prospects.

One of the key areas in which Framatome ANP has been focusing such efforts is the further development of its boiling water reactor product line in the form of the SWR 1000.

This plant design concept, developed on behalf of and in close collaboration with electric utilities and together with various European partners in accordance with the European Utility Requirements, features a level of nuclear safety that has been increased even further, particularly with respect to accident-induced releases of radioactivity, and power generating costs that are competitive with those of plants operating on other energy sources.

Given the cost structure of nuclear power plants – in which capital charges account for around 60% of total generating cost, operating costs for some 24%, and fuel cycle costs for approximately 16% – the main economic goal is to reduce the largest cost component: capital charges. In the case of the SWR 1000, this is to be

primarily achieved by means of an optimized, simplified plant design.

The basic design of the SWR 1000, which was originally completed at the end of 1999 and has been undergoing further development in 2001, will soon be ready for commercial deployment.

INTRODUCCIÓN

Sin dejarse desalentar por la intención de renunciar progresivamente al uso de la energía nuclear que, en algunos países, se observa en ciertos círculos políticos en los que predominan miras a corto plazo, las empresas comercializadoras de reactores de todo el mundo han seguido desarrollando sus concepciones de diseño en este sector. Tal labor se extiende tanto a los reactores de agua ligera y de agua pesada, como a reactores refrigerados por gas o por metal líquido. También se están poniendo considerables esfuerzos en el desarrollo de unidades de generación de energía de dimensiones más pequeñas, para aplicaciones varias.

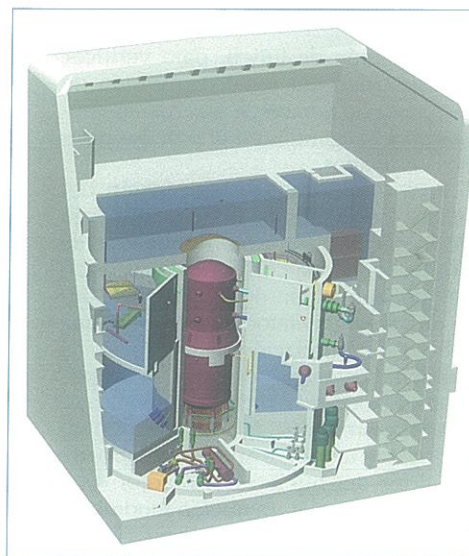
Framatome ANP ha concentrado sus esfuerzos en dos proyectos de desarrollo en el campo de la tecnología de reactores de agua ligera que cumplen

con las exigencias de los European Utility Requirements:

- el EPR (European Pressurized Water Reactor / reactor europeo de agua a presión), de potencia nominal comprendida entre 1500 y 1600 MW, y

- el reactor de agua en ebullición de mediana capacidad, SWR 1000, concebido para 1000 MW.

Gracias a su alto nivel de seguridad y de fiabilidad operacional, la tecnología de reactores de agua ligera ha venido gozando durante muchos años de un grado de madurez que hace de ella una de las más importantes concepciones de plantas para las empresas generadoras de energía. Grados de disponibilidad del 90% y superiores, equivalentes a más de 8000 horas de operación anuales, son ahora normales en muchas plantas. Se han establecido también códigos y estándares que rigen el procedimiento de licenciamiento para construcción y operación de reactores de agua ligera así como la vigilancia operacional. Era pues obviamente de interés para las empresas comercializadoras de centrales, así como de las empresas de abastecimiento de energía eléctrica, la prosecución del desarrollo de estos diseños de centrales sobre la



• Potencia térmica	2,778	MW
• Producción bruta de potencia	1.013	MW
• Presión en el reactor	70.6	bar
• Clase de elementos combustibles	ATRIUM	12
• Número de elementos combustibles	624	
• Número de barras de control	145	
• Longitud del núcleo activo	2.80	m
• Presión de accidente máxima en la contención	7.5	bar

Figura 1. SWR 1000 - Edificio del reactor y datos básicos de la planta

base de las excelentes experiencias de operación cosechadas en el pasado.

CONCEPCIÓN DE SEGURIDAD Y DE DISEÑO DE LA PLANTA

El reactor de agua en ebullición SWR 1000 es un producto desarrollado por Framatome ANP en colaboración con las empresas alemanas de abastecimiento de energía eléctrica y con socios europeos, tales como TVO y VTT (Finlandia), PSI (Suiza), NRG (Países Bajos) y EDF (Francia).

Los principales objetivos perseguidos en el desarrollo del SWR 1000 se pueden resumir como sigue:

- incrementar la seguridad de la planta nuclear, es decir, la protección contra liberaciones de radiactividad condicionadas por accidentes, aún más en comparación con plantas existentes, y
- conseguir costes de generación de energía competitivos con los de centrales de combustibles fósiles.

Para corresponder al objetivo de seguridad, se debe seguir reduciendo la probabilidad de ocurrencia de daños en el núcleo y es preciso diseñar la planta de cara a una restricción de los efectos, para la planta misma, de un accidente de fusión del núcleo, de manera que no resulten necesarias acciones de emergencia tales como la evacuación o traslado de la población.

Algunos progresos clave hechos durante el proyecto de desarrollo, particularmente característicos del diseño del SWR 1000, y que representan significativas mejoras con respecto a plantas actualmente en operación, se discuten más abajo en un resumen de las principales peculiaridades referentes a la seguridad.

Una de las más importantes características del SWR 1000 son los sistemas de seguridad pasivos, que se han desarrollado, probado e integrado en el diseño. Las funciones de sistemas pasivos se rigen exclusivamente por leyes naturales básicas, sin necesidad de fuentes externas de energía o de activaciones por equipos de instrumentación y control (I&C). Estos sistemas de seguridad pasivos sirven para reemplazar en parte o complementar sistemas activos, y son la base para simplificaciones en el diseño de las plantas.

Los condensadores de refrigeración de la contención (CCCs) tienen por función evacuar el calor residual de la contención por medios enteramente pasivos en el caso de fallar el sistema activo de evacuación. Los CCCs son activados por un aumento de la presión parcial del vapor, resultante de un incremento de la temperatura en el interior de la contención. El principio de funcionamiento de estos nuevos componentes ha sido verificado satisfactoriamente mediante ensayos efectuados en un modelo al tamaño original en las instalaciones de prueba PANDA del Instituto Paul Scherrer de Würenlingen (Suiza).

Los condensadores de emergencia (ECs) están previstos para una evacuación enteramente pasiva de calor de la vasija de presión del reactor (VPR), y son activados solamente por un descenso del nivel de agua en el reactor. Ya no existe, por tanto, necesidad de un sistema de inyección de refrigerante a alta presión. Además, los ECs también proporcionan un medio para la despresurización del reactor que es diferente del de las válvulas de alivio para seguridad. Los

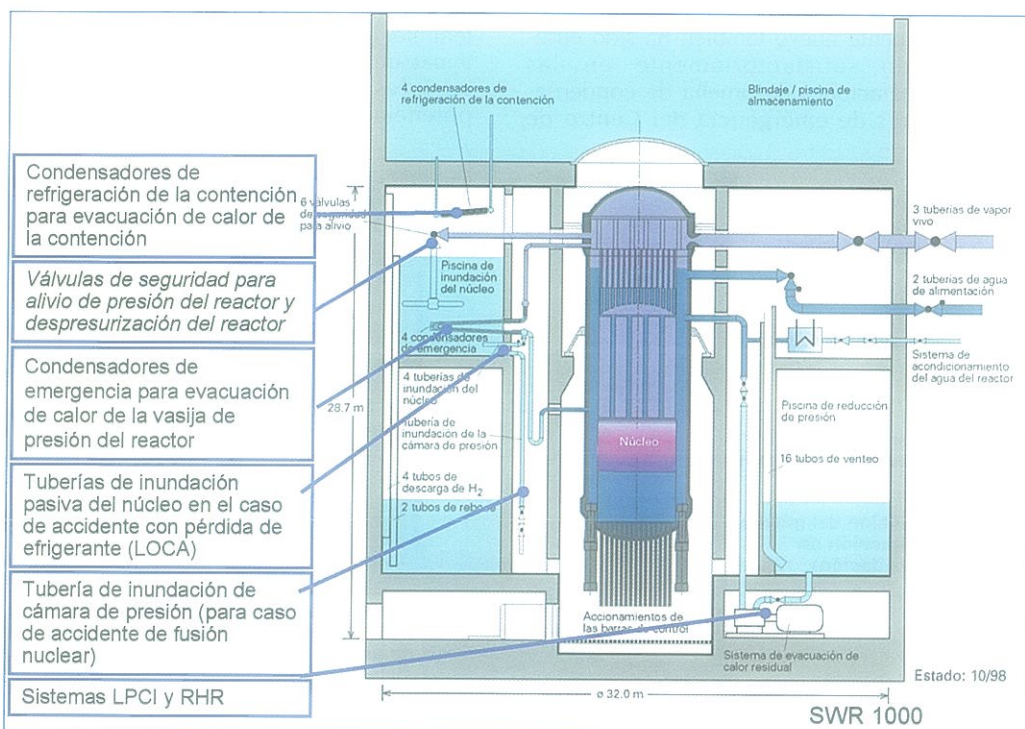


Figura 2. Corte por la contención mostrando sistemas de seguridad

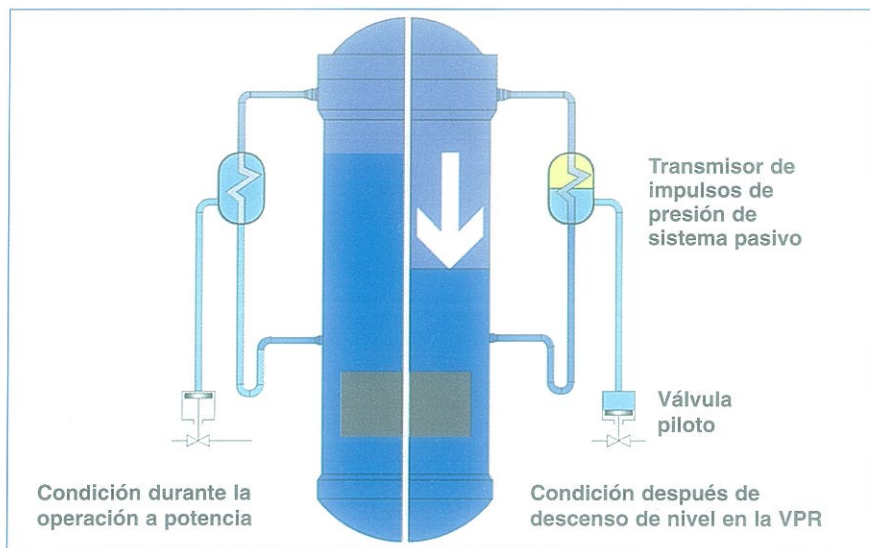


Figura 3. Transmisor de impulsos de presión de sistema pasivo

componentes del sistema EC han sido probados satisfactoriamente en un modelo al tamaño original en el Centro de Investigación de Jülich en Alemania. Las pruebas han demostrado la fiabilidad tanto del principio de operación pasiva de los ECs como de su capacidad de evacuación de calor.

Las tuberías de inundación pasiva del núcleo unen las piscinas de inundación del núcleo con la VPR. En cada tubería de inundación está instalada una válvula de aislamiento. La función de estas tuberías de inundación pasiva es la de suministrar a la VPR, en el caso de un accidente con pérdida de refrigerante, agua de las piscinas de inundación del núcleo, tan pronto las condiciones requeridas de baja presión se han alcanzado en la VPR. Las válvulas de aislamiento están concebidas para apertura asistida por muelle a una presión muy baja en el reactor. La inundación pasiva del núcleo sustituye a los sistemas activos de inyección de refrigerante en el núcleo.

Adicionalmente al sistema I&C conocido, de probada eficiencia, que sirve a la activación de la función de seguridad para el control del accidente, el SWR 1000 posee también nuevos sistemas enteramente pasivos para activación de, por ejemplo, parada rápida del reactor, despresurización automática y aislamiento de la contención, usando válvulas operadas por el fluido del sistema y válvulas con energía de actuación almacenada. Los transmisores de impulsos de presión de estos sistemas pasivos (PPPTs), previstos para este propósito, son intercambiadores de calor pequeños que convierten un descenso del nivel de agua en el reactor en un impulso de presión que se induce cuando el agua en el lado secun-

dario del intercambiador se calienta. Estos impulsos de presión sirven entonces para actuar en válvulas piloto del tipo de diafragma. Los PPPTs funcionan de manera enteramente independiente y, por tanto, proporcionan diversidad respecto al sistema I&C de seguridad activo. Se encuentran enlazados en una configuración lógica "2 de 2" doble para asegurar que la operación equivocada de un PPPT no tenga por consecuencia la activación inadvertida de una función de seguridad y que, igualmente, el fallo de un PPPT no pueda impedir que se inicie una función de seguridad. Este componente totalmente nuevo también ha sido ensayado satisfactoriamente en las instalaciones de prueba de condensadores de emergencia del Centro de

Investigación de Jülich, para verificar su capacidad funcional. La presión de respuesta de 6 bares se alcanzó en menos de 10 segundos en uno de los diseños ensayados.

Para el dominio de una fusión del núcleo postulada, la sección más baja de la cámara de presión alrededor de la VPR se inunda con agua de las piscinas de inundación del núcleo mediante descarga gravitatoria a través de una tubería de inundación de la cámara de presión. Los niveles de agua en las piscinas de inundación del núcleo y la cámara de presión se igualan en un punto bastante por encima del borde superior del núcleo del reactor. Esto permite controlar un núcleo fundido en el interior de la VPR mediante refrigeración del exterior de la VPR, descartando de esta manera también la fusión en el extremo inferior de la vasija. El vapor producido por la refrigeración del exterior de la VPR es condensado por los condensadores de la refrigeración pasiva de la contención que, de esta forma, sirven para evacuar el calor de la contención mediante recursos pasivos. La contención está puesta en estado inerte mediante nitrógeno y diseñada con capacidad suficiente para absorber el hidrógeno liberado por oxidación de circonio al 100%.

Los accidentes pueden ser controlados tanto por sistemas activos como también por los sistemas pasivos anteriormente descritos. La concepción de redundancia está realizada de manera tal que son posibles trabajos de mantenimiento y de reparación en subsistemas que se pueden aislar y son accesibles durante la operación a potencia. Se ha demostrado que es

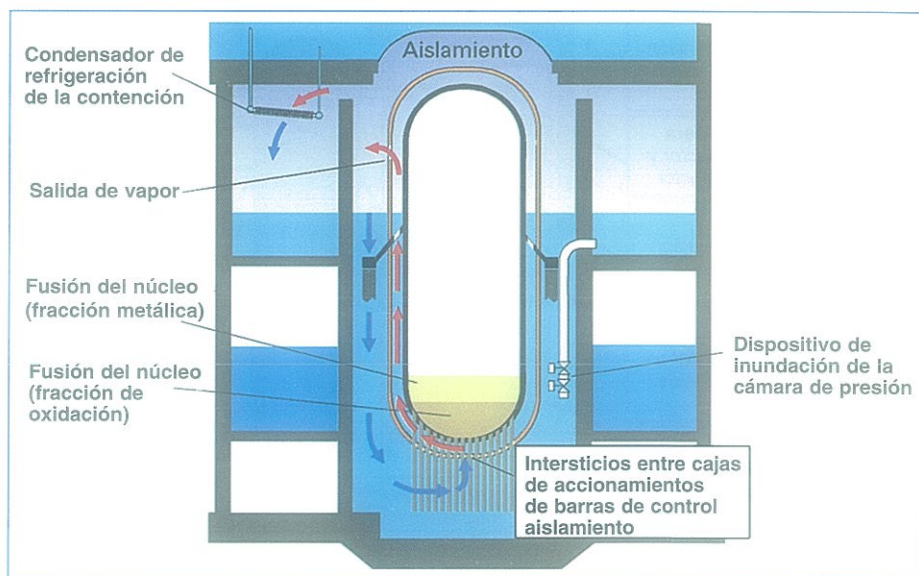


Figura 4. Retención de la fusión del núcleo dentro de la vasija en el caso de un accidente de fusión

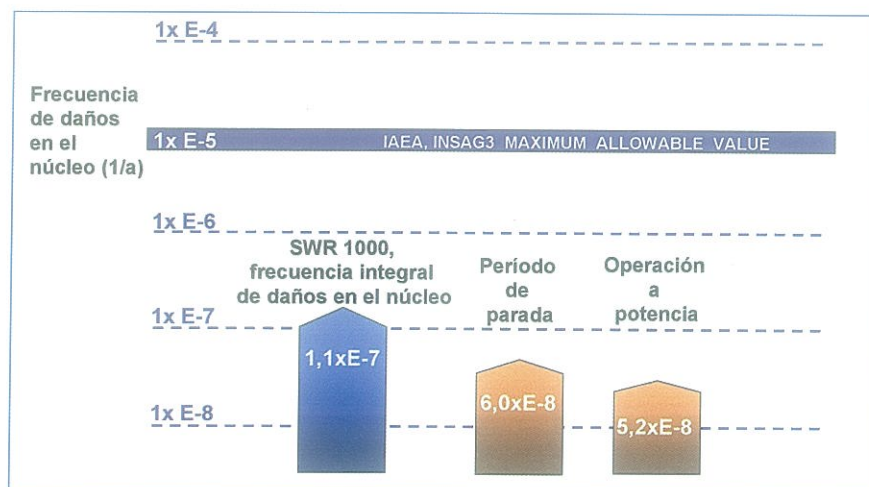


Figura 5. Análisis probabilístico de seguridad

posible controlar accidentes con o sin pérdida de refrigerante usando justamente los sistemas de seguridad pasivos solos, con refrigeración continua del núcleo del reactor aún asegurada, de modo que no se requiere postular daños del combustible inducidos por el accidente. El control del accidente usando sólo los sistemas activos está también asegurado gracias a los potenciales de inyección de refrigerante y de evacuación de calor integrados en el diseño de estos sistemas.

Equipos de diferentes diseños para funciones tales como inserción de barras de control, desconexión de bombas de recirculación de agua del reactor e inyección de boro, también aseguran que sean controlados transitorios anticipados sin parada rápida del reactor (ATWS / Anticipated Transients without Scram).

Se han llevado a cabo adicionalmente análisis probabilísticos de seguridad para el SWR 1000 durante la fase de diseño.

Estos análisis probabilísticos de la concepción de seguridad del SWR 1000, en la que se combinan sistemas de seguridad activos con sistemas de seguridad pasivos de diseño diferente, han revelado que la frecuencia integral de estados de riesgo en el núcleo, resultante de eventos internos a la planta durante la operación a potencia, es extremadamente baja – aproximadamente $5 \times 10^{-8}/a$ – y que la frecuencia de estados de daños resultante después de la parada de la planta es del orden de $6 \times 10^{-8}/a$. La aplicación de criterios probabilísticos de seguridad desde una etapa temprana en la fase de diseño ha contribuido al desarrollo de una concepción de seguridad bien equilibrada para el SWR 1000.

PARTE ECONÓMICA DE LA PLANTA

Los costes de generación de energía de una central nuclear – al igual que los de una central de combustible fósil – comprenden tres componentes básicos:

- Costes de capital: incluyen los costes anuales para el pago de los intereses y la devolución del capital invertido para la construcción de la planta. Estos costes se generan solamente durante el período de amortización y de devolución del crédito para la central nuclear.

- Costes de explotación: comprenden costes fijos de explotación, tales como los de personal y las primas de seguro, y costes variables, tales como los de trabajos de mantenimiento y reparación y los de evacuación de residuos de proceso.

- Costes del ciclo de combustible: comprenden costes para la adquisición de combustible (uranio, enriquecimiento y fabricación de elementos combustibles) así como para gestión de combustible gastado (almacenamiento y evacuación). En el último caso es preciso distinguir entre evacuación directa en un almacén final y reprocesamiento acompañado de almacenamiento final de los productos de fisión vitrificados.

¿Cómo se comparan estos componentes de los costes de una central nuclear con los de una central de combustible fósil?

En los costes de generación de energía de una central nuclear dominan las cargas de capital. Los costes de generación se pueden desglosar someramente

como sigue, si bien existirán variaciones de un país a otro debido, por ejemplo, a diferencias en los costes de gestión de combustible gastado así como en las condiciones de amortización:

- Costes de capital aprox. 60%
- Costes de explotación aprox. 24%
- Costes del ciclo de combustible aprox. 16%

Para centrales de combustibles fósiles, especialmente las de ciclo combinado, el orden es el inverso. En ellas el componente dominante de los costes – en más del 70% – es el del combustible, mientras que los costes de explotación y las cargas de capital son menos significantes.

Se puede llegar, pues, a las conclusiones indicadas a continuación.

Con objeto de reducir el componente que representa la mayor fracción de los costes de generación de una central nuclear, concretamente las cargas de capital, es preciso ante todo reducir el coste específico de capital (expresado en €/kW).

En el caso del SWR 1000 con su potencia nominal actualmente especificada, es posible reducir en un 30% el coste específico de capital en comparación con los reactores de agua en ebullición existentes, por la simplificación del diseño de los sistemas y componentes. Esto contribuye además a la reducción de los costes de explotación, pues los de mantenimiento y reparación se hacen entonces automáticamente más bajos y se precisa menos personal para la ejecución de los trabajos. El menor número de elementos combustibles, resultante del uso de conjuntos de barras de combustible más grandes, en forma del diseño ATRIUM 12, unido al menor volumen de trabajo para el mantenimiento, permiten períodos de inactividad de la central más cortos para la recarga de elementos combustibles, lo que redundará en una elevada disponibilidad. Un estudio realizado por EDF como parte de su colaboración en este proyecto de desarrollo predijo un grado de disponibilidad a largo plazo del 91,3% para el SWR 1000.

Puesto que el componente de los costes correspondiente al combustible es bajo, los costes totales de generación de energía nuclear se verán proporcionalmente poco afectados por aumentos en los precios del combustible. Por ejemplo: un aumento del orden del 10% del coste del combustible nuclear significará una subida del coste

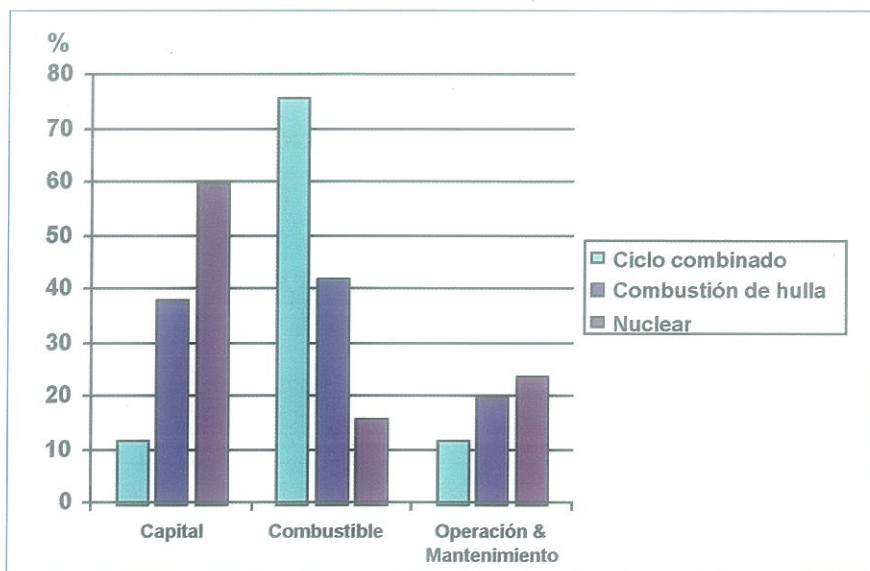


Figura 6. Comparación de los componentes de los costes de generación de energía para diferentes tipos de centrales térmicas

total de generación de energía de sólo un 1,5% aproximadamente. Si bien la construcción de centrales de combustibles fósiles – especialmente las de ciclo combinado – resulta relativamente económica en comparación con las nucleares, los costes extremadamente altos del combustible en las primeras representan un desventaja considerable si, por ejemplo, los precios del gas subiesen, puesto que los aumentos de los precios del gas llevarían a un incremento casi proporcional del coste total de generación de energía. Así, un 10% de aumento del precio del gas resultaría en una subida considerable de los costes de generación, concretamente del orden del 7,5%.

Una comparación de los costes de generación de energía con los de centrales de carbón y de ciclo combinado revela una ventaja de costes considerable para el SWR 1000, ventaja que se hará más patente a medida que los precios del gas suban.

En un estudio realizado por la Universidad de Tecnología de Lappeenranta (Finlandia), se compararon los costes de generación de energía de varias centrales de carga básica bajo condiciones de contorno finlandesas. El estudio puso de manifiesto que una central nuclear con un generación bruta de potencia de 1250 MW y un coste específico de capital de 1,744 €/kW (incluyendo los costes propios y los de primera carga del núcleo) representa – con su coste de generación de 21,45 €/MWh – la opción más económica en comparación con las centrales de hulla, gas y turba.

Dado que el coste específico de capital del SWR 1000 está bastante por debajo de la cifra de 1,744 €/kW asu-

mida en el estudio finlandés, con este diseño de planta pueden resultar costes de generación aún más bajos, cumpliendo así enteramente las condiciones de contorno comerciales para la construcción de una nueva central en Finlandia.

ESTADO DE DESARROLLO Y PERSPECTIVAS FUTURAS

La fase de diseño básico del SWR 1000 se completó a finales de 1999 y culminó en la redacción de un informe preliminar de análisis de seguridad. Al mismo tiempo, la funcionalidad y las capacidades de todos los sistemas y componentes nuevos se ensayaron satisfactoriamente bajo condiciones de contorno reales y conservadoras en instalaciones de pruebas a escala grande. Una vez completada la fase de diseño básico ampliado, actualmente en curso, así como la verificación experimental de la concepción de inundación de la cámara de presión para la refrigeración del exterior de la VPR, el SWR 1000 alcanzará su madurez comercial en 2002.

El SWR 1000 ha sido además objeto de peritaje con arreglo a los European Utility Requirements (EUR / requerimientos de las empresas de abastecimiento europeas) habiendo cumplido plenamente tales requisitos.

También ha sido ya elaborado un estudio de viabilidad en relación con la posible construcción de una central con SWR 1000 en Finlandia.

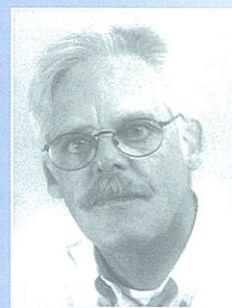
Además, el dictamen preliminar de seguridad publicado por la Autoridad finlandesa de radiación y seguridad nuclear, STUK, como respuesta a la soli-

citud presentada por Teollisuuden Voima Oy (TVO) para una "decisión de principio", confirmó que el SWR 1000 es básicamente licenciable en Finlandia.

En la actualidad, el trabajo respecto al SWR 1000 se centra principalmente en los planes finlandeses de construir una nueva central nuclear. Estudios efectuados en relación con la capacidad de repotenciación han mostrado que es posible una salida bruta de potencia eléctrica de hasta poco menos de 1300 MW después de efectuar ligeros reajustes que, sin embargo, no alteran la concepción de diseño general.

Se espera para mediados de 2002 una decisión del parlamento finlandés tocante a la construcción de una nueva central nuclear. TVO se propone entonces sacar inmediatamente el proyecto a licitación, de manera que sería de esperar la adjudicación de un contrato unos 12 meses más tarde.

Con el SWR 1000, Framatome ANP ha desarrollado – justamente en el momento oportuno – una concepción de diseño para una central nuclear de mediana capacidad que estará pronto lista para la explotación comercial y satisfará por entero los requerimientos más estrictos en relación con seguridad nuclear, fiabilidad operacional y economía, sin emisión alguna de gases de efecto invernadero.



Hans W. KAFFINÉ, Dipl.-Ing.
Gerente, Proyectos e Ingeniería,
Framatome ANP GmbH, Offenbach
Hans Kaffiné se graduó en ingeniería mecánica en la Escuela de Ingeniería Aplicada de Frankfurt/Main, Alemania. Después de prestar sus servicios durante dos años en una empresa de consultores de ingeniería, ingresó en 1971 en la división de reactores de AEG (actualmente Framatome ANP, Alemania). Desde entonces sus principales campos de actividades han sido el diseño de sistemas para centrales nucleares y la ejecución de proyectos tanto para nuevas plantas como también para el reequipamiento de plantas. Como miembro del equipo de personal de Framatome ANP dedicado al desarrollo del SWR 1000, es actualmente responsable del diseño de sistemas de procesos nucleares.