



Energía nucleoelectrónica: Preguntas y respuestas

Un grupo internacional de expertos superiores en la esfera nuclear examina la seguridad de las centrales

En 1988, el Uranium Institute —una asociación internacional de empresas industriales de la esfera nuclear con sede en Londres— publicó un informe titulado *The Safety of Nuclear Power Plants** que se basa en una evaluación realizada por un grupo internacional de expertos superiores en cuestiones nucleares provenientes de ocho países. En el informe se ofrece a los no especialistas una explicación autorizada sobre los principios básicos de la seguridad de los reactores, su aplicación y sus repercusiones.** Las preguntas y respuestas siguientes se seleccionaron de ese informe y atañen sólo a algunos de los temas, que en el propio informe se examinan en mayor detalle.

1. ¿Hasta qué punto coinciden los distintos países en cuanto a las normas de seguridad nuclear?

Las normas de seguridad nuclear están concebidas para proteger al público y a los trabajadores de la industria nuclear de los posibles riesgos que entraña la explotación de las centrales nucleares. En el plano internacional las normas de seguridad nuclear no difieren en lo fundamental, pero su aplicación en detalle varía entre un país y otro debido a las diferencias de índole legislativa y de reglamentación.

A partir de 1978 el OIEA ha publicado unos 60 Códigos de Práctica y Guías de Seguridad que se conocen como Programa NUSS (de Nuclear Safety Standards [normas de seguridad nuclear]). Se basan en la experiencia acumulada por diversos sistemas y prácticas nacionales, y antes de su publicación definitiva son aprobados por la Junta de Gobernadores del OIEA.

* Para obtener más información sobre el informe diríjase a Uranium Institute, Bowater Houser House, 68 Knightsbridge, London SW1X 7LT, United Kingdom.

** En el informe se presenta la opinión del grupo sobre el nivel de seguridad alcanzado en centrales nucleares de Occidente, con las que los expertos están familiarizados directamente. Si bien muchos de los aspectos tratados pueden ser válidos también para los reactores de países no occidentales, éstos no se abordan en el informe, salvo cuando así se indica específicamente.

Los cinco Códigos de Práctica abarcan los siguientes aspectos:

- organizaciones nacionales para la reglamentación de las centrales nucleares
- seguridad en el emplazamiento de centrales nucleares
- diseño para la seguridad de centrales nucleares
- seguridad en la explotación de centrales nucleares
- garantía de calidad para la seguridad en las centrales nucleares.

En las Guías de Seguridad se describen los métodos para aplicar partes específicas de los Códigos de Práctica pertinentes.*

Cada país tiene sus leyes y reglamentos propios para proteger al público y a los trabajadores de la industria nuclear de los efectos de la radiación en condiciones normales de explotación. Estas leyes y reglamentos varían algo según el país, pero todos son compatibles en general con las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) sobre niveles aceptables de exposición a las radiaciones, contenidas en la Publicación N° 26 de la CIPR (1977).

2. ¿Hay diferencias entre los procedimientos de concesión de licencias de cada país?, ¿autorizan niveles de seguridad diferentes?

Hay varios países cuyos sistemas de concesión de licencias y regímenes de inspección relativos a la seguridad nuclear siguen un enfoque bastante común. Cada país tiene organismos oficiales encargados de la energía atómica y de la protección del público contra la radiación ionizante.

Antes de construirse una central nuclear se establece un conjunto de complejos procedimientos para asegurar que el diseño sea bueno y exhaustivo y que se escoja el emplazamiento idóneo. Se requiere un informe de seguridad antes de la construcción. La solicitud de

* Véase, por ejemplo, *Principios generales de diseño para la seguridad de centrales nucleares, Guía de Seguridad N° 50-SG-D11*, Colección Seguridad, OIEA, Viena, 1986.

licencia es objeto de un examen muy minucioso por parte de funcionarios oficiales y por grupos consultores de expertos independientes que se reúnen con ese propósito.

Cada país tiene un organismo de reglamentación y de concesión de licencias que vigila la construcción de la central y la fabricación de sus componentes para velar por que no se violen las normas de seguridad por deficiencias en las garantías de calidad. Se exigen normas muy estrictas, y las especificaciones técnicas de algunos componentes que son específicos de la rama nuclear y están relacionados con la seguridad, son aún más rigurosas que en otras construcciones industriales. En particular, los códigos y la reglamentación del diseño y la fabricación de componentes sometidos a presión para aplicaciones nucleares han alcanzado un elevado nivel de normalización internacional. Una vez construida, la central debe ser debidamente puesta en servicio antes de que se conceda la licencia para su explotación. Antes de que se les permita explotar la central, los operadores tienen que cumplir algunos requisitos de capacitación. Cada país tiene un cuerpo de inspectores nucleares que visitan las centrales para vigilar su explotación.

Así pues, la característica más importante para garantizar la explotación de las centrales nucleares en condiciones de seguridad es universal: un sistema exhaustivo de control y vigilancia de todas las etapas de la construcción, la puesta en servicio y la explotación.

3. ¿Es más seguro usar refrigerante bajo presión en los reactores? ¿Podría sufrir avería la vasija de presión?

Resulta seguro utilizar refrigerante bajo presión en una vasija de presión debidamente diseñada. La tecnología de diseño no es inusual ni nueva, sino que antecede con mucho a la producción de energía nucleoelectrónica.

En todos los reactores de potencia refrigerados por gas o por agua, el refrigerante debe someterse a una presión mayor que la atmosférica para enfriar eficazmente el núcleo del reactor de alta potencia y a temperaturas que permitan la generación de vapor adecuada para el funcionamiento eficiente de una turbina de vapor. Las presiones primarias de explotación fluctúan entre unos 20 bar en reactores refrigerados por gas con vasijas de presión de acero, y 160 bar en los reactores de agua a presión.

La vasija de presión del reactor, los generadores de vapor, las principales bombas de refrigeración, el regulador de presión y el sistema de tuberías de conexión integran la barrera de presión primaria de un reactor de agua a presión. En la mayoría de los reactores de agua en ebullición y de los reactores refrigerados por gas, la propia vasija de presión del reactor representa el único componente grande que recibe la presión primaria. La prioridad de toda tecnología de seguridad de reactores es velar por que ese componente no se deteriore ni se desintegre por efecto de la presión durante la explotación. El modo de garantizar inherentemente la integridad del límite de presión primaria para que siga funcionando eficazmente, se resume a continuación.

La integridad de una vasija de acero sometida a presión depende principalmente de tres parámetros:

- la tensión (fuerzas) que actúa sobre las paredes
- la resistencia de su material
- el tamaño de las fisuras y otras imperfecciones que presente el material.

Si la tensión es lo suficientemente baja, la resistencia del material lo suficientemente alta y las fisuras lo suficientemente pequeñas, es seguro que la vasija de presión no fallará. Además, mientras la tensión y la resistencia se mantengan dentro de cierto rango, incluso una fisura o una grieta crecientes no provocarán que la vasija de presión falle rápidamente o estalle, porque mucho antes de que esto pueda suceder se produciría un pequeño escape que reduciría la presión.

Si durante la fabricación, construcción y todo el tiempo de explotación de la central nuclear se pueden mantener estos parámetros de integridad claramente dentro de sus rangos especificados, entonces puede excluirse virtualmente todo fallo significativo del límite de presión primaria.

4. ¿Cómo se diseña y fabrica una vasija de presión segura?

Observando las normas técnicas tradicionales, reforzadas por los correspondientes análisis y pruebas de las propiedades de los materiales y de las normas.

Al diseñar una vasija de presión de un reactor o cualquier otro componente del límite de presión primaria, se hace todo lo posible por mantener bajas las tensiones de explotación y evitar que se concentre.* Se pone interés especial en proteger la vasija contra tensiones térmicas causadas por sacudidas térmicas y cambios anormales de temperatura. Para comprobar nuevamente la precisión de los cálculos de diseño, un experto independiente lleva a cabo una revisión del diseño. Además, regularmente las tensiones se miden en puntos críticos durante las pruebas de presión de los componentes.

En años recientes, el análisis y la validación teóricos de las tensiones y deformaciones estáticas y dinámicas en vasijas de acero de paredes espesas y la experiencia práctica acerca de las condiciones de explotación se han hecho exhaustivos. Por ello es posible confiar en que se tendrá en cuenta toda la multitud de tensiones y deformaciones que es preciso considerar en el diseño de la vasija de presión de un reactor en condiciones normales y anormales. El margen de seguridad contra un fallo por sobrecarga es sumamente alto.

El material debe mantener su resistencia durante todo el rango de temperaturas de operación y bajo el efecto de la irradiación. Esto entraña la selección de un material de base idóneo y de un personal especializado en tecnologías de fabricación cuidadosas, como el forjado, la soldadura y el tratamiento térmico.** Todos los procedimientos de fabricación están estrictamente especificados y controlados. Después de cada paso del proceso de fabricación se toman muchas muestras de prueba del material en distintas posiciones y a diferentes profundidades para garantizar que sus propiedades son

* La concentración de tensión suele obedecer a cambios abruptos de estructura, por ejemplo, a la presencia de agujeros, y puede ser varias veces mayor que la que existe cuando no se producen tales cambios.

** Material de base es el material empleado para la pared de carga de una vasija de presión.

Diferentes tipos de reactores

Todos los reactores nucleares utilizan el calor generado por una reacción nuclear en cadena para poner el agua en ebullición y transformarla en vapor. Este vapor se utiliza igual que el vapor producido en una central energética alimentada con carbón, petróleo o gas; es decir, pone en marcha una turbina que acciona un generador que produce electricidad. La reacción en cadena de las fisiones de los núcleos de los átomos produce energía en el combustible del reactor. Cada fisión divide el átomo en nuevos átomos productos de fisión, genera un volumen de calor y también expulsa de su núcleo los neutrones que ocasionan nuevas fisiones de otros átomos. Los reactores térmicos utilizan moderadores para reducir la velocidad de los neutrones rápidos producidos por la fisión a fin de que sean capturados con más facilidad por los átomos del uranio 235 fisiónable. A menudo se utiliza agua corriente como moderador. Otros de los moderadores que se emplean son el grafito y el deuterio, un isótopo de hidrógeno que se utiliza en forma de óxido de deuterio —agua pesada. (El agua corriente es en su mayor parte, óxido de hidrógeno con una pequeña proporción de agua pesada.) El calor del núcleo del reactor se extrae por medio de un refrigerante que produce vapor directa o indirectamente para accionar la turbina y que también impide que se sobrecaliente el núcleo del reactor. Materiales que absorben neutrones, como el boro o el cadmio, se emplean en barras de control de acero que pueden introducirse y extraerse de los agujeros del núcleo del reactor para controlar con precisión la tasa de

reacción. Aunque cada diseño de reactor tiene sus propias características de seguridad que determinan el diseño de sus sistemas de seguridad, todos responden a los mismos principios de seguridad.

La refrigeración del núcleo de un reactor con agua a presión o en ebullición permite alcanzar altas densidades de potencia en el núcleo, de manera que si el combustible es ligeramente enriquecido se pueden generar grandes unidades de potencia dentro de las vasijas de reactores pequeños. No obstante, la presión del refrigerante primario debe ser alta para que el vapor alcance la presión y temperatura convenientes para el buen funcionamiento del turbogenerador. Por tanto, la integridad de la barrera de presión primaria es un factor importante para la seguridad de los reactores refrigerados por agua.

En un reactor de agua a presión (PWR), el agua refrigerante del circuito primario y el agua de alimentación/vapor del circuito secundario están separados; por tanto, el vapor que acciona el turbogenerador no es radiactivo y la instalación de turbina de vapor puede ser operada como una central energética convencional.

También se pueden construir PWR que funcionen con uranio natural (no enriquecido), pero necesitan un núcleo de mayor volumen y agua pesada como moderador y refrigerante primario. Los reactores de agua pesada a presión pueden construirse como reactores de vasijas de presión semejantes a los PWR ordinarios pero más grandes (este tipo suele denominarse PHWR), o como reactores de tubos

Tipo de reactor	Combustible	Moderador	Refrigerante y presión aproximada en bar (la presión atmosférica normal es de aproximadamente 1 bar)	Generación de vapor
PWR	dióxido de uranio (aprox. 3,2% U-235)	agua corriente	agua corriente a presión (160 bar)	circuito independiente
CANDU	dióxido de uranio no enriquecido (0,7% U-235)	agua pesada	agua pesada bombeada a presión (90 bar)	circuito independiente
BWR	dióxido de uranio (2,6% U-235)	agua corriente	agua corriente a presión que al entrar en ebullición produce vapor directamente (70 bar)	
Magnox	uranio natural (0,7% U-235)	grafito	dióxido de carbono (20 bar)	circuito independiente
AGR	dióxido de uranio (2,3% U-235)	grafito	dióxido de carbono (40 bar)	circuito independiente
RBMK	dióxido de uranio (2,0% U-235; cambio a 2,4% en curso en 1988)	grafito	agua corriente a presión que al entrar en ebullición produce vapor directamente (70 bar)	

homogéneas y se mantienen dentro de límites especificados.

5. ¿Cómo puede evitarse la fragilización imprevista del acero?

Durante la explotación de una central nuclear se vigila muy de cerca el comportamiento del material de todo reactor ante la irradiación, a pesar de la enorme experiencia que ya se ha acumulado en la irradiación de los pocos tipos de acero estándar utilizados interna-

cionalmente. Con miras a conocer con suficiente antelación hasta qué punto la irradiación de neutrones reducirá la resistencia de los materiales de la vasija de presión del reactor, las muestras del material de base y del material de soldadura se irradian con un flujo de neutrones mayor que el de la pared de la vasija de presión del reactor. Al someter estas muestras a pruebas destructivas se puede pronosticar el comportamiento futuro de la vasija de presión del reactor ante la irradiación durante toda su vida útil, y se puede garantizar la resistencia adecuada de conformidad con las especificaciones y los códigos del

de presión con canales refrigerantes independientes que constituyen el límite de presión primaria del núcleo del reactor. Los reactores CANDU son de este tipo.

En el reactor de agua en ebullición (BWR), el agua del refrigerante primario se evapora parcialmente en el propio núcleo del reactor, y el vapor allí generado se utiliza directamente en el turbogenerador. Aunque la presión es menor que en los PWR, es necesario adoptar algunas precauciones debido al ligero nivel de contaminación radiactiva de la instalación de turbina de vapor, pero esto no constituye una desventaja importante para su explotación y mantenimiento.

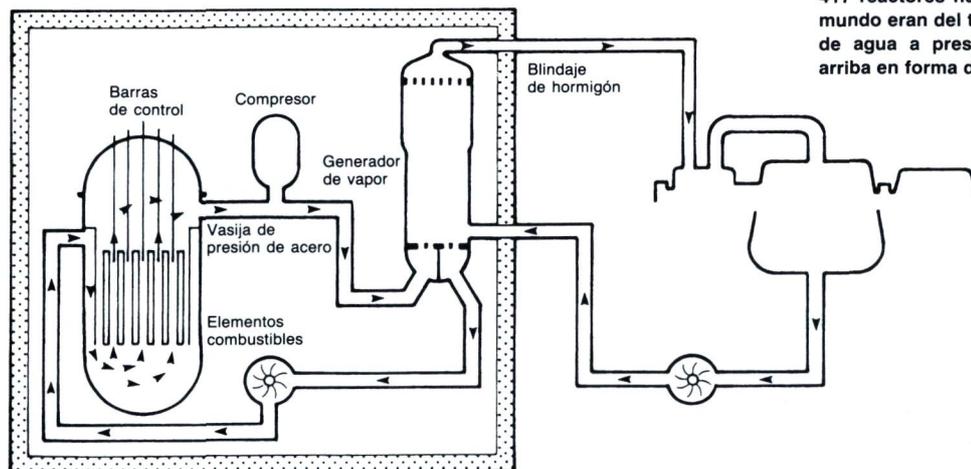
Los reactores Magnox se alimentan con uranio natural. Aunque se refrigeran con dióxido de carbono gaseoso a presión moderada, pueden generar vapor con una buena eficiencia térmica. El núcleo de estos reactores es grande y su densidad de potencia es baja, de modo que las vasijas de presión, que también actúan como medio de contención, también son grandes. (En los primeros reactores Magnox las vasijas de presión que rodean el núcleo del reactor son de acero, y en los más recientes son de hormigón pretensado alrededor del núcleo con cambiadores de calor.)

Los reactores avanzados refrigerados por gas (AGR) utilizan combustible de óxido de uranio ligeramente enriquecido, y se refrigeran con dióxido de carbono a una presión más alta que los reactores Magnox, lo que hace que tengan mejor transferencia de calor. La mayor densidad de potencia de su núcleo permite que sean más pequeños y potentes, y sus vasijas de presión de hormigón pretensado, que son sumamente fiables, también actúan como medio de contención.

El reactor de agua en ebullición soviético RBMK-1000, con moderador de grafito y canales refrigerantes de tubos

de presión, es un híbrido de diferentes sistemas. Su principal ventaja radica en que permite construir grandes unidades de potencia sin necesidad de fabricar grandes y pesadas vasijas de presión como las de los PWR o BWR, o complejos tanques moderadores tipo calandria como en el caso del reactor CANDU. Para mantener bajo el enriquecimiento del combustible sin necesidad de utilizar agua pesada, se utiliza grafito como moderador.

En todo tipo de reactor, no es la seguridad de cada uno de los aspectos por separado lo que debe tenerse en consideración, sino la seguridad de todos los aspectos que componen el sistema en el trabajo conjunto, aunque cada uno de ellos repercute en las medidas de seguridad necesaria. Una densidad baja del núcleo indica que la temperatura aumenta con lentitud; una densidad del núcleo más elevada indica que la extracción de calor deberá ser más eficiente. En el caso del refrigerante de gas, la pérdida parcial de presión no es tan crítica porque no puede haber un cambio brusco del estado líquido al gaseoso. Cada moderador tiene su sistema de absorción de calor, y cada tipo de reactor tiene diferentes coeficientes de potencia (el coeficiente de potencia es el cambio general de reactividad en respuesta a todos los factores que pueden afectarlo). La mayoría tiene coeficientes de potencia negativos de acción rápida, de manera que los aumentos de potencia son auto-limitantes; los coeficientes de potencia positivos requieren una respuesta de la barra de control lo suficientemente rápida para afrontarlos. Los medios de contención no tienen que ser de un tipo en particular; lo que se requiere es que sean adecuados para impedir el escape del material radiactivo.



A finales de 1987, más de la mitad (225) de los 417 reactores nucleares en explotación en el mundo eran del tipo conocido como reactores de agua a presión (PWR), que se muestra arriba en forma de esquema. (Cortesía: UKAEA)

diseño. De ahí que el desconocimiento de las propiedades de los materiales y sus cambios imprevistos durante el tiempo de servicio de un componente sometido a presión puede excluirse razonablemente como posible causa del fallo de una vasija de presión.

6. ¿Es posible fabricar una vasija de presión con la seguridad de que no tiene fisuras?

Probablemente no, pero hay que situar en una perspectiva realista la importancia de las grietas y

fisuras en los componentes sometidos a presión para que no se exagere el efecto de su presencia. Existe un tamaño crítico para dichas fisuras.

Las fisuras más pequeñas no tienen importancia. Las fisuras mayores inadvertidas pueden provocar la desintegración de la pared en determinadas condiciones de explotación.

Las fisuras de fabricación se detectan y evalúan sin dificultad durante el proceso de fabricación. Por lo tanto, las únicas fisuras de importancia son las que se agrandan debido a los ciclos de explotación del

componente. (Hay un límite prescrito para el número total de estos ciclos durante la vida útil de la central.) No obstante, una fisura que no sea detectada durante la fabricación tendría que alcanzar el tamaño crítico con mucha rapidez para evadir la detección y llegar a causar problemas. Con los actuales métodos de prueba no destructivos es posible detectar fisuras de alrededor de una quincuagésima del tamaño crítico en vasijas de presión de paredes gruesas. Esto deja un amplio margen de seguridad.

Mediante extensas investigaciones técnicas se ha comprobado que entre los tamaños detectable y crítico hay un rango intermedio de tamaño de fisura que provocaría escapes en la vasija, lo que permitiría detectar a simple vista el agrandamiento de una grieta mucho antes de que alcanzara el tamaño crítico. Esa detección visual estaría complementada por los resultados de las continuas inspecciones en el servicio que se realiza para descubrir la presencia de grietas y de fisuras crecientes.

Incluso si nunca se realizaran pruebas periódicas, podría excluirse la presencia de una fisura o una grieta crítica en condiciones de explotación mediante las pruebas de presión hidráulica en frío que se realizan antes de la entrada en explotación y continúan después periódicamente. El tamaño de grieta que se considera crítico en la prueba hidráulica en frío es solo de alrededor de la mitad del tamaño de una grieta crítica en condiciones de explotación. Por lo tanto, una vasija con una grieta o fisura de tamaño considerable fallaría durante la prueba y no en condiciones de explotación, a una temperatura elevada.

Cabe esperar que surjan grietas o imperfecciones pequeñas, principalmente cerca de los puntos de soldadura. Para reducir el número y la longitud de las soldaduras, y también para reducir la tensión sobre ellas, las vasijas de alta presión modernas se fabrican de anillos forjados sin costuras que solo se sueldan en la circunferencia para unirlos y formar la vasija.

Durante la fabricación y en períodos regulares de prueba en el servicio, se llevan a cabo ensayos no destructivos cabales y sumamente cuidadosos de los componentes del límite de presión primaria. La mayoría de estos ensayos se realiza con detectores de flujo ultrasónicos de movimiento manual o automático e interpretación de señales manual y automática. Los métodos de prueba están concebidos para reducir al mínimo las posibilidades de negligencia humana e incluyen la documentación de los resultados, de modo que la prueba y la interpretación puedan repetirse para arrojar en un análisis independiente que no se base en la opinión de un solo inspector.

Como el crecimiento de las grietas en condiciones de corrosión o de fatiga es sólo del orden de una décima de milímetro por año, toda grieta sería detectada mucho antes de que alcanzara el tamaño crítico para las condiciones de servicio a temperatura y potencia altas. Puede descartarse razonablemente la posibilidad de que una grieta crezca hasta esos tamaños sin ser detectada antes en condiciones de frío.

7. ¿Puede excluirse el fallo de una vasija de presión?

La integridad de la vasija del reactor y de los sistemas de tuberías puede garantizarse de varias formas independientes a tal punto que el límite de presión del sistema

de fluidos puede considerarse intrínsecamente seguro. Esto se logra mediante:

- un diseño cuidadoso y un análisis de tensión validado completo
- una protección fiable contra la sobrepresión
- el empleo de un material sumamente resistente
- la limitación de la fragilización por irradiación
- la reducción de fisuras, aplicando métodos de fabricación adecuados
- pruebas no destructivas sensibles durante la fabricación y el servicio.

A estas medidas sirven de apoyo:

- las pruebas hidráulicas en frío
- la detección de escapes.

Todo ello garantiza la integridad de la vasija de presión del reactor y el límite de presión de todas las condiciones de explotación concebibles, normales y anormales.

8. ¿Cómo puede evitarse el error humano durante la explotación?

Buena parte de los accidentes no ocurre por rotura del equipo, sino por error, fallos y negligencia humanos, en combinación con factores de explotación o de diseño que no toman debidamente en cuenta el factor humano. Esto es válido para prácticamente todas las actividades en que se utilizan herramientas y maquinaria técnicas, ya sea en el tránsito y el transporte, en fábricas y tecnologías de producción, o incluso en los trabajos que se hacen en el hogar y en actividades de recreación.

El accidente de Three Mile Island en 1979 y el desastre de Chernobil en 1986 fueron provocados principalmente por errores humanos y una explotación incorrecta. El diseño defectuoso fue un factor fundamental del accidente de Chernobil porque se daba por sentado que los operadores no cometerían determinados errores.

El error, los fallos y la negligencia tuvieron que ver en alguna medida con otros incidentes nucleares de menor importancia; por ejemplo, algunos transitorios (cambios en la potencia de un reactor) no planificados podrían haberse estabilizado incluso en menos tiempo si los operadores hubieran hecho lo correcto con mayor prontitud, o si en el diseño del sistema se hubiera previsto evitar operaciones incorrectas. La explotación segura y la atenuación eficaz de los incidentes tienen que estar garantizadas, a pesar de las imperfecciones humanas.

El nivel de la experiencia profesional, la capacitación y la recalificación de los explotadores de las centrales nucleares es por lo menos tan elevado como el de los pilotos de las buenas compañías de aviación. Aunque la explotación de las centrales nucleares es una tarea complicada, los explotadores tienen sobre los pilotos la ventaja de que por lo general tienen tiempo más que suficiente para reaccionar, y de que un transitorio potencialmente peligroso puede ser controlado en cualquier momento mediante una parada, en tanto que un avión no puede aterrizar en cualquier momento.

A fin de evitar errores humanos, se han automatizado en gran medida la explotación y los cambios energéticos que ocurren en su transcurso. La función principal de los operadores consiste en vigilar y corregir los sistemas de control automático y dirigir el proceso según las reglas

sobremansera estrictas del manual de explotación. Cuando se oprime el botón equivocado, hay sistemas automáticos interdependientes que anulan la operación si ésta compromete la seguridad. Continuamente, los registradores y las computadoras del proceso documentan los parámetros de explotación importantes y todas las activaciones, que son vigiladas por alarmas automáticas. *En el peor de los casos, después de una medida manual incorrecta, se produce una reducción automática de la potencia o incluso una interrupción automática de la central; esto puede ser una molestia, pero no entraña peligro.*

El fallo, el error y la negligencia humanos durante transitorios imprevistos pueden, sin embargo, tener consecuencias mucho más graves que una mera pérdida de la disponibilidad operacional. Aunque tales transitorios no suelen producirse con rapidez, sino que tardan unos minutos, los operadores necesitan algún tiempo para analizar la situación, localizar el accidente y decidir los procedimientos idóneos. Durante ese lapso, lo más seguro es que estén sometidos a cierta tensión. Por lo tanto, las medidas que hay que tomar de inmediato para poner bajo control a un transitorio no planificado y para atenuar sus consecuencias, no pueden depender de la capacidad del operador para actuar rápida y correctamente.

Como regla general, para evitar situaciones anormales y garantizar el cumplimiento de los objetivos de seguridad fundamentales, los sistemas de seguridad se activan y funcionan automáticamente y no manualmente durante los primeros 15 minutos o más. Para que los operadores puedan tomar decisiones inteligentes durante las operaciones subsiguientes, se dispone de información sobre el proceso que permite identificar el accidente con rapidez y comprender el transitorio, su origen y su evolución.

Los sistemas de diagnóstico por computadora se emplean cada vez más para ayudar al operador a detectar fallas y dar asesoramiento experto sobre medidas correctivas. Lógicamente, la automatización de las funciones de seguridad y los sistemas modernos de información también ayudan a mejorar la explotación normal de la central y aumentar su fiabilidad.

9. ¿Cómo puede evitarse el error humano durante la construcción?

Se aplica una garantía de calidad, en el sentido más amplio de la palabra, a fin de excluir los efectos del error humano en el diseño de la central, en la fabricación de sus componentes y durante su construcción en el emplazamiento.

En el mundo occidental, los conocimientos técnicos relacionados con todos los aspectos de la seguridad nuclear son tan sólidos y se intercambian tan abiertamente, tanto en el plano nacional como internacional, que la posibilidad de que no se haya detectado un error fundamental que ponga en peligro la seguridad, o de que haya quedado una laguna en los conocimientos generales sobre seguridad, es muy pequeña.

Los resultados prácticos no sólo se documentan y se vuelven a comprobar internamente, sino que además una organización de inspección independiente o la propia autoridad encargada de conceder licencias los analiza cabalmente o incluso vuelve a realizar los cálculos. Lo

mismo se aplica a los procedimientos de especificación, fabricación y ensayo de los componentes relacionados con la seguridad y los que soportan presión. Todo el proceso de fabricación, comenzando por el material de base, es objeto de un examen crítico y muchas muestras son sometidas a pruebas por grupos independientes de control de calidad y por inspectores profesionales. En particular, las pruebas de todas las soldaduras y la evaluación de los ensayos de presión las realizan por lo menos dos inspectores independientes, según los códigos oficiales de diseño técnico. Los resultados se documentan oficialmente para que el dictamen sobre su significación pueda reproducirse en cualquier momento.

Esta red de garantía de calidad y control de calidad en constante perfeccionamiento permite reducir el error o la negligencia humanos durante el diseño y la construcción a valores muy pequeños y, lo que es aún más importante, reducir notablemente sus consecuencias potenciales. Con ella se garantiza que, *aunque sea imposible evitar totalmente el error humano, al preverlo en el diseño, se pueda hacer sumamente improbable que cause un fallo peligroso.*

No se puede lograr —ni cabe esperarlo— una tecnología intachable; y tampoco pueden esperarse ni exigirse operadores que no cometan errores. Lo que se ha logrado con la automatización y los requisitos extremos de garantía de calidad es una tecnología y una manera de utilizarla que permiten confiar en que los fallos, errores y negligencias humanos y las imperfecciones técnicas no podrán penetrar la defensa hasta una profundidad suficiente para provocar un peligro real. En este sentido, *la tecnología es capaz de tolerar los errores.*

10. ¿Deben soterrarse las centrales nucleares para ayudar a contener las emisiones radiactivas?

Aunque al parecer el emplazamiento de los reactores bajo tierra brinda ventajas adicionales para la protección del medio ambiente contra accidentes que entrañen grandes emisiones radiactivas, en general no ofrece ventajas considerables para la seguridad. Evidentemente, el hecho de poner una central nuclear en una cueva o enterrarla de algún otro modo no contribuye en absoluto a evitar un accidente. A lo sumo, se haría más tortuosa la vía de salida de las emisiones radiactivas en caso de accidente, lo cual, en algunas circunstancias pero no en todas, podría aliviar las consecuencias del accidente. Es más, el hecho de construir un reactor bajo tierra bien podría hacer que la central fuese menos segura. Esto es así porque la construcción, la explotación y el mantenimiento serían más difíciles debido a las complicaciones adicionales en el diseño y, especialmente, en el acceso a la central soterrada.

Además, la filtración de agua del subsuelo podría causar otras complicaciones. El emplazamiento subterráneo, salvo que se realice en cavernas formadas por rocas compactas, plantea complejos problemas ambientales en cuanto a la protección del manto freático. Sería preciso cavar un foso de por lo menos 60 metros de diámetro y profundidad para el edificio del reactor. En la mayoría de los lugares esto exigiría un cuidado aislamiento técnico de las aguas subterráneas, ya que probablemente sea el agua potable que utiliza la población local.

Aun en ese caso, si el emplazamiento subterráneo entrañara considerables ventajas en materia de seguridad, con toda certeza se obviarían las dificultades adicionales técnicas, de explotación y monetarias. Sin embargo, el emplazamiento soterrado proporcionaría mayor seguridad sólo si se logra que las rocas y la tierra aledañas actúen como una contención más para reducir las emisiones radiactivas en el caso poco probable de accidentes graves en los reactores. Ahora bien, la eficacia de la contención depende, fundamentalmente, de la hermeticidad y fiabilidad de los múltiples puntos donde es preciso horadarla para colocar tuberías, respiraderos, cables eléctricos y permitir el acceso de los trabajadores de la central eléctrica, a fin de que el reactor quede conectado con otros sistemas y edificios de la central nuclear situados fuera de la contención. La hermeticidad de la estructura de contención en sí es mucho menos problemática. Como que un reactor, soterrado o no, necesita las mismas conexiones, el emplazamiento soterrado no puede mejorar notablemente la fiabilidad de su sistema general de contención.

Amén de alguna protección adicional contra fenómenos externos extremadamente adversos, como desastres aéreos, ataques con misiles o guerras, el emplazamiento de las centrales nucleares bajo tierra no ofrece ninguna otra garantía de seguridad que justifique las complicaciones y los costos adicionales.

11. ¿Qué tipo de peligros para las centrales nucleares se originan fuera de ellas?

Existen peligros externos que se originan fuera del emplazamiento y pueden afectar a la central o a la estación en su conjunto. A continuación se enumeran peligros externos que hay que tener en cuenta, y que, cuando proceda de acuerdo con las condiciones particulares del emplazamiento, se deben tomar en consideración al diseñar la central:

- terremotos
- condiciones atmosféricas extremas, por ejemplo, temperaturas extremas del aire o del mar, velocidad del viento, lluvia o nieve, rayos, tornados o huracanes
- inundación del emplazamiento, por ejemplo, como consecuencia de un maremoto
- desastres aéreos
- asentamiento y subsidencia del terreno
- peligros provenientes de actividades industriales fuera del emplazamiento
- sustancias peligrosas
- sabotajes.

12. ¿Qué protección existe contra los efectos de los peligros externos?

Existen cuatro métodos de protección fundamentales, a saber:

- diseño de equipo y estructuras esenciales para arrostrar los peligros;
- protección física de la central contra los efectos de los peligros, por ejemplo, velar por que el edificio sea el adecuado;
- redundancia, diversidad, segregación y separación de los sistemas esenciales;
- sistemas para atenuar los efectos de los peligros, como por ejemplo, equipo de extinción de incendios.

A fin de proteger a las centrales nucleares, en particular el reactor, contra los peligros externos, los sistemas y las estructuras de la central tienen unas especificaciones y un diseño que garantizan en cualquier circunstancia previsible el apagado del reactor en condiciones de seguridad, la refrigeración adecuada después del apagado y la integridad constante del límite del refrigerante primario.

Los efectos de los peligros externos pueden variar considerablemente, pero, en general, su magnitud tiende a ser inversamente proporcional a la frecuencia del peligro. Esto se prevé en los criterios de seguridad técnica del diseño que establecen la posibilidad de fallo del sistema de protección.

Para cada emplazamiento en particular se tiene en cuenta la necesidad de incluir protección contra peligros específicos, como los inherentes al emplazamiento.

Terremotos. La central nuclear está diseñada para soportar los efectos del terremoto más fuerte posible y el reactor, para que sea capaz de apagarse y refrigerarse hasta alcanzar condiciones de seguridad luego de un fenómeno de esa índole.

Algunas centrales ubicadas en lugares donde cabe esperar que ocurran terremotos con bastante frecuencia, tienen instalados detectores sísmicos, y el reactor puede parar automáticamente mucho antes de llegar al nivel que podría resistir.

Inundación del emplazamiento. En el diseño de cada central nucleoelectrónica se especifica un nivel de inundación tipo que se basa en los registros históricos de niveles del agua y las mareas, y tiene en cuenta las marejadas, la altura de las olas, las corrientes de agua dulce, y cualquier otro fenómeno local capaz de influir en los niveles de agua.

Desastres aéreos. Cuando el emplazamiento de la central sugiera la conveniencia de tomar en consideración a los aviones, en el diseño se tiene en cuenta la necesidad de minimizar las consecuencias de un desastre aéreo en el emplazamiento de la estación. Además, pueden imponerse restricciones a la trayectoria de los vuelos a poca altura.

13. ¿Están protegidas las centrales nucleares contra ataques terroristas?

Las centrales nucleares están protegidas contra ataques terroristas. No se dan a conocer todos los detalles de las disposiciones de seguridad porque, de lo contrario, podrían perder eficacia. Además, las necesidades de protección física difieren marcadamente de un país a otro. De ahí que, en este caso sólo analicemos la cuestión de modo general.

En el diseño de las centrales nucleares existen características que proporcionan una protección intrínseca importante contra los terroristas. En la mayoría de sus partes vitales hay materiales radiactivos, por lo que están protegidas con blindaje contra las radiaciones. Estas estructuras macizas también constituyen una buena protección contra posibles sabotadores. Los sistemas de seguridad de las centrales nucleares tienen entre sus características la redundancia y la diversidad. Los subsistemas suelen estar separados físicamente entre sí. Ello significa que los sabotadores tienen que ocasionar daños a muchos subsistemas, en muchos lugares para que puedan infligir daños a la población.

Las centrales nucleares tienen también características concebidas especialmente para prevenir ataques terroristas; a saber, división por zonas, barreras físicas, sistemas de bloqueo, control del acceso del personal y los vehículos, y organización de la seguridad, incluidos los custodios.

Las características inherentes del diseño y las disposiciones de seguridad hacen en extremo difícil que los terroristas provoquen daños que tengan consecuencias nocivas para el medio ambiente. Si, de hecho, lo que los terroristas buscan es ocasionar daños a un número elevado de personas, hay objetivos mucho más fáciles y eficaces en la sociedad.

14. ¿Es posible que un reactor nuclear estalle como una bomba atómica?

Decididamente no, por razones relacionadas directamente con la física fundamental y que se exponen a continuación.

El reactor nuclear y la bomba atómica se basan en el mismo fenómeno: la fisión del núcleo de uranio (o de plutonio). En ambos casos, la fisión es inducida por los neutrones y produce energía. Este proceso se desarrolla de conformidad con el conocido mecanismo de "reacción en cadena", es decir, un neutrón provoca la fisión en un núcleo de uranio y esta fisión emite más de un neutrón, por ejemplo, dos. Estos dos neutrones a su vez provocan dos fisiones en dos núcleos de uranio, y así sucesivamente. Un aspecto importante de la reacción en cadena es el lapso entre dos etapas sucesivas, que es mucho más breve en el caso de la bomba que en el del reactor. Sin embargo, la principal diferencia radica en la velocidad con que se produce la energía, es decir, la cinética general de la reacción.

En un reactor nuclear en explotación normal, la reacción en cadena es equilibrada, o sea, en cada etapa, después que se produce una fisión, exactamente un neutrón emitido provocará otra fisión (el otro no puede hacerlo porque es absorbido por el material contenido en la barra de control). Por tanto, el número de neutrones emitidos siempre es el mismo y otro tanto ocurre con la potencia liberada. Sólo durante la puesta en marcha o la parada del reactor aumenta o disminuye el número de neutrones (acción divergente o convergente), pero los cambios se mantienen a un ritmo muy lento ajustando el número relativo de neutrones (que se denomina reactividad) en cada etapa a un valor muy cercano a la unidad. Esta es la función de las barras de control.

Por lo contrario, en el caso de un arma nuclear, se aumenta lo más posible el número de neutrones en cada etapa de modo que la población de neutrones, y por ende, la potencia, aumenten rápidamente con el tiempo. Es fácil calcular que, si el número de neutrones se multiplica por 2 en una millonésima de segundo, en menos

de una milésima de segundo un solo neutrón producirá una cifra astronómica de neutrones. Esto sólo se puede lograr con uranio o plutonio muy enriquecido, y los reactores de potencia sólo emplean uranio poco enriquecido o no enriquecido, o una mezcla de plutonio y uranio.

Con todo, la multiplicación de neutrones no es tan fácil porque hay fenómenos físicos que se oponen a la divergencia de la reacción en cadena. El efecto contrario más eficaz proviene de la energía generada por las fisiones en el sistema, la cual tiende a separar los fragmentos por la fuerza y detiene la reacción en cadena. En el caso de la bomba, esta acción queda contrarrestada por la configuración de los explosivos químicos, que aglutinan las diversas partes del material fisionable y se oponen a su dispersión durante un lapso suficiente para que la multiplicación de los neutrones sea eficaz y, por tanto, que las fisiones correspondientes produzcan una gran cantidad de energía.

Aunque es posible suponer que un aumento accidental de la reactividad en un reactor nuclear puede originar una multiplicación similar del número de neutrones y, por consiguiente, de la potencia, en ese caso, el antedicho efecto contrario actuaría con plena eficacia y prevalecería. No existe ningún explosivo capaz de impedir que los fragmentos de uranio se separen rápidamente tan pronto como se acumule suficiente calor. En consecuencia, la energía total producida en un accidente de esta índole sería muy limitada en comparación con la de una bomba atómica incluso pequeña, de una magnitud decenas de miles de veces menor.

El accidente de Chernobil se puede utilizar a manera de ejemplo. En unos cuatro segundos la potencia del reactor se multiplicó por un factor de 1000, pero la energía térmica total producida se limitó a algunos cientos de miles de megajulios, lo que equivale a la energía producida por el reactor en menos de dos minutos. En cambio, una bomba atómica produce una energía térmica de varios miles de millones de megajulios.

La explosión del accidente de Chernobil no fue una explosión nuclear. Cuando la potencia del reactor se multiplicó por 1000, sí creó un desequilibrio considerable entre la energía generada y el calor extraído. El combustible se sobrecalentó, se dividió en diminutos fragmentos calientes, y estos fragmentos provocaron la rápida vaporización de las moléculas de agua presentes en el sistema de refrigeración. Esta producción de vapor tan rápida provocó una onda de choque que destruyó la estructura del reactor, que no era resistente a la presión. A esta destrucción siguió la dispersión del material radiactivo. La energía mecánica generada en el accidente de Chernobil fue probablemente igual a algunos cientos de kilogramos de TNT, en comparación con las decenas de miles de toneladas de TNT que hay en una bomba atómica pequeña (táctica). La destrucción física fue muy localizada.

