

Innovación en la seguridad de sistemas nucleares: aspectos fundamentales

L. E. Herranz

La seguridad de los reactores nucleares comerciales ha sido una condición indispensable para la futura expansión de la generación eléctrica de origen nuclear. Su principio fundamental, la “defensa en profundidad”, lejos de estar obsoleto, permanece vigente en los sistemas avanzados (generaciones III y IV). No obstante, la experiencia acumulada, el desarrollo de metodologías como los análisis probabilistas de seguridad, la proposición de sistemas de seguridad pasivos e, incluso, las características intrínsecas de algunos de estos nuevos diseños (que excluyen escenarios accidentales), permiten estimar niveles de seguridad aún más excepcionales que los alcanzados por la segunda generación de reactores. Esta innovación en la seguridad de los nuevos diseños ha exigido un volumen sobresaliente de investigación (Generación III) que, en las próximas décadas, se orientará, fundamentalmente, a optimizar y demostrar la seguridad de los diseños de cuarta generación.

Safety of commercial nuclear reactors has been an indispensable condition for future enlargement of power generation based on nuclear technology. Its fundamental principle, “defence in depth”, far from being outdated, is still adopted as a key foundation in the advanced nuclear systems (generations III and IV). Nevertheless, the cumulative experience gained in the operation and maintenance of nuclear reactors, the development of methodologies like the probabilistic safety analysis, the use of passive safety systems and, even, the inherent characteristics of some new designs (which exclude accident scenarios), allow estimating safety figures of merit even more outstanding than those achieved in the second generation of nuclear reactors. This safety innovation of upcoming nuclear reactors has entailed a huge investigation program (generation III) that will be focused on optimizing and demonstrating the postulated safety of future nuclear systems (Generation IV).



LUIS E. HERRANZ

es licenciado en Ciencias Químicas por la UAM, diplomado en Ingeniería Nuclear por el Instituto de Estudios de la Energía y doctor por la UPM. En 1987 se incorporó al Programa de Seguridad Nuclear del CIEMAT, y actualmente dirige la Unidad de Investigación sobre Seguridad Nuclear del Departamento de Energía.

INTRODUCCIÓN

Al estudiar la evolución de la seguridad nuclear a través de las generaciones de reactores nucleares, hay tres observaciones que merecen destacarse desde el inicio:

- La sencillez de los fundamentos de la seguridad nuclear.
- La seguridad como cualidad a mantenida y mejorada constantemente.
- La seguridad de los reactores actuales como condición sine-qua-non para una expansión de la generación de energía de origen nuclear.

Sobre estas tres ideas generales, el siguiente análisis revisa los principios de seguridad y sus realidades en los reactores nucleares en operación y en los sistemas innovadores de producción nuclear, no sin recordar la primera configuración de sistemas de seguridad en la denominada Pila de Fermi.

La figura 1 (US DOE, 2002) ilustra la evolución temporal de la tecnología nuclear, desde los primeros prototipos,

allá en los 50, hasta la Generación IV, cuya implantación comercial se espera a lo largo de la tercera y cuarta décadas del presente siglo. Actualmente, la producción núcleo-eléctrica consta mayoritariamente de diseños de Generación II, con algunas unidades de Generación III ya operando en algunos países asiáticos como Japón.

Rindiendo un merecido homenaje a los pioneros que, liderados por Fermi, demostraron la viabilidad del auto-mantenimiento de la reacción de fisión, los dibujos que de aquel evento pueblan los textos permiten identificar dos sistemas de control y seguridad, cuyo fin era detener la reacción en cadena en caso necesario. Ambos basados en la capacidad del cadmio como absorbente neutrónico, uno de los sistemas consistía en verter una solución salina de este elemento sobre la pila de grafito y uranio, mientras el otro consistía en la introducción de una columna de madera forrada de una película también de cadmio. Por tanto, podríamos datar en diciembre de 1942

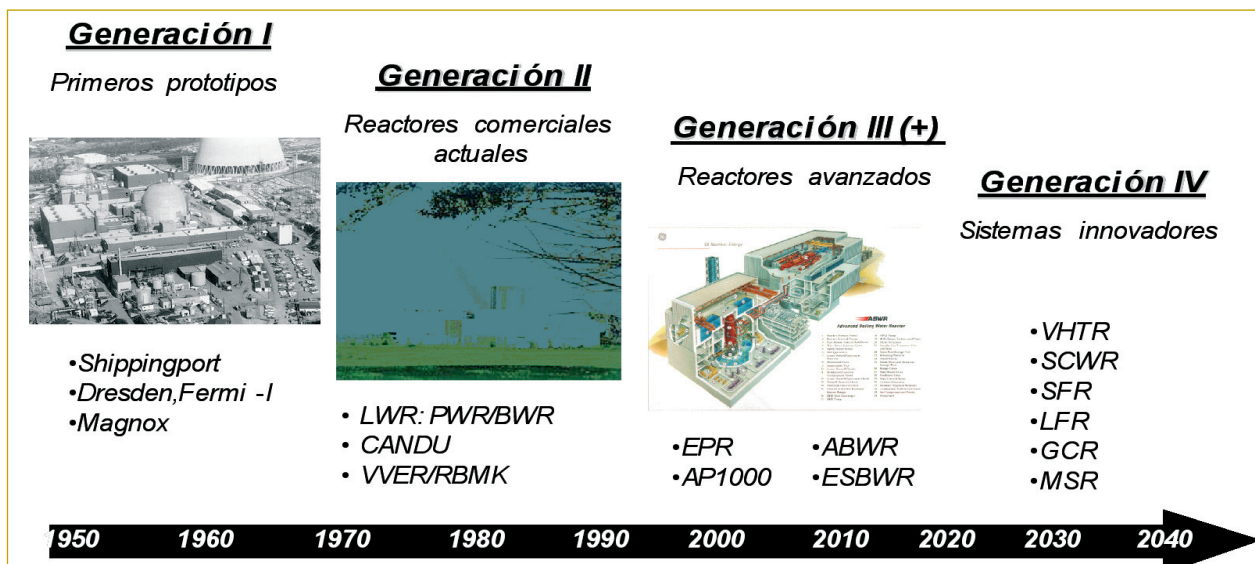


Figura 1. Evolución temporal de las generaciones de sistemas nucleares.

el origen de los sistemas de seguridad; en otras palabras, la seguridad nuclear nació intrínsecamente ligada a la posibilidad de generación nuclear de energía.

MÉTRICA DE LA SEGURIDAD: EL RIESGO

Desde su nacimiento, el fin último de la seguridad nuclear ha sido mantener la radiactividad confinada en cualquier circunstancia, bien sea en operación normal o durante accidentes, de modo que no tenga efecto nocivo alguno sobre las personas y/o el medio ambiente.

Previo a valorar la seguridad nuclear es indispensable introducir algunas ideas. Ante cualquier actividad, particularmente las de carácter industrial, la

cuestión a plantear no es: “¿Es segura?”. La formulación correcta de la pregunta es: “¿Cuánto segura es?”. Para responder a la última se suele hablar en términos de riesgo, variable complementaria a la seguridad (i.e., $S + R = 1.0$), cuya definición estricta es el producto de la probabilidad por el daño (i.e., $R = P \cdot D$). En términos matemáticos diríamos que el riesgo se representa mediante una hipérbola equilátera en el espacio probabilidad-daño. La Figura 2 muestra varias curvas de iso-riesgo que inspiran los fines de la seguridad nuclear: por un lado, hacer el riesgo lo mínimo posible; por otro, lograrlo mediante la disminución de la probabilidad a valores excepcionalmente bajos para aquellos sucesos de consecuencias

más graves. En cualquier caso, ha de notarse que no existe riesgo nulo, cualquiera que sea la actividad que estemos considerando.

Es decir, la energía nuclear es excepcionalmente segura, a pesar de suponer peligros potenciales, ostentando valores de riesgo clasificados como trivial (i.e., aquél que no merece medida alguna por parte de los individuos y/o la sociedad). Ahora bien, la opinión pública refleja que la percepción de ese riesgo no se atiene a la realidad, y ese aspecto habría de ser un revulsivo en la comunidad nuclear para que el riesgo y su percepción convergieran.

GENERACIÓN II

La cuantificación de la seguridad nuclear diferencia habitualmente dos situaciones: operación normal y accidente. En cualquiera de ellas, existen numerosos indicadores que permiten su ponderación objetiva. Tal es el caso del número de fallos de barra, el factor de capacidad, las interrupciones imprevistas de operación, las dosis al público y las exposiciones colectivas a la radiación, en el primer caso; y de las frecuencias de daño al núcleo del reactor y de las liberaciones masivas de radiactividad, en el segundo.

En operación normal, el número de barras falladas autorizadas en el reactor es del 1%; actualmente, este indicador se halla por debajo del 0.005% (Rusch et al., 2007). Históricamente, si se representa la evolución del número de fallos de barras entre 1980 y 2007, se aprecia una reducción en 2007 al 30% de su valor en 1980. En cuanto al factor de capacidad (i.e., razón entre la energía generada durante el año y la máxima producible operando a plena potencia), se aprecia que desde 1990

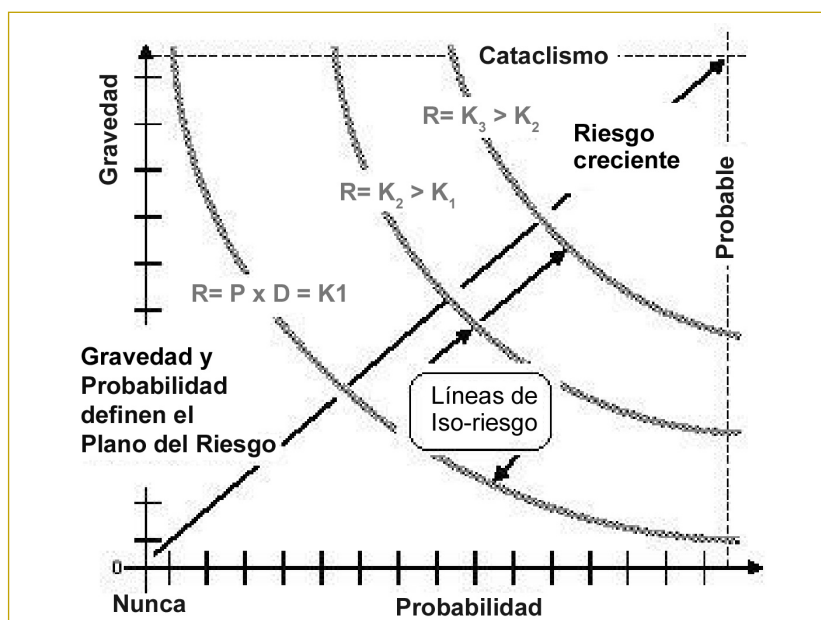


Figura 2. Espacio del riesgo: gravedad vs. probabilidad.

	Sistemas en Ebullición				Sistemas a Presión		
	BWR-4	BWR-6	ABWR	ESBWR	PWR	EPR	AP1000
Potencia (MWe)	1098	1360	1350	1550	1210	1600	1100
CDF _{FOM} (r ⁻¹ .y ⁻¹)	<10 ⁻⁴		<10 ⁻⁵		<10 ⁻⁴	<10 ⁻⁵	
CDF _{EXP} (r ⁻¹ .y ⁻¹)	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶	2·10 ⁻⁷	3·10 ⁻⁸	8.4·10 ⁻⁵	1.3·10 ⁻⁶	5·10 ⁻⁷
LERF _{EXP} (r ⁻¹ .y ⁻¹)	N.A.				4.9·10 ⁻⁶	8.4·10 ⁻⁸	6·10 ⁻⁸

Tabla 1. Valores característicos de CDF y LERF en las generaciones II y III.

(~77%) los niveles han crecido hasta alcanzar valores aproximados entre el 86% y el 88% en el lustro 2003-2007 (WANO, 2008). Este crecimiento es consistente con la disminución registrada en el número de interrupciones imprevistas de operación, que aproximadamente se han reducido al 30% de las habidas al inicio de la década de los 90. De igual modo, la contribución de la producción de energía núcleo-eléctrica a la dosis de radiación recibida por el público es inferior al 0.4%, siendo las principales fuentes la presencia de radón en espacios cerrados poco ventilados (casi el 50%), la radiación terrestre y cósmica, las exposiciones médicas y la ingestión de algunos alimentos que contienen isótopos radiactivos (Charles M., 2001). Por último, la serie temporal de la dosis recibida por los trabajadores de centrales de agua ligera profesionalmente expuestos demuestra una reducción de un factor 2.5, aproximadamente, respecto a los niveles en 1987 (NNNews, 2001).

La regulación nuclear (OIEA, 1993) impone valores máximos para la frecuencia de daño al núcleo (CDF, Core Damage Frequency) y la liberación masiva de radiactividad (LERF, *Large Early Release Fraction*), en caso de accidente (10⁻⁴ r⁻¹.a⁻¹ y 10⁻⁵ r⁻¹.a⁻¹, respectivamente). Teniendo en cuenta que actualmente existen 439 reactores operando en el mundo, la máxima frecuencia admisible de deterioro del núcleo sería de un suceso cada 20-25 años; mientras que el escape masivo de radiactividad no podría suceder más frecuentemente que una vez cada 200-250 años. Sin embargo, si tomamos como ejemplo la central nuclear de Almaraz, los análisis probabilistas de seguridad han resultado en cifras inferiores a tales índices en más de un factor 20; es decir, si las centrales del mundo fueran igual de seguras que Almaraz, sería esperable daño en algún núcleo de los reactores existentes y escape desde alguna central cada 400-500 años y 4000-5000 años, aproximadamente (Alonso, 2008).

Con objeto de lograr una percepción más allá de las cifras expuestas arriba, se puede comparar el riesgo nuclear con el que suponen otras actividades. Así, tomando como referencia la pérdida de expectativa de vida, se observa que mientras vivir al lado de una central nuclear supone estadísticamente una pérdida de unos 5 - 10 horas de vida, actividades como fumar, conducir o montar en bicicleta, suponen una pérdida aproximada de expectativa de vida 7000, 600 y 20 veces mayor, respectivamente (Sehgal B.R., 2006). Si llevamos esta comparación al marco de la producción de energía eléctrica por distintas fuentes y escogemos el número de fallecimientos ocasionados por cada una entre 1970 y 1992, las cifras indican que la generación hidráulica, el carbón y el gas implicaron aproximadamente 50, 11 y 6 veces más fallecimientos por unidad de energía eléctrica producida, respectivamente, que la generación nuclear (Fritzsche, 1989).

Por tanto, se puede concluir que la mejora permanente de la Generación II de reactores ha hecho de su seguridad una característica sobresaliente.

SISTEMAS AVANZADOS

El buen funcionamiento de los reactores de segunda generación condujo a la adopción de muchos de sus fundamentos en la gestación de los sistemas avanzados de generación nuclear. En materia de seguridad, el principio básico es la "defensa en profundidad" cuya filosofía reside en el reconocimiento de que nada es perfecto. El sistema se proyecta para que opere correctamente, pero admitiendo que, a pesar de los esfuerzos y del conservadurismo y de la calidad en el diseño, podrían producirse desviaciones. Por ello, el propio sistema incluye mecanismos para la detección, control y corrección de posibles desviaciones. Aún más allá, el diseño se prepara para el confinamiento de la radiactividad incluso en el escenario más adverso imaginable, denominado habitualmente

accidente base de diseño, y para ello se provee al sistema de salvaguardias capaces de garantizar la refrigeración estable del núcleo del reactor. Pero, incluso obviando tales sistemas y admitiendo el deterioro de las barreras que la propia envuelta de combustible y las tuberías y componentes del sistema de refrigeración suponen al escape radiactivo, el sistema se dota de una contención cuyo objetivo último sería evitar cualquier emisión al medio ambiente. Y, por último, si a pesar de todos los niveles de protección y barreras interpuestos entre radiactividad y entorno, ésta finalmente encontrara una vía de escape, se establecen planes de emergencia fuera y dentro de la central para hacer frente a estas contingencias.

Los sistemas de seguridad que integran cada uno de los niveles de protección descritos manifiestan tres características esenciales: redundancia, independencia y diversidad. Cualquier actuación de seguridad puede ser realizada, al menos, por dos sistemas (redundancia) que no comparten componente alguno (independencia) y cuyos mecanismos motrices son distintos (diversidad). Estas propiedades otorgan una fiabilidad extrema a los sistemas de seguridad de las centrales nucleares.

A la defensa en profundidad, los sistemas avanzados agregan otros principios. Unos, igualmente heredados de la generación anterior, como el ALARA (As Low As Reasonably Achievable) o minimización de la dosis en cualquier actividad a desarrollar. Otros, más novedosos, como la consideración en el diseño de accidentes potencialmente más peligrosos que el propio accidente base de diseño; son los llamados accidentes severos.

Desde el punto de vista de la seguridad los sistemas avanzados de generación nuclear, pueden clasificarse como: evolutivos, pasivos e innovadores. Los evolutivos (Generación III) se basan en la experiencia adquirida con la operación de los reactores de

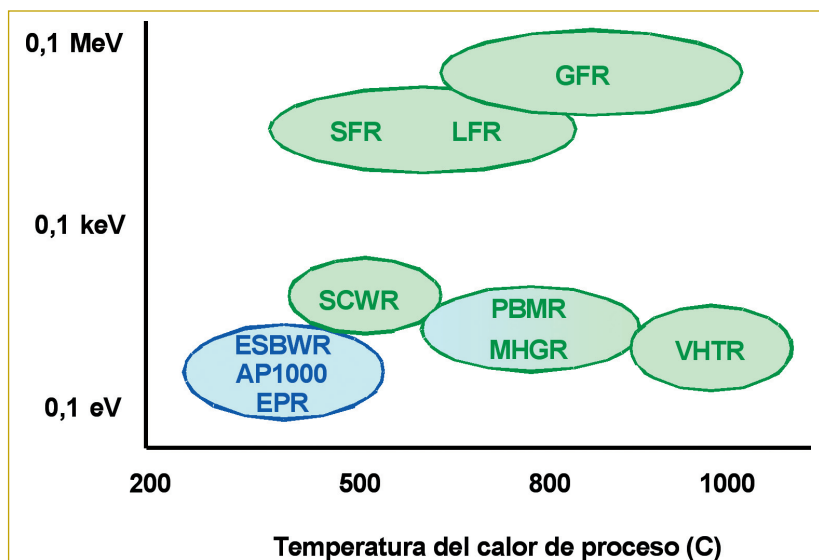


Figura 3. Mapa energía neutrónica – temperatura de calor de proceso de sistemas nucleares.

segunda generación, la evolución tecnológica lograda y el desarrollo de los análisis probabilistas de seguridad. La investigación realizada, particularmente a partir del accidente en la unidad 2 de Three Mile Island, ha dado lugar a la creación de modelos matemáticos capaces de simular escenarios accidentales más complejos que los propios derivados de situaciones de fallo único (accidente base de diseño). El tratamiento probabilista de estos análisis complementaría la aproximación determinista. Los pasivos (Generación III) suponen la utilización masiva de sistemas pasivos de seguridad, los cuales no requieren actuación humana, sino la concurrencia de fuerzas naturales omnipresentes en cualquier circunstancia, como la gravedad o las fuerzas de flotación. Su utilización supone una fuerte reducción de equipos y componentes, así como la garantía en algunos diseños de la condición segura del reactor durante períodos de hasta 3 días sin intervención alguna del operador. No obstante, su incorporación ha requerido demostrar su capacidad para ejercer eficazmente la función de seguridad encomendada, ya que los mecanismos motrices son en estos casos más débiles que los inducidos. Finalmente, los sistemas innovadores (Generación IV) están tratando de excluir los accidentes severos desde el propio diseño, es lo que se denomina “seguridad por diseño”.

Esta mejora de la seguridad de los sistemas avanzados sobre la de los reactores actuales se pone de manifiesto en los valores alcanzados por los indicadores discutidos anteriormente (i.e., CDF y LERF). Así, tanto en tecnologías BWR como PWR, no es extra-

ño encontrar valores de estos índices menores que los actuales en más de un orden de magnitud. En otras palabras, la cuantificación actual del riesgo de estos reactores, permite estimar que la frecuencia en ellos de daño a núcleo o grandes liberaciones de radiactividad, acontecerían siempre con frecuencias inferior a un suceso cada 250 años y 2500 años, respectivamente. La tabla 1 ofrece valores característicos de CDF y LERF para sistemas nucleares de Generación II y III (Kayak et al., 2007).

Como ejemplo de la línea evolutiva, el diseño EPR (*European Pressurized Reactor*) de AREVA, logra esa notable reducción en las cifras de riesgo mediante el incremento de la redundancia en sistemas de seguridad (i.e., 4 trenes completamente independientes; 2 paredes de contención de, aproximadamente, 1 m de espesor cada una), la incorporación, incluso, de algunos sistemas de naturaleza pasiva y, no menos importante, la mejora de la interfaz hombre-máquina en sala de control. (Como ejemplo de la línea pasiva podríamos citar el AP1000 (*Advanced Pressurized 1000*), donde además de la disminución ostensible en la cantidad de bombas, válvulas, longitud de conducciones, etc., cabe destacar el sistema pasivo de refrigeración de la contención que, mediante la condensación de vapor de agua sobre la superficie de la contención en régimen de circulación natural, mantiene la presión dentro de los límites de diseño (Matzie, 2008).

En síntesis, se podría decir que las expectativas en niveles de seguridad de los reactores de Generación III son extraordinarias. Sin embargo, no disponemos, como en el caso de la Ge-

neración II, de la experiencia que las acredite, ya que sólo hay un número reducido de reactores de este tipo instalados en el mundo (Japón) y algunos en construcción (Finlandia, Francia, China, etc.).

La Generación IV de sistemas nucleares plantea como objetivos de alto nivel (US DOE, 2002): alcanzar niveles de excelencia en seguridad y fiabilidad, lograr frecuencias de daño al núcleo excepcionalmente bajas y eliminar la necesidad de plan de emergencia exterior. Sin entrar en detalles específicos de sus diseños, ha de enfatizarse que la concepción integral de su planteamiento (i.e., considera aspectos tan diversos como el recurso natural, la eficiencia térmica, el producto, la segunda fase del ciclo, ...) les otorga, en general, un carácter revolucionario respecto a las generaciones anteriores (figura 3). Por citar algunos ejemplos: la alta energía de los neutrones responsables de la reacción de fisión en el SFR (*Sodium Fast Reactor*), el LFR (*Lead Fast Reactor*) y el GFR (*Gas Fast Reactor*), que les confiere la denominación de sistemas reproductores (i.e., formación en reactor de más material combustible del que se consume durante la producción de energía); las elevadas temperaturas que alcanza el refrigerante a su paso por el reactor, ningún diseño por debajo de 500°C y algunos postulando lograr los 1000°C (VHTR, *Very High Temperature Reactor*); los ciclos avanzados de potencia de algunos de ellos, donde se analizan posibilidades tales como un Rankine supercríticos (SCWR, *Super-Critical Water Reactor*) o, incluso, ciclos de Brayton de muy elevada temperatura; la convivencia de combustible y refrigerante en la misma fase (sistemas homogéneos), como es el caso del MSR (*Molten Salt Reactor*). La diversidad y especificidad aconsejan tomar uno de estos sistemas como referencia para ilustrar los objetivos citados anteriormente. Sea, en este caso, el VHTR.

Existen varias opciones de VHTR, pero todos ellos comparten características tales como tener baja potencia 400 y 600 MWt, utilizar un gas (habitualmente helio) como refrigerante o estar moderados por grafito. Entre las más relevantes en cuestiones de seguridad están la naturaleza, la configuración y la disposición del combustible en el reactor.

La esencia del combustible VHTR son las denominadas partículas TRI-SO (IAEA, 2001). En ellas, esferas de 0,5 mm de diámetro de óxido de uranio enriquecido (entre 6 y 20%, según diseños), están recubiertas por 3 capas de distintos compuestos de carbono

que actúan a modo de contención. Miles de estas partículas (unas 15000 en el prototipo PBMR en diseño en la República de Sudáfrica) se embeben en una matriz esférica de grafito del tamaño aproximado de una bola de billar (5-6 cm de diámetro). Sometidas a pruebas para analizar los fallos cometidos en su fabricación, y las dañadas por irradiación o alta temperaturas, los resultados fueron espectaculares: de más de 3 millones de ensayos, sólo se detectaron 100 fallos en su fabricación; en unos 300000 ensayos de irradiación, hubo sólo 4 fallos; y no se pudo encontrar fallo alguno en estas partículas, siempre que su temperatura se mantenga por debajo de 1600°C (a unos 2300°C se detectó el fallo de una de estas partículas). Pues bien, los sistemas VHTR se diseñan de tal modo que, incluso si todo el helio refrigerante escapara del sistema en caso de accidente y no hubiera refrigeración convectiva, conducción y radiación serían suficientes para que las partículas TRISO no excedieran 1400°C (en condiciones normales las temperaturas se mantendrían en torno a los 1000°C). Por tanto, estos diseños parecen asegurar la exclusión de escenarios con fusión del núcleo, hecho que la investigación en curso habrá de demostrar experimental y analíticamente.

A estas peculiaridades descritas del combustible que derivan en la exclusión de escenarios con grave deterioro del núcleo, se unen otras no menos importantes (Herranz et al., 2007). Así, el uso de helio como refrigerante (gas noble), elude cualquier posible interacción con materiales del sistema; ello implica la ausencia de corrosión y, con ella, de generación de hidrógeno (gas potencialmente explosivo), como ocurriría en los reactores de Generación II y III en caso de producirse un accidente severo. Otra característica no menos relevante es la gran inercia térmica del reactor, consecuencia de su alta conductividad efectiva y capacidad calorífica, que le permite una variación moderada y progresiva de temperatura; el uso de enormes cantidades de grafito en el núcleo está directamente vinculado a este comportamiento.

Por último, un tema controvertido es la disyuntiva planteada entre contención y confinamiento. Existen argumentos a favor de que, incluso en caso de accidente, la emisión de radiactividad al medio ambiente estaría muy por debajo de los límites permitidos, dado que en ningún caso se alcanzarían temperaturas en el núcleo que condujeran al deterioro masivo de partículas TRISO. Por otro, el edifi-

cio de contención ha sido siempre una garantía de seguridad.

Éstas y otras características del diseño de reactor eliminarían la necesidad de establecer medidas de seguridad exterior al emplazamiento, tales como la evacuación. De modo que el quinto nivel de protección que integra el principio de defensa en profundidad desaparecería, siempre que se demuestre taxativamente su dispensabilidad.

En resumen, la Generación IV podría alcanzar un cum laude en seguridad si su aproximación se demuestra veraz y viable. La investigación a realizar en los próximos 20-30 años habrá de dar cuenta de ello.

CONSIDERACIONES FINALES

El principio fundamental de la seguridad nuclear, "defensa en profundidad", permanece vigente en los sistemas avanzados y se refuerza mediante: la experiencia acumulada y los análisis probabilistas de seguridad (sistemas evolutivos), las salvaguardias pasivas (sistemas pasivos) y el propio diseño (sistemas innovadores).

En cuanto a la Generación II, su seguridad ha alcanzado niveles encomiables que se han de mantener; sin duda alguna, la investigación ha sido y sigue siendo imprescindible para su mejora continua.

La Generación III mejora los niveles de seguridad alcanzados por la Generación II en órdenes de magnitud, considerando ya en su diseño sistemas y características específicamente diseñados para hacer frente a situaciones esperables en caso de accidente severo. La inclusión de sistemas pasivos de seguridad ha supuesto un avance extraordinario en la concepción de sistemas de seguridad y ha exigido un volumen de investigación sobresaliente.

Finalmente, la Generación IV, cuya llegada se prevé en 2-3 décadas, supone una revolución en materia de seguridad tanto en planteamiento como en niveles. La exclusión por diseño de determinados escenarios accidentales podría simplificar, incluso, los niveles de protección que configuran el concepto de "Defensa en profundidad". No obstante, la investigación habrá de demostrar su veracidad y viabilidad con extremo rigor.

REFERENCIAS

[1] Alonso A. (2008), La seguridad de las centrales nucleares: de la aproximación determinista a la metodología probabilista, I.T. no 82, 64-69.

[2] Bouteille F., Azarian G., Bittermann D., Brauns J., Eyink J. (2006), The EPR overall approach for severe accident mitigation, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 1464-1470.

[3] Charles M (2001), UNSCEAR report 2000: Sources and effects of ionizing radiation, J. Radiological Protection 21, 83-85.

[4] Fritzsche A.F. (1989) The health risks of energy production, Risk Anal. 9, 4.

[5] Herranz L.E., Fontanet J. (2007), Safety Approach and Accident Analysis of High Temperature Gas Cooled Reactors, Nuclear España, Noviembre 2007, 31-39.

[6] IAEA (2001), Current status and future development of modular high temperature gas cooled reactor technology, TECDOC-1198.

[7] Matzie, R.A., AP1000 will meet the challenges of near-term deployment, Nucl Eng Des (2008), doi:10.1016/j.nucengdes.2007.10.035.

[8] Nayak, A.K., Sinha, R.K., Role of passive systems in advanced reactors, Prog. Nucl. Energy (2007), doi:10.1016/j.pnucene.2007.07.007.

[9] Nuclear News (2001), Statistics show U.S. nuclear power plants always improving, Nuclear News, May 2001, 38-40.

[10] OIEA (1993), INSAG-5: Seguridad de la energía nucleoelectrónica, 75-INSAG-5.

[11] Rusch C.A., Kennard M.W., Frankl I. (2007), Nuclear fuel performance: trends, remedies and challenges, Journal of Nuclear Materials, doi:10.1016/j.jnucmat.2007.09.041.

[12] Sehgal B.R. (2006), Light Water Reactor (LWR) Safety, Nuclear Engineering and Technology, 38,8, 591-626.

[13] US DOE (2002), A technology roadmap for Generation IV nuclear energy systems, GIF-002-00.

[14] WANO (2008), 2008 Performance Indicators. ■