

SEGURIDAD NUCLEAR

Agustín Alonso Santos

INTRODUCCIÓN. LOS RIESGOS DE LAS CENTRALES NUCLEARES

Los riesgos propios de las centrales nucleares residen en la elevada variedad de productos radiactivos producidos en la reacción de fisión, en un proceso que genera gran cantidad de energía que debe mantenerse bajo control en todo momento.

Los fragmentos generados en la fisión de los átomos de uranio 235 y plutonio 239 incluyen cerca de 300 isótopos de 90 elementos químicos con distintos números másicos entre 70 y 160, la mayor parte de los cuales son radiactivos y permanecen en el interior del combustible. Por otro lado, la activación del propio combustible genera isótopos de neptunio, plutonio y americio.

A la energía propia de la reacción de fisión, se añade la energía generada por la desintegración de los nucleídeos de fisión y de activación.

Toda la energía producida se transforma en calor, que es aprovechado para generar electricidad mediante una turbina de vapor acoplada a un alternador. La extracción del calor se hace por medio del refrigerante, nor-

malmente agua, que eleva su temperatura al paso por el reactor y, después de un cambio de fase, lo cede a la turbina.

La energía desprendida por los productos radiactivos, una vez se ha detenido la reacción de fisión, se denomina *calor residual*. Este calor debe ser extraído una vez apagado el reactor, de igual manera que se hace con el calor producido durante la fisión.

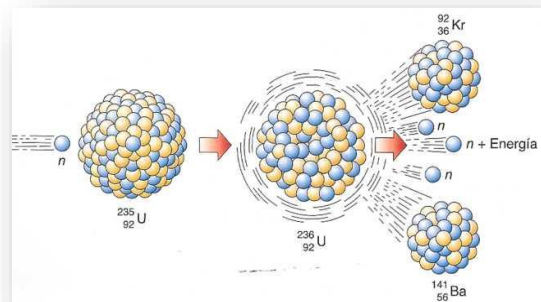


Figura 1. Fisión nuclear

El calor residual disminuye con el tiempo, pero es muy significativo, con valores del 1,6% de la potencia térmica del reactor al cabo de una hora, y del 0,73% al cabo de un día, después del apagado.

Numerosos estudios científicos, y una extensa comprobación experimental, han encontrado la forma de

controlar y mantener en equilibrio estable la fisión en cadena del combustible de las centrales nucleares y retener de forma segura los productos radiactivos.

LOS FUNDAMENTOS CIENTÍFICOS DE LA SEGURIDAD NUCLEAR

La fisión es una reacción nuclear en la que el núcleo de un átomo pesado se divide en dos partes cuando absorbe un neutrón. La reacción genera dos o tres neutrones con la capacidad de producir nuevas fisiones y generar una reacción nuclear en cadena multiplicativa. En cada fisión, la masa de los fragmentos y de los neutrones generados es inferior a la suma de masas del núcleo original y del neutrón incidente. Este defecto de masa se convierte en energía de acuerdo con la ecuación de Einstein; aparece primero como energía cinética de los fragmentos y neutrones generados y finalmente como energía térmica, que es extraída del núcleo del reactor y finalmente convertida en energía eléctrica.

La energía media generada en cada reacción de fisión es próxima a 200 millones de eV (electrón-voltio) mientras que, por comparación, en la reacción química de combustión del carbono con el oxígeno se generan alrededor de 5 eV. Por ello se requiere menos masa de combustible para producir la misma cantidad de energía en un reactor nuclear.

Para utilizar la reacción nuclear es preciso que sólo uno de los dos o tres neutrones generados sea capaz de generar una nueva fisión. Los neutrones restantes son absorbidos por otros materiales, se escapan del

reactor o se desintegran. Para cuantificar tal fenómeno se ha introducido el concepto *coeficiente de multiplicación* del reactor nuclear, normalmente representado por k y definido como la relación entre el número de neutrones de una determinada generación y el número de neutrones de la generación anterior. Si $k=1$ la reacción en cadena se mantiene estable; si $k>1$, el número de neutrones aumenta de una generación a otra y la energía generada crece exponencialmente. Si $k<1$, la reacción decae.

Un descubrimiento que tuvo lugar en los primeros años del desarrollo de la ingeniería nuclear fue la previsión teórica, comprobada experimentalmente, que ligaba el valor del coeficiente de multiplicación k con la temperatura de los materiales del núcleo del reactor: combustible nuclear, moderador y refrigerante; se introdujo así el concepto de *coeficiente de reactividad* que mide la variación del coeficiente de multiplicación k del núcleo del reactor combinando los efectos de los distintos componentes en función de su temperatura y cambio de fase (de especial interés en el caso del agua, que es a la vez refrigerante y moderador en los reactores del parque nacional). El reactor se denomina *intrínsecamente seguro* si el coeficiente de reactividad es negativo. En ese caso, cualquier variación inesperada del factor de multiplicación, por fallos en el sistema de control o errores de operación, devuelve el reactor a la situación de equilibrio. Todas las centrales nucleares españolas satisfacen este principio.

Durante la operación del reactor es preciso mantener dos equilibrios: (1) el *equilibrio térmico* requiere que la

energía generada en el núcleo del reactor sea igual a la energía extraída por el sistema de refrigeración, (2) el *equilibrio neutrónico* requiere que la reacción nuclear sea estable. Ambos equilibrios están acoplados por el *coeficiente de reactividad* antes descrito, es decir, las fluctuaciones neutrónicas y térmicas que ocurren durante la operación normal del reactor se compensan y autocontrolan por medio del coeficiente de reactividad. Esto permite el funcionamiento estable de la planta durante un ciclo completo de combustible, generalmente de año y medio de duración.

EL DESARROLLO TECNOLÓGICO DE LA SEGURIDAD

Aunque poco probable, durante la operación normal pueden aparecer situaciones anómalas que tienen su origen en la propia central; se trata de fallos o mal funcionamiento de componentes o sistemas que rompen el equilibrio neutrónico o térmico de la reacción de fisión en cadena de manera imprevista. Estas situaciones pueden superar el umbral de control del coeficiente de reactividad y requerir mecanismos adicionales de protección del reactor, como la inserción de las barras de control (absorbentes de neutrones) que hacen $k < 1$. Situaciones anómalas pueden también ser iniciadas por circunstancias externas tales como terremotos, o fenómenos meteorológicos e hidrológicos extremos. En este caso, el diseño del reactor y sus estructuras, sistemas y componentes ha de tener en cuenta las magnitudes máximas de los fenómenos naturales que cabe esperar en el emplazamiento elegido.

Estas circunstancias internas o externas están previstas en los llamados *accidentes base de diseño de la central*, que sirven para diseñar el *sistema de vigilancia y protección* del núcleo del reactor y llevarlo a condición estable, en cualquier caso. El reconocimiento de tales circunstancias y el modo de alcanzar una situación segura, son parte esencial del diseño de la central y del entrenamiento que recibe el personal de operación.

Todas estas situaciones son analizadas en detalle en el llamado *Informe de Seguridad*, que es revisado por el Organismo regulador.

También se prevé la aparición, aunque muy remota, de *accidentes graves* o *accidentes más allá de la base de diseño*, que tienen la potencialidad de dañar la integridad del núcleo del reactor con la posibilidad de liberar nucleídos radiactivos al exterior.

Por lo general se trata de accidentes que han sido ya considerados como accidentes base de diseño, a los que se han añadido errores humanos en las medidas de recuperación, como ocurrió en el accidente de TMI-2 en 1979, o errores en la percepción de la magnitud del riesgo exterior, como sucedió en el accidente de Fukushima Daiichi en 2011.

La posibilidad de accidentes graves en reactores de agua a presión y agua en ebullición fue contemplada desde el principio en el desarrollo nuclear. A tal fin se incorporaron al diseño un conjunto de *salvaguardias tecnológicas* redundantes para garantizar: el estado subcrítico del reactor; la extracción del calor resi-

dual y la mitigación del llamado *término fuente* o fracción del inventario radiactivo potencialmente liberado al exterior.

Al principio, el diseño de las salvaguardias tecnológicas se basó en impedir el deterioro del núcleo del reactor ante el llamado *accidente máximo previsible* que se suponía era la rotura súbita, con separación de las partes, de la tubería de mayor diámetro del sistema de refrigeración, provocando el vaciado rápido del refrigerante.

Por su parte, el recinto de contención debería ser capaz de mantener su integridad estructural ante la alta presión y temperatura del vapor liberado a través de la tubería rota. Nació así la llamada *aproximación determinista* a la seguridad nuclear, también conocida por *defensa en profundidad* en el sentido de que la protección del reactor se realizaba a ultranza.

La aproximación determinista no considera el concepto de riesgo, sino que postula cada accidente como una secuencia fija y única. En 1972 se creó un grupo competente de 60 expertos bajo la dirección científica del profesor Rasmussen. El estudio fue finalmente publicado en octubre de 1975 con el título *Reactor Safety Study*, al que se añadía el subtítulo: *An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*. El documento, con un enfoque probabilista de cada suceso, concluía que el riesgo público de las centrales que se construían en el país era muy inferior al riesgo de otras actividades industriales de magnitud comparable.

Este enfoque probabilista considera cada actuación o fallo con una determinada frecuencia, o probabilidad de ocurrencia, lo cual lleva a un árbol de sucesos, cada uno con su probabilidad asociada. La metodología probabilista se divide en tres niveles:

El nivel I incluye la identificación y frecuencia esperada de las secuencias accidentales posibles generadas por cada uno de los sucesos iniciadores potenciales, requiere disponer de un banco de datos sobre la fiabilidad de los componentes y la fiabilidad humana.

El nivel II analiza los fenómenos que tienen lugar en la instalación para cada una de las secuencias accidentales que se identifican en el estudio de nivel I, el objetivo fundamental es conocer el llamado *término fuente* (composición y actividad de los nucleídos radiactivos liberados). Requiere el desarrollo de complicados códigos de cálculo basados en un amplio programa experimental.

El nivel III analiza las consecuencias radiológicas y económicas causadas por la radiactividad liberada en cada suceso, en función de las características físicas y distribución humana del emplazamiento.

Los programas de investigación realizados y el análisis de la experiencia operativa han servido para mejorar tanto la aproximación determinista como la metodología probabilista de la seguridad, de modo que ninguna de las dos ha predominado sobre la otra, ambas están siendo utilizadas de forma independiente de acuerdo con la naturaleza del asunto. En reconocimiento de esta realidad, el *In-*

ternational Nuclear Safety Group (IN-SAG) ha propuesto la aplicación conjunta y coordinada de ambas.

RELACIÓN HOMBRE - MÁQUINA. SEGURIDAD Y FORMACIÓN DEL PERSONAL DE OPERACIÓN

A raíz del accidente en la central de TMI-2 en 1979, al que contribuyó una mala interpretación de la situación del reactor dando lugar a actuaciones inadecuadas, se puso de manifiesto la necesidad de introducir mejoras en el factor humano.



Figura 2. Sala de control

El análisis del accidente concluyó que era necesario mejorar la *relación hombre-máquina* a través de la formación de los operadores y crear un sistema de información de sucesos anómalos. Con tales fines los titulares de las centrales nucleares de los EE.UU. crearon el Institute of Nuclear Power Operation (INPO). Dentro de la Institución se creó un pro-

ceso de recogida, análisis y distribución de la experiencia de operación y se estableció una *evaluación integrada del entrenamiento* del personal de operación. La eficacia de las acciones tomadas fue pronto apreciada en la disminución de situaciones anormales y en el aumento considerable de los índices de operación de las centrales.

La sala de control del reactor es el elemento crítico de la relación hombre-máquina. Los diseños de las salas de control fueron revisados de acuerdo con los criterios fundamentales de la ergonomía.

Donde resultó difícil introducir modificaciones físicas, se modificaron los protocolos de actuación y se intensificó el entrenamiento del personal de operación.

EL VALOR DE LA EXPERIENCIA DE OPERACIÓN

El análisis de sucesos anómalos, incidentes y accidentes es una valiosa fuente de conocimientos sobre la seguridad de las centrales nucleares.

En 1990, el OIEA y la NEA introdujeron la llamada *International Nuclear Event Scale* (INES) en la que las incidencias nucleares se clasifican desde **cero**, cuando no tienen significado nuclear, hasta **siete**, para accidentes significativos. Los sucesos clasificados entre cero y tres, reciben el nombre de incidentes, y de accidentes del cuatro al siete. En las estadísticas nacionales no se ha producido accidente alguno. El incendio de 1989 en la central de Vandellós I está registrado como incidente serio

de nivel 3. Figuran también tres incidentes de nivel 2 y alrededor de 50 anomalías de nivel 1.



Figura 3. Escala INES

El Organismo Internacional de Energía Atómica y la Agencia de Energía Nuclear (NEA) crearon en 2006 un Sistema Internacional sobre la experiencia operacional de las centrales nucleares, conocido como *Incident Reporting System (IRS)*, en el que los miembros se comprometen a enviar a dicha Institución las experiencias relevantes, que después se ponen a disposición de los países participantes. España forma parte del sistema desde su origen.

Aunque todas las experiencias son valiosas, los tres accidentes graves registrados: TMI-2, Chernobil-4 y Fukushima Daiichi, han servido para introducir mejoras relevantes en la seguridad.

Las lecciones aprendidas del accidente de 1979 en la unidad 2 de la central Three Mile Island (TMI-2) ya han sido consideradas en el apartado relacionado con la formación de personal. Se consideran también los accidentes de Chernobil y de Fukushima Daiichi.

Un incremento brusco de la reactividad en la realización de una prueba

en la en que el reactor nuclear no tenía la condición de ser intrínsecamente seguro, fue el origen del catastrófico accidente en la unidad-4 de la central de Chernobil (Ucrania) en 1986. Por diseño, el coeficiente reactividad de los reactores soviéticos del tipo RBMK resultaba positivo cuando la potencia térmica era inferior a 30 Megavatios. Al realizar una prueba por debajo de dicha potencia se produjo un incremento sustancial de la reactividad que destruyó el núcleo del reactor. Este primer suceso desencadenó una interacción violenta entre el combustible disgregado y el agua presente, seguida de una reacción química entre los metales de las vainas del combustible y el vapor de agua, lo que generó hidrógeno, que al dispersarse por el edificio explotó en presencia del oxígeno del aire, destruyéndolo. Esta prueba se había realizado con éxito a mayor potencia en otras centrales del mismo tipo.

En el seno del Organismo Internacional de Energía Atómica, las autoridades soviéticas presentaron las causas y consecuencias del accidente a la comunidad internacional. Al final de las dos semanas de presentaciones, los expertos occidentales declararon que la causa del accidente residía en la *falta de cultura de la seguridad*. Este concepto fue posteriormente desarrollado por el Grupo Internacional de Seguridad Nuclear del OIEA cuyos preceptos ya forman parte de los programas de formación del personal de las centrales nucleares. El accidente ha promovido la creación de la World Association of Nuclear Operators (WANO), con el objetivo de intercambiar información y mejorar la formación de los operadores.

La central de Fukushima Daiichi incluía cuatro unidades. El accidente del 11 de marzo de 2011 fue iniciado por un terremoto cercano de magnitud 9 en la escala Richter, seguido a la media hora por un maremoto que engendró en el lugar olas de 14 metros de altura. La magnitud del terremoto fue superior al valor previsto en el diseño, sin embargo, en ninguna de las cuatro unidades se observaron defectos sustanciales por tal causa.

El sistema automático de vigilancia detectó el terremoto, apagó los tres reactores que estaban en funcionamiento y, para compensar la pérdida de energía eléctrica externa causada por la caída de las torres de transmisión, se inició el funcionamiento de los generadores diésel de emergencia siguiendo los procedimientos establecidos. Media hora más tarde, el maremoto superó la altura del dique de protección, dañó las estructuras localizadas en el exterior e inundó los edificios auxiliares, lo que supuso la pérdida de los generadores Diesel y de las baterías, impidiendo la extracción del calor residual y causando la pérdida de las lecturas de instrumentación. El personal de operación siguió los procedimientos disponibles, pero no pudo evitar la evolución del accidente y la liberación de productos radiactivos al exterior, lo que desencadenó la declaración de emergencia y la evacuación de las personas potencialmente afectadas. En este caso, el maremoto de referencia para el diseño del dique de protección había sido mal elegido.

El 24 de marzo de 2011, 13 días después del accidente, el Consejo Europeo decidió que todas y cada una de

las centrales nucleares de la Comunidad fuesen sometidas a un conjunto homogéneo de *pruebas de resistencia* ante fenómenos naturales extremos, con el objetivo de determinar los márgenes de seguridad existentes y mejorar la situación si fuese necesario. Con tal fin se creó un procedimiento formal, del que se encargó al Grupo Europeo de Reguladores Nucleares, que fue aprobado por el Consejo. El Proceso incluía tres fases:

(1) Preparación de un informe nacional por parte de los Titulares de las centrales nucleares que analizase sucesos externos, pérdida de sistemas y gestión de accidentes graves y fuese revisado por el Organismo Regulador.

(2) Realización de un proceso de *revisión entre pares homólogos* de los informes nacionales por un grupo de hasta 23 o más expertos, cubriendo cada uno de los temas antes mencionados e incluyendo visitas a alguna central del país investigado.

El resultado de las revisiones se expresaba en forma de preguntas de los evaluadores y respuestas del Organismo de Seguridad del país evaluado. El ejercicio se materializó en un nuevo informe nacional que destacaba los puntos abiertos encontrados.

(3) Los resultados de los informes nacionales y las revisiones entre pares homólogos establecieron las bases para que los Organismos de Seguridad de cada país definiesen las mejoras, genéricas o específicas, a introducir en las centrales. En el caso nacional tales mejoras han sido definidas en Instrucciones Técnicas Complementarias de obligado cumplimiento en dos periodos: un plazo corto entre 2012 y 2013 y un plazo

largo entre 2015 y 2016 para temas de mayor envergadura.

De entre las propuestas formuladas por los titulares sobre la gestión de accidentes, cabe destacar:

(1) Creación de un Centro de Apoyo en Emergencia (CAE), dotado de medios humanos y materiales capaz de actuar en cualquiera de las centrales en un plazo máximo de 24 horas.

(2) Construcción, en cada emplazamiento nuclear, de un Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE) de diseño antisísmico y dotado de los medios materiales necesarios para enfrentarse a situaciones extremas.

(3) Mejora de los medios de comunicación, tanto internos como en las instituciones locales, provinciales y nacionales involucradas en situaciones de emergencia.



Figura 4. Centro de Apoyo en Emergencias (CAE)

RÉGIMEN JURÍDICO DE LA SEGURIDAD NUCLEAR

Las industrias, servicios y actividades humanas con la potencialidad de producir daños a las personas o el medio ambiente están reguladas, para prevenir daños y perjuicios y poder compensarlos en el caso de producirse. Desde su origen, las actividades nucleares con fines pacíficos constituyen el modelo jurídico

más completo, tanto para reducir el riesgo como para compensar el daño potencialmente producido. El Organismo Internacional de Energía Atómica ha desarrollado un conjunto completo de principios, reglamentos y normas que los países pueden tomar como ejemplo para el desarrollo de un cuerpo reglamentario.

España fue pionera en la promulgación de la *Ley sobre Energía Nuclear* de 1964, en la que se incluían los criterios para desarrollar reglamentos específicos sobre: (1) la cobertura por daños nucleares a terceros; (2) el sistema de autorización y explotación de instalaciones nucleares y radiactivas, y (3) el sistema de protección contra radiaciones ionizantes. Así el *Reglamento sobre Cobertura de Riesgos* se publicó en 1967; el *Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas* en 1972, y el *Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes* en 1982. Todos los Reglamentos citados han sido revisados y perfeccionados en varias ocasiones para tener en cuenta los avances tecnológicos y la adaptación a las Directivas de EURATOM.

El Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) de 1972 asignaba al Ministerio de Industria la autoridad para conceder o negar, entre otras, las autorizaciones solicitadas, que en el caso de las centrales nucleares incluía la autorización previa o de emplazamiento, la de construcción y la de operación, previo el informe preceptivo y vinculante en lo negativo de la Junta de Energía Nuclear, donde para tal fin se había creado el Departamento de Seguridad Nuclear. Para paliar la

falta de experiencia, dicho Departamento, desde la autorización de construcción de Santa María de Garroña, introdujo el concepto de *central de referencia* en la que se exigía que las salvaguardias de seguridad de la central nacional fuesen iguales a las de una central en el país de origen del proyecto cuya construcción hubiese sido aprobada por el Organismo Regulador de dicho país.

En 1980 se crea el *Consejo de Seguridad Nuclear*, como organismo único de seguridad y protección radiológica. Es una institución competente con poderes legislativo, vigilativo y coercitivo sobre todas las actividades nucleares y radiactivas, públicas o privadas, que se realicen en el país.

El Consejo ha promulgado en el Boletín Oficial del Estado hasta 50 Instrucciones de obligado cumplimiento y ha publicado 69 Guías de Seguridad que incluyen ejemplos de cómo aplicar los Reglamentos y las Instrucciones. Este conjunto normativo ha sido sometido a la apreciación positiva del Organismo Internacional de Energía Atómica.

LA ACEPTACIÓN SOCIAL DE LA ENERGÍA NUCLEAR

Los riesgos asociados a las centrales nucleares fueron pronto advertidos por la sociedad. Primero porque procedían de aplicaciones bélicas, y más tarde por los accidentes de la Isla de las Tres Millas (EEUU) en 1979, Chernobil-4 (Ucrania) en 1986 y Fukushima Daiichi (Japón) en 2011. El incidente en la central nuclear española de Vandellós I, aunque sin efectos radiológicos, produjo

también cierto rechazo a la energía nuclear.

La *metodología probabilista* cuantifica la frecuencia esperada de los posibles accidentes y los potenciales daños radiológicos y económicos, pero es difícil de entender y, debido en parte a lo subjetivo de la percepción del riesgo, sus conclusiones no son aceptadas por la sociedad, que sigue percibiendo que los riesgos nucleares son mayores que los estimados por los expertos. Esta situación provoca la necesidad de establecer un proceso de información pública e incluso de participación social en las decisiones relevantes.

El derecho social a la información nuclear está reconocido en el art. 13 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

La sociedad y, en especial, los partidos políticos que expresan su rechazo al uso de la energía nuclear para la generación de energía eléctrica de base, sin generar gases de efecto invernadero, deben conocer que, los riesgos para la salud y seguridad de las personas y el medio ambiente de las centrales del parque nuclear nacional son inferiores a los de otras instalaciones industriales de magnitud parecida y que los daños y efectos que pudieran derivar de esta actividad serían compensados de acuerdo con la ley. Esto permitiría tomar posición de manera informada.