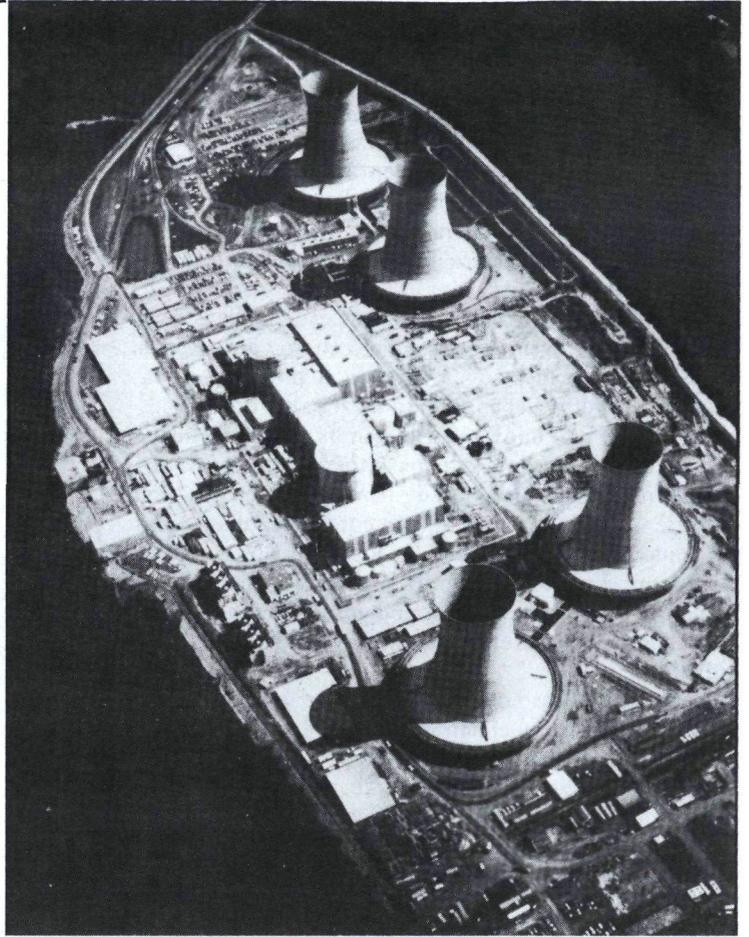


Emplazamiento donde se produjo el más grave accidente nuclear del mundo en una central comercial. La central Three Mile Island en Pensilvania, es en la actualidad un valioso laboratorio dedicado al estudio de los efectos potenciales de los percances en los reactores. Una de las principales conclusiones es que hay características y procesos físicos pasivos que limitan en gran medida la emisión accidental de materiales radiactivos de la central. (Cortesía de AIF, Inc.)



Reevaluación de las emisiones radiactivas: Un examen más detenido del término fuente

por Morris Rosen y Michael Jankowski

A raíz del accidente de Three Mile Island (TMI-2) en 1979, se aceleró el proceso de obtención y aplicación de la mejor información técnica disponible para estimar la liberación de material radiactivo durante accidentes postulados graves en los reactores de agua ligera comerciales. Se ha hecho particular hincapié en el comportamiento del yodo radiactivo en casos de accidente, porque se pronostica que será uno de los principales contribuyentes a la exposición del público. Actualmente, los procedimientos reglamentarios de análisis de accidentes se centran en el yodo.

Ahora bien, en los últimos años se han puesto en tela de juicio los requisitos reglamentarios vigentes. Los resultados de las investigaciones experimentales y analíticas más recientes pronostican que, en general, las emisiones radiactivas en casos de accidentes graves podrían ser menores que lo que se había estimado, en comparación con los supuestos que sustentan los reglamentos vigentes.

Se prevé que la experiencia derivada de TMI-2 ampliará los conocimientos actuales sobre los accidentes graves y enriquecerá el debate sobre cómo tratar este tipo de accidente en el proceso de reglamentación y concesión de licencias.

La experiencia de TMI-2

Informaciones recientes sobre TMI-2 han revelado que como consecuencia del accidente el núcleo sufrió un daño mucho más severo que lo que se había calculado anteriormente. Pese al significativo daño en el núcleo y posteriormente en la central, las consecuencias del accidente de TMI-2 no han cambiado, es decir, no se perforó la vasija de presión del reactor, la integridad del edificio de contención no corrió peligro, las emisiones radiactivas en el medio ambiente fueron muy bajas y, al mismo tiempo, las emisiones que quedaron suspendidas en el aire dentro de la central durante el accidente fueron muy pequeñas.

En la evaluación más reciente del daño al núcleo se concluye que aproximadamente el 30% de la región superior del núcleo está ahora vacía y que hasta un 20% del núcleo puede haber pasado al fondo de la vasija del reactor.

Además, los escombros del núcleo de TMI-2 contienen evidencias de todo el espectro de daños a la barra de combustible, desde fallas localizadas hasta la disolución completa de la vaina, fragmentación del combustible y fusión. Durante el accidente, las temperaturas en algunas partes de la mitad superior del núcleo alcanzaron los puntos de fusión del componente combustible (hasta 2800°C), y a medida que aumentaron las temperaturas, se fragilizó parte de la vaina debido a la oxidación. Parte del material fundido, incluso material estructural

El Sr. Rosen es Director de la División de Seguridad Nuclear del Organismo y el Sr. Jankowski es funcionario de la División.

y combustible, se escurrió hacia abajo y se solidificó de nuevo en las partes inferiores del núcleo.

Recientemente se encontraron grandes pedazos de material reconfigurado del núcleo descansando en la superficie interna del fondo de la vasija del reactor, lo que demuestra que el núcleo se recalentó, se fundió y posteriormente penetró en la región inferior de la cámara. En estos momentos se considera que deben ser muy pocos los conjuntos combustibles intactos, si es que queda alguno.

Se han elaborado también muchas estimaciones de la cantidad de hidrógeno que se generó como consecuencia de las reacciones metal-agua. En la actualidad se estima que cerca del 50% del contenido de zircaloy del núcleo se oxidó y generó unos 460 kilogramos de hidrógeno. Se han hecho mediciones de los datos sobre temperatura y presión como una función de tiempo y ubicación. Estos datos se han armonizado también con las pruebas físicas del grado de quemado, incluidos los materiales que se quemaron. En estos momentos, la información se está empleando para comparar los códigos de computadora destinados a analizar el fenómeno del quemado de hidrógeno.

Salvo para el caso de los gases nobles, la información sobre el transporte y el depósito de productos de fisión en el edificio de contención del TMI-2 es limitada, porque sólo pequeñas cantidades de productos de fisión se esparcieron en la atmósfera de los locales de contención, pese a que más del 20% del yodo y del 50% del cesio salieron del sistema primario. La mayoría de estos radionucleidos se encontró en el sótano. Si los cálculos relativos a los restos del núcleo en la parte inferior de la cámara son correctos, no parece probable que se encuentren grandes cantidades de material del núcleo en los circuitos del sistema de refrigeración del reactor. No obstante, los esfuerzos actuales se centran en la exploración gamma de los circuitos del sistema de refrigeración del reactor para determinar si existen grandes depósitos de material combustible. No se ha encontrado nada hasta el momento. Esto demuestra la validez y las limitaciones del enfoque actual de los accidentes base de diseño.

Término fuente para accidentes base de diseño

Desde que se inició el desarrollo de programas de energía nuclear, se aceptó que el "término fuente" es un factor sumamente importante que repercute en el diseño de algunos equipos de seguridad y en la evaluación de la seguridad, incluido el análisis del riesgo. En otras palabras, el término fuente se refiere al material radiactivo que se libera durante un accidente en un reactor nuclear. Tal y como se emplea actualmente es sinónimo de "emisión de productos de fisión", "emisión durante accidentes" y otros conceptos similares.

Con todo, debido a limitaciones tecnológicas, en especial para comprender los procesos físicos y químicos que intervienen en la compleja secuencia de sucesos durante un accidente, el factor término fuente no se tenía en cuenta en las actividades de reglamentación. En cambio, se elaboraron e incorporaron en los requisitos de reglamentación supuestos no mecanicistas y conservadores, que todavía están vigentes.

Uno de los supuestos más importantes se centraba en las emisiones de radioyodo como principal sustancia

riesgosa dada su volatilidad y concentración biológica en la tiroides.

Enfoque actual de la evaluación de la seguridad

En la actualidad, la evaluación de la seguridad de una central nucleoelectrónica incluye los análisis de la respuesta de la central ante alteraciones postuladas en las variables del proceso y ante desperfectos postulados y fallos en el equipo. Estos análisis contribuyen a seleccionar especificaciones de diseño para componentes y sistemas.

En el caso de los accidentes base de diseño, el término fuente se basa en las "peores condiciones" que se puedan suponer. Se ha aplicado intencionalmente un enfoque conservador en cuanto al término fuente del yodo para crear lo que se considera como un margen de seguridad sustancial. Se esperaba que esto a su vez compensara las incertidumbres en los análisis y las omisiones no conservadoras destinadas a simplificar los análisis que se realizan corrientemente para la concesión de licencias. La más significativa de estas simplificaciones es la omisión de todos los productos de fisión no gaseosos, salvo el yodo, en el término fuente.

Los accidentes base de diseño se emplean como un medio auxiliar para desarrollar y evaluar diversos sistemas y equipos relativos a la seguridad, y pueden incluir una amplia gama de emisiones postuladas de productos de fisión. Entre los accidentes base de diseño que toman en consideración la emisión de cantidades sustanciales de productos de fisión figuran los siguientes:

- Accidentes que entrañan descargas de la radiactividad que circula normalmente en el sistema primario
- Descargas de los radisótopos presentes en el vacío (brecha) que se forma entre el combustible y las vainas
- Descargas postuladas para análisis de emplazamiento (accidente base de diseño-LOCA* en el emplazamiento) a partir del combustible, además de actividad en el refrigerante y en la brecha.

En consecuencia, los accidentes base de diseño son un conjunto de accidentes escogidos que abarcan las condiciones de mayor credibilidad previstas, o postuladas, de una manera que se ha considerado como muy conservadora. De ahí que, si bien no son representativos de condiciones esperadas o realistas, se considera que abarcan cualquier accidente posible.

Otro enfoque del término fuente

La estructura no mecanicista actual de los accidentes base de diseño no se presta a ajustes fáciles que permitan reflejar la experiencia obtenida o los resultados de investigaciones concretas sobre un aspecto de la emisión de productos de fisión. Un enfoque alternativo consiste en realizar evaluaciones de accidentes postulados sobre una base mecanicista.

El tratamiento mecanicista de un accidente exigiría la determinación de importantes parámetros y condiciones ambientales que afectan a la emisión y el comportamiento reales de los productos de fisión, por ejemplo, temperaturas, presiones, momento de la emisión, posibilidad de oxidación, reacciones químicas y distribución de las partículas por tamaño.

* Accidente con pérdida de refrigerante (LOCA).

Los detalles relativos al historial y al ambiente físico y químico de la emisión postulada requieren que se especifique la secuencia del suceso. Dado que la mezcla de los productos de fisión de la emisión habrán de variar de acuerdo con las condiciones del núcleo, el sistema primario y la contención, debe tomarse en consideración una amplia gama de accidentes para arribar a un cálculo realista del término fuente.

Estudio sobre la seguridad del reactor

El primer intento de utilizar las técnicas de evaluación cuantitativa para obtener la secuencia de sucesos necesaria para provocar daños al núcleo y evaluar las probabilidades asociadas a esas secuencias, fue el Reactor Safety Study (RSS), conocido también como WASH-1400. El estudio fue realizado por la Nuclear Regulatory Commission (NRC) de los Estados Unidos de América y publicado en 1975.

En resumen, se llegó a la conclusión de que el riesgo proveniente de accidentes en los reactores era pequeño y que los accidentes que dominan el riesgo son más graves que "los más graves accidentes previsibles". En tales accidentes no sólo ocurre la fusión del núcleo, sino que también se deteriora la capacidad de contención, que constituye la última barrera para detener el escape de materiales radiactivos al medio ambiente.

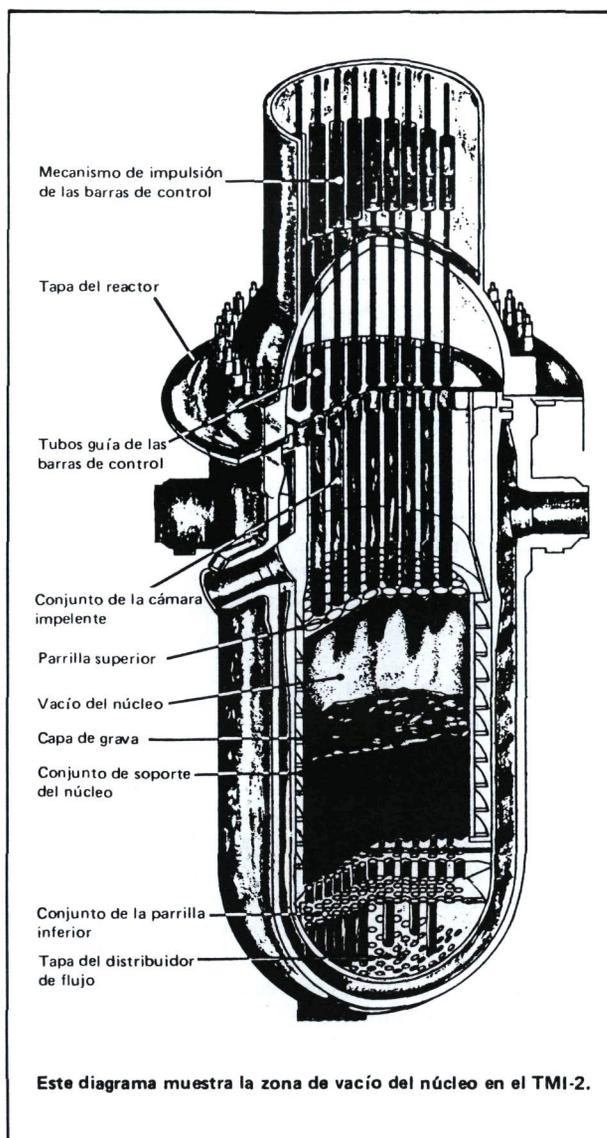
El estudio utilizó cálculos genéricos y limitados para el escape de radionucleidos. Una de las principales dificultades de este método es que no admite mejoras sistemáticas puesto que la atenuación del término fuente depende en gran medida de los procesos físicos reales que ocurren en un accidente y una central concretos. Un examen independiente de los logros y limitaciones del RSS llegó a la conclusión general de que las incertidumbres asociadas a los valores absolutos utilizados son grandes, y que sus técnicas deben aplicarse siempre con cautela.

Pese a las grandes incertidumbres del RSS, el análisis probabilista del riesgo tiene, y debe tener, un lugar en la evaluación de la seguridad y en el proceso de concesión de licencias. Los valores numéricos derivados del término fuente en el WASH-1400 se utilizan y se citan con frecuencia, dada la ausencia de otros valores.

Reevaluaciones del término fuente

El accidente ocurrido en Three Mile Island el 28 de marzo de 1979 ilustra la validez y las limitaciones del enfoque actual de los accidentes base de diseño.

Por una parte, los conceptos de diseño vigentes (contención de escapes pequeños, aditivos pulverizados de contención para el control del pH) se avienen a condiciones de accidente (en particular, a las condiciones de daño grave al núcleo) que sobrepasan la base de diseño. Por otra parte, las limitaciones actuales del diseño del sistema de seguridad para anticipar condiciones de accidente que sobrepasan la base de diseño quedan ilustradas en la retención de la mayoría de los productos de fisión (en especial el yodo) en el edificio auxiliar y a través de los filtros del edificio auxiliar, la transferencia de líquido altamente radiactivo desde el sumidero de contención hasta el edificio auxiliar, y la inadecuada capacidad para hacer frente a los altos niveles de actividad en el edificio auxiliar y en el de manipulación de combustible.



Después de TMI-2 se han realizado varios estudios en todo el mundo para reevaluar el término fuente a la luz de investigaciones experimentales y analíticas y de la experiencia real.

En los Estados Unidos, los esfuerzos principales han partido de Battelle Columbus Laboratories, Sandia National Laboratories, Oak Ridge National Laboratory —patrocinados todos por la Nuclear Regulatory Commission (NRC)— y del Industry Degraded Core Rulemaking Programme (IDCOR), apoyado por la industria nuclear de los Estados Unidos. En estas actividades se han analizado varias secuencias de accidentes similares para un grupo de centrales de diseño estadounidense.

En Europa, la República Federal de Alemania ha analizado ciertas secuencias para el reactor de agua a presión (PWR) de 1300 megavatios. En estos casos, las descargas estimadas son muy bajas. Sin embargo, es difícil comparar estos resultados con los de los Estados Unidos ya que los diseños de contención son muy diferentes.

También se han realizado estudios en otros países. En el Reino Unido se ha trabajado considerablemente en

relación con el término fuente en casos de accidentes postulados graves en el PWR de 1300 megavatios de Sizewell. Los estudios realizados en Francia han analizado los PWR de ese país, y en un estudio realizado en Dinamarca se analizó el diseño del reactor de agua en ebullición (BWR) del tipo sueco. Además, en muchos países se han iniciado experimentos para derivar datos de apoyo y se han creado métodos analíticos que pueden emplearse como parte de los análisis generales de secuencia y de término fuente.

Recientemente se publicaron en los Estados Unidos tres reseñas independientes sobre lo que se conoce respecto del término fuente, a saber, el informe del Comité Especial de la American Nuclear Society on Source Terms, el informe del Industry Degraded Core Rulemaking Programme (IDCOR), y el informe del grupo de estudio de la American Physical Society (APS) que pasa revista a los programas auspiciados por la NRC de los Estados Unidos. La publicación del muy esperado informe de la NRC de los Estados Unidos sobre este tema (conocido por NUREG-0956), se programó para agosto de 1985.

Resultados más recientes

El resumen de los resultados más recientes que figuran en los informes publicados permite derivar algunas conclusiones generales. Primero, debe hacerse hincapié en que los resultados confirman nuevamente que el riesgo para el público como consecuencia de los accidentes nucleares más graves, en especial los que entrañan riesgos derivados del yodo, serían muy inferiores a los previstos en estudios anteriores que utilizaron supuestos menos recientes sobre el término fuente. Esta conclusión se basa en análisis de muchas secuencias de accidentes en los que los términos fuente de los productos de fisión probablemente sean muy inferiores a lo calculado en estudios anteriores.

Esta reducción general puede atribuirse a tres factores principales:

- Reconocimiento de que las contenciones del reactor son más fuertes de lo que se suponía y, por lo tanto, tardan más en fallar, si es que lo hacen.

- Inclusión en los métodos analíticos de la elaboración de modelos de fenómenos físicos y químicos, pasados por alto anteriormente, que podrían provocar la retención de productos de fisión.
- Inclusión en los análisis de otros lugares (edificios auxiliares, piscinas) que retendrían los radionucleidos de forma más eficaz que lo supuesto anteriormente.

La segunda y más significativa conclusión que se deriva de los estudios recientes es que las secuencias y los detalles específicos del diseño de la central son de suma importancia al estimar el término fuente. Se ha demostrado que los resultados obtenidos de los análisis de diversas secuencias en varias centrales diferentes no se pueden transferir de una central a otra, sin efectuar un examen cuidadoso de las características concretas de la central en cuanto al diseño del sistema, el diseño y la selección de componentes y los detalles estructurales.

Esto quiere decir que no es posible caracterizar el término fuente para los reactores de agua ligera mediante un solo cuadro de valores numéricos. Sigue sin resolverse la cuestión de cómo podrían y deberían emplearse los resultados básicos y genéricos en los aspectos prácticos de la aplicación del término fuente. Queda claro, no obstante, que estarían justificadas algunas modificaciones en las esferas de los planes y preparación para casos de emergencia y el análisis probabilista de riesgo. Queda claro también que las mejoras sustanciales en la comprensión del término fuente del producto de fisión proveniente de accidentes postulados con daño grave al núcleo dan lugar a muchos cambios en la forma de considerar esos accidentes.

En particular, los cálculos mejorados del término fuente derivados de distintos accidentes posibles y de distintas maneras de reaccionar ante ellos, permiten incluir la gestión de accidentes en amplios aspectos de la seguridad operacional. Se puede comenzar a reducir o eliminar el enfoque conservador y los supuestos no físicos que se elaboraron formalmente para compensar la falta de efectos reales. Esto permitiría a los diseñadores, explotadores y reglamentadores de centrales concentrar aún más su atención en prácticas que pueden reportar beneficios reales.

Octubre de 1985:

Simposio internacional sobre el término fuente

Más de 24 organizaciones y Estados Miembros del OIEA han designado representantes para que asistan al Simposio internacional sobre la evaluación del término fuente en condiciones de accidente, que se celebrará en los Estados Unidos de América del 28 de octubre al 1 de noviembre de 1985.

La organización del Simposio está a cargo del OIEA, con la colaboración de la Nuclear Regulatory Commission de los Estados Unidos y Battelle Columbus Laboratories, y tendrá lugar en Columbus, Ohio. Se espera que esta reunión, que constituirá un foro internacional para examinar los resultados y las conclusiones de las reevaluaciones e investigaciones en curso, ayude a actualizar la determinación de las emisiones de radionucleidos durante accidentes postulados en centrales nucleoelectricas.

Entre las principales esferas de debate se encuentran las siguientes:

- Emisión de radionucleidos y generación de aerosoles dentro de la vasija
- Transporte y retención en el sistema de refrigeración del reactor
- Emisión de radionucleidos y generación de aerosoles fuera de la vasija
- Retención y comportamiento de los productos de fisión y los aerosoles en la contención
- Emisión de productos de fisión de la central, incluidos el comportamiento y evaluación del sistema técnico de seguridad.

Durante el simposio se celebrarán también debates especiales de expertos que resumirán el estado actual de los conocimientos sobre respuestas y cargas de la contención derivadas de condiciones de accidente que sobrepasen con holgura los accidentes base de diseño, incluidos la generación y el control de hidrógeno; y la identificación de problemas y necesidades técnicas no resueltos, con fines de reglamentación.