

CONTRIBUCIÓN DE LOS PROGRAMAS DE INVESTIGACIÓN DE EURATOM A LA EVALUACIÓN PROBABILISTA Y DETERMINISTA DE LA SEGURIDAD DE LAS CENTRALES NUCLEARES: LA CONFERENCIA FISA 2003

Los programas de investigación de EURATOM son suficientes para verificar el cumplimiento de los requisitos deterministas e identificar restricciones innecesariamente pesimistas. La metodología probabilista requiere el análisis de accidentes que superen las bases del diseño y la combinación de circunstancias extremas; aunque ha aumentado el conocimiento sobre ellos, aún permanecen temas que requieren investigación adicional.

INTRODUCCIÓN

Las centrales en explotación han sido diseñadas y están siendo explotadas en el marco de la aproximación determinista y son consideradas suficientemente seguras por las autoridades. En FISA 2003 se reconoció la superioridad de la metodología probabilista, pero se recomendó que ambas herramientas, la aproximación probabilista y la metodología determinista, se "combinen de forma constructiva", esperando una transición suave y tal vez larga de la primera a la segunda. La aproximación determinista se basa en los principios de la *prevención* y la *mitigación*. Las llamadas barreras de contención de los productos de fisión y de activación constituyen la expresión técnica del primer principio. Las salvaguardias incorporadas para vigilar el estado de dichas barreras y para atrapar los productos radiactivos tanto en circunstancias normales como accidentales constituyen la esencia del segundo principio. El análisis de la fenomenología asociada a los accidentes graves y su simulación matemática es la esencia del nivel II de la metodología probabilista. El autor fue invitado a revisar las casi cien ponencias que se presentaron en FISA 2003 y a presentar un resumen de los conocimientos adquiridos, eligiendo como referencia el cumplimiento de



Agustín Alonso

Catedrático de Tecnología Nuclear. ExPresidente de la Sociedad Nuclear Española. Miembro honoris causa de la Sociedad Nuclear Europea. Presidente del Comité Científico de Radioprotección. Miembro del Comité de Terminología de la Sociedad Nuclear Española. Vocal del Grupo Internacional de Seguridad, INSAG, del OIEA. Vocal del Comité Científico del Departamento de Energía Nuclear del CEA (Francia) para Termohidráulica Polifásica y Accidentes Graves.

los mencionados principios deterministas, formulando al mismo tiempo consideraciones probabilistas. En esta presentación se incluye un resumen de tal presentación. En el texto se incluyen los proyectos específicos que se glosan, sólo una parte de los presentados en FISA 2003. El lector interesado podrá obtener más detalles en las actas de la conferencia acudiendo al sistema de información CORDIS de EURATOM.

LA INTEGRIDAD DE LAS BARRERAS DE CONTENCIÓN

La vaina del combustible es la primera y más débil de las barreras. En las condiciones actuales de operación la experiencia demuestra que la fiabilidad es de *un fallo por cada cien mil* varillas combustibles, mientras que el criterio determinista acepta *un fallo*

CONTRIBUTION OF EURATOM RESEARCH PROGRAMS TO THE PROBABILISTIC AND DETERMINISTIC SAFETY ASSESSMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS: THE FISA 2003 CONFERENCE

EURATOM research programmes are sufficient to prove compliance with deterministic principles and identify unnecessary requirements. The probabilistic methodology requires the analysis of beyond design accidents and combinations of extreme circumstances; although the knowledge on that has increased, there are still open issues requiring additional consideration.

por cada cien varillas. Sin embargo, los efectos de aumentar el quemado del combustible y la utilización de combustible MOX requieren ser investigados con más detalle.

La barrera de presión está sometida a múltiples agresiones y mecanismos de envejecimiento. Durante la operación normal la integridad de esta segunda barrera está bien cubierta por normas deterministas. Sin embargo, la experiencia de operación indica la importancia de investigar aspectos tales como defectos circunferenciales en soldaduras de metales no similares (proyectos SMILE y ADIMEW), las tensiones residuales y los tratamientos posteriores (proyecto ENPOWER) y fenómenos anormales inducidos por flujos mixtos (proyecto FLOMIX-R), entre otros. La inspección en servicio de la barrera de presión está bien cubierta por el código determinista ASME XI, sin embargo el proyecto NURBIM, utilizando la metodología probabilista, especialmente útil en este caso, ha explorado la frecuencia y lugares a vigilar de forma preferente a fin de mejorar la eficacia del proceso.

La integridad de la barrera de presión en caso de accidente grave es objeto de atención en la metodología probabilista. El proyecto ARVI ha explorado las interacciones entre el corium y la vasija, el fallo de la vasija por

fluencia y la refrigeración de la vasija por efecto huelgo, posiblemente la causa que explica la integridad de la vasija de TMI-2. Sin embargo, la posible estratificación del corium en capas metálicas y capas de óxido, observada en el proyecto MASCA, y el aumento del flujo de calor en la capa metálica, por encima del flujo crítico, ponen en duda la posibilidad de refrigerar la vasija por inundación de la cavidad. Aspecto que va a ser contemplado en el proyecto MASCA 2, dentro de la NEA.

El estudio del envejecimiento de la barrera de presión está motivado por razones económicas y la vida de la central por consideraciones de seguridad. El tema ha dado origen a varias redes temáticas para el intercambio de información, tales como AMES, ENIQ, NESC y ATHENA, así como importantes proyectos de investigación, entre los que sobresalen RETROSPEC y REDOS relacionados con la dosimetría y caracterización de espectros neutrónicos; PISA, FRAME y CASTOC para estudiar los distintos efectos físicos de la irradiación, esfuerzos que se están materializando en la llamada *master curve* que sirve para determinar la resistencia a la fractura de un material irradiado a partir de un número limitado de ensayos en muestras pequeñas. El previsto proyecto PERFECT intentará perfeccionar estos estudios y reducir las incertidumbres asociadas.

El recinto de contención es la última de las barreras que impiden el escape de radiactividad al exterior. Su diseño, construcción y verificación sigue normas deterministas bien establecidas, pero también debe hacer frente a las solicitaciones causadas por los accidentes graves, propios de la metodología probabilista, en especial las deflagraciones y detonaciones de hidrógeno y la pérdida de la contención por interacción del corium con el hormigón.

La combustión de hidrógeno y su efecto sobre los recintos de contención ha sido investigada desde antiguo en muy diversas instalaciones. El proyecto ICOM concluye sin embargo que para reducir el conservadurismo y las incertidumbres de las aplicaciones es necesario llevar a cabo investigaciones adicionales a fin de validar los modelos de cálculo, mientras que el proyecto PARSOAR ha conseguido reunir en un manual el conocimiento adquirido con los recombinadores pasivos auto catalíticos. Por su parte, el proyecto ECOSTAR tratará de explorar en detalle la fenomenología asociada a la fase final de un accidente grave, desde la liberación del corium de la vasija hasta su estabilización por inundación.

LA TECNOLOGÍA ASOCIADA AL PRINCIPIO DE LA MITIGACIÓN

El principio de la mitigación acepta que el daño nuclear es proporcional al llamado término fuente, que, por tanto, debe ser lo más pequeño posible, lo que requiere el análisis de los mecanismos de liberación y los procesos de transporte y retención de los productos radiactivos de fisión y activación.

La liberación de los productos radiactivos del combustible deteriorado y su transporte ha sido objeto de atención durante décadas. Sin embargo, las peculiaridades del yodo han sido exploradas en el proyecto ICHMM, sin embargo todavía no existe evidencia firme de los fenómenos involucrados y de los modelos desarrollados para simular el comportamiento del yodo, por lo que los expertos advierten de las incertidumbres involucradas.

La expresión *gestión de accidentes* se utiliza para describir los procedimientos puestos en práctica para reducir el término fuente. El proyecto SAMOS ha racionalizado tales procedimientos a fin de predecir la evolución de una secuencia o escenario accidental. El proyecto OPSAM ha intentado hacer óptima la gestión de los accidentes graves a fin de reducir el término fuente, mientras que el proyecto STERPS es una base computacional que permite predecir el término fuente y tomar así medidas de urgencia para aumentar la eficacia de los planes de emergencia.

LA CIENCIA Y LA TECNOLOGÍA DE LA SEGURIDAD NUCLEAR

La aplicación de los criterios deterministas y el uso de la metodología probabilista requieren el desarrollo de la ciencia y de la tecnología de la seguridad, que sólo se adquiere mediante la observación, la investigación y el desarrollo que se realice en instalaciones apropiadas, se transforme en modelos matemáticos y se transmita a los demás. Estos tres aspectos fueron también considerados en FISA 2003.

La investigación requiere instalaciones a veces muy complejas. El proyecto HOTLAB ha suministrado un inventario detallado de tales instalaciones. Las llamadas plataformas PLINIUS y LACOMERA están abiertas a la investigación de las interacciones entre el corium fundido y el hormigón, y el proyecto FEUNMARR ha concluido en la necesidad de un nuevo reactor para prueba de materiales que posiblemente se materialice en el reactor Julius Horowitz, coordinado por el CEA de Francia.

La investigación en transmisión de calor y mecánica de fluidos, la llamada termohidráulica, proporciona hechos y datos científicos con los que es posible predecir los fenómenos a escala real. La termohidráulica monofásica se considera desarrollada pero la polifásica requiere el desarrollo de nuevos modelos con escalas temporales y espaciales diversas, nuevas herramientas y datos experimentales, ya previstos en la red temática CERTA-TN. En los proyectos ECORA, ASTAR y EUROFASNET se han desarrollado modelos bifásicos tridimensionales, mientras que el acoplamiento entre los modelos neutrónicos y termohidráulicos ha sido objeto de atención en los proyectos VALCO y CRISSUE-S. Por su parte, el propósito del proyecto COLOSS ha consistido en mejorar la simulación de los accidentes graves.

El comportamiento del corium fundido en el interior de la vasija de presión y en la cavidad del reactor se ha estudiado en detalle. El proyecto EUROCORE ha analizado hasta cinco modos distintos de estabilizar el corium a través de la solidificación, sin embargo los ensayos a gran escala previstos aún no se han realizado, por lo que persisten dudas sobre la posibilidad de refrigerar el corium en el interior de la vasija de presión por inundación de la cavidad del reactor, como se contempla en las guías sobre gestión de accidentes graves. Estas dudas crecen si el corium se estatifica en capas metálicas y de materiales oxidados observadas en el proyecto MASCA de la NEA, lo que incrementa el flujo de calor de la capa metálica a la pared de la vasija por encima del flujo crítico de calor de la pared de la vasija al agua de la cavidad.

Por su parte, el proyecto EURSAFE ha producido una lista que incluye 21 temas asociados a la fenomenología de los accidentes graves que aún requieren investigación, entre los que figuran, en primer lugar, la producción de hidrógeno durante la reinundación del núcleo y la posibilidad de refrigerar el corium en el interior de la vasija. Cabe, por tanto, concluir que la fenomenología asociada a los accidentes graves no se conoce aún con precisión y se mantienen las incertidumbres asociadas a los análisis probabilistas de riesgo de Nivel II.

El objetivo final de la investigación sobre accidentes severos consiste en incluir los modelos que representan sus distintas fases en códigos de detalle o integrados con fines de diseño o de análisis. Con vistas a tal fin, y ya dentro del 6º Programa Marco, se ha creado la red de excelencia SARNET cuyo

objetivo principal será el desarrollo, validación y utilización del código ASTEC, que se espera sustituya dentro de la UE a los códigos MAAP y MELCOR de origen americano.

FISA 2003 prestó también atención a la gestión del conocimiento adquirido. A tal fin, el proyecto ENTHALPY ha creado un valioso banco de datos termodinámicos de los materiales de interés. Por su parte, el proyecto EUROSAFE es una loable iniciativa de los organismos reguladores europeos para promover la convergencia europea en cuestiones de seguridad a través de publicaciones periódicas, reuniones y una página electrónica. Desde luego, la mejor gestión de los conocimientos adquiridos reside en la incorporación de tal conocimiento a los códigos, guías y normas de seguridad, pero este esfuerzo requiere la consolidación del conocimiento, aún pendiente. La gestión del conocimiento se basa también en la transmisión de conocimientos a través de conferencias, publicaciones y cursos específicos. La propuesta ENEN, con la participación de algunas universidades españolas, es un buen esfuerzo en este sentido.

CONCLUSIONES

El conocimiento ya adquirido es suficiente para garantizar el cumplimiento de los principios de seguridad deterministas y puede también servir para reducir requisitos innecesarios. También sirve para reducir las incertidumbres asociadas a la fenomenología de los accidentes graves, pero en este caso es todavía necesario investigar algunos temas no bien conocidos.

La integridad de la vasija de presión en las condiciones creadas por un accidente grave aún no puede ser asegurada. Todavía es necesario conocer mejor fenómenos tales como la refrigeración por entrada de agua en el huelgo que podría formarse entre el corium solidificado y la pared de la vasija, como pudo haber ocurrido en TMI-2, y la estratificación del corium con el correspondiente incremento del flujo de calor. El conocimiento de los daños por irradiación en la vasija ha progresado considerablemente, pero aún es necesario perfeccionar la *master curve* o curva de referencia y su aceptación por las autoridades. El fallo tardío de la contención por interacción corium-hormigón y la estabilización del corium aún están pendientes.

Han aumentado considerablemente las capacidades de simulación de fenómenos complejos en todos los campos. La termohidráulica monofásica se considera completa, pero no la polifásica, igualmente el acoplamiento neutrónico-termohidráulico aún requiere refinamientos. Se han desarrollado muchos modelos para simular los accidentes graves, que se han incorporado en códigos integrales, que deben ser continuamente revisados y mejorados.

Se han desmantelado instalaciones de investigación significativas y los reactores de investigación están envejeciendo. Para mantener tales instalaciones en activo se ha creado la iniciativa llamada Transnational Access to Research Infrastructures y se planea construir el reactor de investigación Jules Horowitz. Se reconoce la decadencia del interés de los estudiantes universitarios por la educación sobre energía nuclear, que se pretende compensar con la iniciativa ENEN, encaminada a la creación de cursos reglados y específicos sobre energía nuclear en las universidades europeas.