



Agustín ALONSO SANTOS es Licenciado en Ciencias Químicas, Doctor en Ciencias Físicas e Ingeniero Industrial. Ha sido Director del Departamento de Seguridad Nuclear de la Junta de Energía Nuclear y Presidente de la Sociedad Nuclear Española. Es en la actualidad Catedrático de Tecnología Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid y Director Científico de los proyectos internacionales OECD/LOFT/ESPAÑA, EPRI/ACE/ESPAÑA y LACE/ESPAÑA. Forma parte de un grupo de expertos sobre el Término Fuente en la CEE. Su cátedra mantiene contratos de investigación con la CEE (ISPRA) sobre accidentes severos. Es conferenciante en cursos inter-regionales del OIEA.

LA INVESTIGACION SOBRE ACCIDENTES SEVEROS

A. ALONSO

INTRODUCCION

En la década de los años sesenta tuvo lugar la gran expansión de la energía nuclear en el mundo industrializado. Desde el punto de vista de la seguridad se seguía el principio de la "seguridad a ultranza" o establecimiento de barreras que impidiesen el escape incontrolado de productos radiactivos al exterior en el caso improbable de que se produjesen accidentes graves. El diseño de tales barreras, y sus salvaguardias tecnológicas, se basaba en la definición de los llamados *accidentes base de diseño*. Si se demostraba que la central podía hacer frente a tales situaciones, su seguridad se daba por buena.

La definición de los accidentes base de diseño y la demostración de la seguridad de la central no eran asuntos baladíes. Un gran esfuerzo analítico y experimental hubo de ser necesario para satisfacer tales requisitos. Los fenómenos termohidráulicos asociados a los accidentes con pérdida de refrigerante hubieron de ser investigados en grandes instalaciones y fue preciso desarrollar complejos modelos de cálculo, que todavía se están perfeccionando. Con anterioridad se había realizado un esfuerzo extraordinario para conocer los fenómenos asociados a los transitorios de reactividad y poder así prevenirlos y mitigarlos.

Sin embargo, la investigación se daba por cerrada y, aunque los países tecnológicamente más desarrollados seguían

investigando en cuestiones relacionadas con la seguridad, los expertos aseguraban que no se trataba de investigaciones fundamentales; por lo contrario, decían con énfasis que sólo se pretendía confirmar lo que ya se sabía y se había introducido en las centrales que se estaban construyendo o cuya explotación comenzaba. En este sentido es significativo el título dedicado a la investigación que figura en el primer informe (1975) de la recién creada Nuclear Regulatory Commission de los EUA. El significativo título de dicho capítulo reza "EXPANDING CONFIRMATORY RESEARCH".

Es fácil especular en este momento acerca de los perjuicios de tal actitud. Puede que de haber sido más abierta se hubiese estado en mejores condiciones para prevenir el accidente de TMI-2. Además se hubiese adelantado la realización de experimentos para conocer mejor la fenomenología asociada a los accidentes graves. También puede que se hubiese estimulado antes la participación de los países importadores cualificados, como España, en programas de investigación y desarrollo relacionados con la seguridad nuclear. Pero ésta es una época pasada que sólo se cita para dejar constancia de una situación real. El hecho es que al final de la década a la que nos estamos refiriendo la situación comenzó a cambiar con rapidez. A este cambio contribuyeron algunos resultados experimentales, los análisis efectuados en la elaboración del *Reactor Safety*

Study y, sobre todo, el accidente de TMI-2. Todo lo cual demostraba que los *accidentes base de diseño* no podían constituir la referencia final de la seguridad, y era necesario considerar también los llamados *accidentes clase nueve o más allá de la base de diseño*.

La recientemente desarrollada metodología probabilista constituía la base de la evaluación. Se demostró que la realización de un análisis tipo probabilista completo constituía el método más lógico para estimar la seguridad de las instalaciones.

Sin embargo, pronto se vio que los llamados *estados degradados* de la central sólo se podían describir utilizando modelos físicos muy primitivos en comparación con la presumible realidad; además, no se disponía de los parámetros esenciales para cuantificar tales modelos. De hecho, los cálculos realizados en el *Reactor Safety Study* o en el *Risikostudie* sólo pueden aceptarse dentro de un contexto de grandes incertidumbres.

Es tratando de resolver estas incertidumbres como los países tecnológicamente más avanzados se embarcan en costosísimos programas de investigación en el área de los llamados *accidentes severos*. Los temas de investigación emanarían de cálculos probabilistas refinados, como es el caso del documento NUREG-1150, la Fase B del *Risikostudie* o la revisión del PSA de Sizewell B. Algunos de estos programas de investigación son tan costosos, no sólo en medios financieros, sino también en recursos humanos, que los países más avanzados los ofrecen a la colaboración internacional. Nuestro país no ha dejado escapar esta ocasión.

La intención de esta pequeña presentación consiste en explicar brevemente los programas de investigación más significativos en torno a los accidentes severos, con especial incidencia en aquellos en los que participan instituciones españolas. Con el objetivo de ayudar al lector no especialista, en primer lugar se exponen los fenómenos asociados a la degradación de los núcleos, lo que sirve para describir el camino que seguiría el *corium* o residuo fundido hasta su estabilización final. En segundo lugar se exponen los fenómenos asociados al llamado *término fuente o integral de escape*, que no es más que la cuantificación de la radiactividad que podría escapar al exterior. Finalmente se describen las solicitaciones que la degradación del núcleo impone sobre la contención.

LA SECUENCIA DE LOS FENOMENOS DE DEGRADACION DEL NUCLEO

En términos generales, y con referencia

exclusiva a los reactores de agua ligera, no es difícil especificar qué fenómenos deben ser explorados. Los procesos de degradación del núcleo pueden tener un origen mecánico o térmico. La *degradación mecánica*, aparte de los sabotajes, es producida por transitorios violentos de reactividad, tipo Chernobil. El desarrollo de los reactores de agua ligera fue acompañado por un exhaustivo programa de investigación y desarrollo de esta materia, centrado en los famosos experimentos de las series BORAX y SPERT, que permitieron el diseño de sistemas de seguridad intrínsecos y de métodos de control externos, plenamente incorporados en los reactores actuales, de modo que la contribución de estas circunstancias al riesgo final, tal como se calcula en los estudios tipo APS, es muy poco significativa. El análisis del propio accidente de Chernobil, que se ha llevado a cabo en Occidente, no ha cambiado dicha conclusión general.

La *degradación térmica del núcleo* se produce cuando existe un desequilibrio entre la energía producida y la extraída por los sumideros de calor. Si el núcleo está apagado, tal energía es la residual, de modo que esta circunstancia es la que importa en los accidentes en los que se pierde el refrigerante o la capacidad de refrigeración. Si el núcleo no se ha apagado nuclearmente, la situación está representada por los llamados transitorios sin parada de urgencia, que tienen un mayor significado relativo en la cuantificación del riesgo inherente a los reactores de agua en ebullición.

Supuesta posible la degradación térmica del núcleo, el problema a resolver sería garantizar la refrigeración mientras el combustible se encontrase en el interior de la vasija. Si no fuese posible tal refrigeración, el deterioro térmico del núcleo proseguiría hasta alcanzar la fusión de los materiales del núcleo y la iniciación de reacciones químicas, lo que supondría la pérdida de la geometría original y la caída de los materiales del núcleo sobre la cavidad inferior de la vasija de presión.

El material que se encontrase en el fondo de la vasija podría todavía ser refrigerado, como ocurrió en el accidente de TMI-2, terminando así el accidente con consecuencias graves para la central, pero sin escape apreciable de productos radiactivos al exterior. Sin embargo, de no ser posible tal refrigeración, la energía de desintegración mantendría los residuos calientes, de forma que habría que presumir la destrucción del fondo de la vasija. Esta destrucción puede ser *térmica* —por fusión penetrante del cuerpo de la vasija o de sus penetraciones— o *mecánica* —por sobretensión plástica a elevadas temperaturas. La primera circunstancia es típica de las secuencias a baja presión, características de los reactores de agua en ebullición, y la segunda de

las secuencias a elevada presión, que se pueden dar en los reactores de agua a presión.

Una vez supuesto el fallo del fondo de la vasija, el material liberado se dispersa por la cabidad del reactor, que podría o no contener agua. Los residuos fundidos pueden o no ser refrigerables, interaccionar violentamente con el agua, dando lugar a explosiones de vapor, o con el hormigón, produciendo su erosión y descomposición, al mismo tiempo que se generarían gases no condensables, así como vapores y aerosoles que pueden ser radiactivos.

Si la contención quedase afectada por estos fenómenos, el escape de productos de fisión al exterior podría ser considerable. La perforación o rotura de la piel de hermeticidad de la contención podría tener lugar temprana o tardíamente, modificando así el inventario radiactivo liberado al exterior y, con ello, el riesgo propio de la central.

Se comprende que el conocimiento profundo de todos los procesos físicos y químicos envueltos en los fenómenos anteriores es el primer paso para su prevención, que es el objetivo final. Tal conocimiento no puede ser sólo especulativo; es preciso realizar experimentos no sólo para confirmar los fenómenos físicos que se sospecha pueden tener lugar, sino también para conocer el valor numérico de los parámetros que intervienen en las leyes físicas y químicas que rigen tales procesos. Es esta necesidad el motor que mueve los esfuerzos de investigación sobre el tema de accidentes severos.

EL CARACTER Y OBJETIVOS DE LA INVESTIGACION SOBRE ACCIDENTES SEVEROS

El lector que haya llegado hasta este punto tiene derecho a preguntarse cuál será el efecto práctico de todos estos esfuerzos. La respuesta es muy fácil; se trata de poder disponer de medios técnicos y de procedimientos administrativos que pueden detener la progresión del deterioro cuanto antes y salvar la situación lo mejor posible. Este conjunto de medidas prácticas y operacionales ya ha recibido el nombre de *"gestión de accidentes severos"*. Es más, parece evidente que la aceptación de la energía nuclear, tanto por el público como por los propios explotadores y organismos de control, depende de la ausencia de accidentes severos.

Es preciso formular la observación de que todo esfuerzo experimental debe ir acompañado de un esfuerzo analítico de magnitud comparable, cuyo objetivo sea la validación de códigos de cálculo que permitan prever lo que pasaría en la situación real a partir de las observacio-

nes experimentales que se han de llevar a cabo en modelos reducidos. El escalamiento de los experimentos, basado en la teoría de la similitud, y el análisis de modelos, utilizando parámetros adimensionales, constituyen herramientas poderosas, aunque hoy día no completamente aplicadas en la experimentación sobre accidentes severos, circunstancia que está recibiendo un gran impulso.

Conviene también observar el carácter de los aspectos institucionales de la investigación sobre accidentes severos en España. No existe duda en cuanto al interés de las instituciones responsables, como lo demuestran los planes de investigación hechos públicos por UNESA, CIEMAT y el CSN y los esfuerzos para preparar investigadores en este campo por parte de algunas Cátedras Universitarias. Tampoco existe duda en cuanto a la eficacia del procedimiento elegido para llevar a cabo la participación española en los proyectos internacionales a través de la formación de consorcios específicos, como se señala en la Tabla I. Los consorcios OECD/LOFT y EPRI/LACE han concluido con éxito y se puede adelantar que muy posiblemente terminen también de forma satisfactoria los que ahora están en marcha, así como los futuros.

Una vez establecida la secuencia potencial de fenómenos y el objetivo último de la investigación, se analizan seguidamente las distintas circunstancias con el objetivo, en esta ocasión, de citar qué programas experimentales, o experimentos individuales, se han ya realizado o se están realizando en el mundo occidental. En la Tabla II se resume tal información. Como es lógico, y para aprovechar las limitaciones de espacio, se pondrá énfasis en aquellos experimentos, donde la participación española es más notable dentro de los conocimientos del autor.

FENOMENOS EN EL INTERIOR DE LA VASIJA

La *progresión del deterioro en el interior de la vasija* y el conocimiento de los fenómenos físicos que allí pueden tener lugar han dado lugar a múltiples programas de investigación. Entre los fenómenos analizados se incluyen deformación, oxidación y fusión de vainas y elementos de control; formación de eutécticos, transformación de la estructura del combustible y su eventual fusión; escape y liberación de gases, vapores y aerosoles conteniendo productos inertes y radiactivos; la llamada *relocalización del combustible* y materiales estructurales y su acumulación en el fondo de la vasija. Estas investigaciones se han realizado en todos los países más avanzados, en especial en los EUA en instalaciones tales como PBF (Power Burst Facility), LMF (Large-Melt Facility) y ACRR (Annular Core Research Reactor), entre otras. También se instituyeron en dicho país

T I

CONSORCIOS NACIONALES PARA PARTICIPAR EN PROYECTOS INTERNACIONALES*

Proyecto	Participantes
OECD/LOFT	CIEMAT, CSN, ENRESA**, ENUSA, UNESA, UPM.
PHEBUS CSD	CIEMAT, CSN, ENRESA, ENUSA, UNESA.
EPRI/LACE	CIEMAT, CSN, ENUSA, TECNATOM, UNESA, UPM.
EPRI/ACE	CIEMAT, CSN, TECNATOM, UNESA, UPM.
EXP. ESPAÑOL	CIEMAT, CSN, ENUSA, TECNATOM, UNESA, UPM.
OECD/TMI-2 GA	CSN, UNESA, UPM.
OECD/TMI-2 VEP	CSN, CIAT, ENSA, TECNATOM, UNESA.

(*) El ordenamiento de las instituciones es alfabético.

(**) Sólo en la ampliación.

grandes programas experimentales, tales como IDCOR (Industry Degraded Core Research) y SARP (Severe Accident Research Programme), en el que participa nuestro CSN. En el momento actual, los experimentos más interesantes se llevan a cabo en la instalación alemana CORA, mientras que en el futuro destacan los que se planean en la instalación francesa PHEBUS FP.

La decisión tomada en España, en el año 1983, de participar en el proyecto internacional OECD/LOFT dio la posibilidad de que nuestros investigadores analizaran los experimentos FP-1 y FP-2, en los que se provocaron parte de los fenómenos antes señalados. De igual forma, la decisión de participar en algunos de los experimentos de la serie francesa PHEBUS CSD ha posibilitado la participación de un número significativo de investigadores españoles, de distintas instituciones, en actividades experimentales y analíticas de dicho Proyecto. A lo largo de 1987 y 88 un grupo cercano de diez investigadores, de CIEMAT y de la Universidad Politécnica de Madrid, han contribuido, de forma muy eficaz, a través de contratos de investigación suscritos con las Comunidades Económicas Europeas, a la previsión de los fenómenos que se quieren reproducir y al dimensionamiento de los componentes de la instalación experimental PHEBUS FP, que se está construyendo en Cadarache.

El accidente de Chernobil ha constituido también una buena ocasión para el estudio y análisis de los mecanismos de escape del cesio a través del combustible deteriorado. Investigación que ha llevado a cabo la Universidad Politécnica de Madrid con la ayuda de un contrato suscrito con las Comunidades. Igualmente, el accidente de TMI-2 se está analizando por la UPM, con la ayuda y participación del CSN y de UNESA, dentro del Grupo Analítico sobre TMI-2 instituido por la OECD/NEA.

LOS MODOS DE FALLO DE LA VASIJA

Los llamados *modos de fallo de la vasija de presión* son fenómenos de interés poco explorados. La autopsia del reactor de TMI-2 ha puesto de manifiesto la importancia de los movimientos del fundido y su acumulación en el fondo de la vasija. Se ha estimado que la presencia de 20 toneladas de material fundido en la parte inferior de la vasija del reactor de TMI-2, a elevadas presión y temperatura, debería haber producido la rotura plástica de tal componente; sin embargo, tal fenómeno no se llegó a producir.

Para poder conocer mejor lo que allí pasó se ha montado un consorcio internacional, entorno a la OECD/NEA, conocido por OECD/TMI-2 VEP (Vessel Program Examination), que consiste en obtener muestras del material de la vasija, que serán analizadas en los laboratorios de los distintos países participantes. El objetivo consiste en conocer la situación a la que estuvo sometido el material durante el accidente y el margen de seguridad hasta la rotura. Ya se ha anunciado que nuestro país participará en tal examen bajo un Convenio patrocinado por el CSN.

Los modos de fallo de las vasijas de los reactores de agua en ebullición están siendo exploradas dentro del proyecto ACE (Advanced Containment Experiments), en los que participa un consorcio español. Recientemente la delegación de Suiza ha propuesto realizar un experimento en el que se pretende estudiar los modos de fallo de las vasijas de dichos reactores aprovechando la instalación ACE, que se ha desarrollado en el Laboratorio Nacional de Argonne. La propuesta incluye la simulación del fondo de la vasija, en la que se instalan modelos a escala 1:2 de penetraciones para los mecanismos de accionamiento de las barras de control y la instrumentación intranuclear. Este experimento se

TII

RELACION DE INSTALACIONES Y PROGRAMAS DE INVESTIGACION, PASADOS Y ACTUALES, EN EL AREA DE LOS ACCIDENTES SEVEROS MAS SIGNIFICATIVOS O DE MAYOR INTERES PARA EL CASO ESPAÑOL (1)

Nombre	Lugar	Fenómeno analizado	Código (3)	Participación española
PBF (2)	INEL (EUA)	Degradación del núcleo y liberación de productos radiactivos	RELAP/SCDAP	A través del SARP
LMF	SNL (EUA)	Explosiones de vapor en la vasija	—	A través del SARP
ACCR	SNL (EUA)	Formación del corium fundido y fenómenos asociados	—	A través del SARP
IDCOR	EPRI (EUA)	Programa global sobre accidentes severos de la Industria	MAAP	—
SARP	NRC (EUA)	Programa global sobre accidentes severos de la Administración.	STCP/MELCOR	A través del SARP
CORA	KARLSRUHE (RFA)	Degradación del núcleo y liberación de aerosoles.	KESS	—
OECD/LOFT (FP-1 Y 2)	INEL (EUA)	Degradación del núcleo y liberación de productos radiactivos.	CORSOR-DTN TRAPMELT FRAP-T6	Convenio LOFT
PHEBUS-FP	CADARACHE (F)	Degradación del núcleo, liberación de productos radiactivos y su comportamiento en primario y contención.	ESTER	Contratos SCA
PHEBUS-CSD	CADARACHE (F)	Degradación del núcleo.	ICARE	Convenio específico
CHERNOBIL	UPM (ESPAÑA)	Liberación del cesio del combustible deteriorado.	FASTGRASS-VPF SALGASMIX-PV	Contrato con CEE
OECD/TMI-2 VEP	TMI-2 (EUA)	Modo de fallo de la vasija TMI-2	—	Convenio TMI-2 VEP
MACE. Propues. de Suiza	ANL (EUA)	Modo de fallo de las vasijas de los BWR.	—	Convenio ACE
FARO	ISPRA (CEE)	Interacción entre el combustible y el refrigerante en el interior de la vasija.	—	—
BETA	KARLSRUHE (RFA)	Interacciones entre el corium y el hormigón.	WECHSL	—
SURC	SNL (EUA)	Interacciones entre el corium y el hormigón.	CORCON	—
EPRI/ACE FASE C	ANL (EUA)	Interacciones entre corium y hormigón. Aspectos termohidráulicos y aerosoles.	CORCON VANESA RAFT	Convenio ACE
EPRI/MACE	ANL (EUA)	Refrigerabilidad del corium durante su interacción con el hormigón.	CORCON	Convenio ACE
MARVIKEN	MARVIKEN (S)	Comportamiento de aerosoles a escala real en sistemas primarios.	—	Indirectamente a través del convenio ACE
DEMONA	BATTELLE (RFA)	Comportamiento de aerosoles en sistemas de contención.	WAVCO	Ibidem.
LACE	HEDL (EUA)	Comportamiento de aerosoles solubles e insolubles en tuberías y recintos de contención.	CONTAIN CONTEMPT NAUA HAARM-DTN	Convenio LACE
NSPP	ORNL (EUA)	Comportamiento de aerosoles en recintos de contención.	TRENDS	—
EPRI/ACE FASE B	ORNL (EUA) WNRE (CANADA)	Comportamiento químico del yodo y sus compuestos en recintos de contención.	LIRC IODE/IMPAIR	Convenio ACE
FALCON	WINFRITH (RU)	Comportamiento de aerosoles en el sistema primario.	VICTORIA RAFT SOPHIE TRAPMELT	Contratos SCA con la CEE
Contratos SCA con la CEE	UPM (E)	Comportamiento del telurio, cesio y yodo, así como la resuspensión de aerosoles en los recintos primarios.	—	Contratos SCA entre la CEE y al UPM
EXP. ESPAÑOL	CIEMAT (E)	Medida de los factores de descontaminación de piscinas en condiciones accidentales de reactores BWR.	BUSCA SPARC	Convenio LACE/ESPAÑA
MFTF	WINFRITH (RU)	Estudio de las explosiones de vapor.	—	—
PROGRAMA HIDROGENO	SNL (EUA)	Deflagraciones y detonaciones de hidrógeno y efecto sobre componentes y recintos.	HECTR	—
HDR	(RFA)	Distribución del hidrógeno a gran escala	—	—
EPRI/ACE FASE A	HEDL (EUA)	Sistemas de filtración para el venteo de la atmósfera de la contención.	—	Convenio ACE
SURTSEY	SNL (EUA)	Calentamiento directo de la contención.	CONTAIN	—

(1) La lista se ha ordenado por orden de aparición en el texto.

(2) Las siglas utilizadas se explican en el texto.

(3) Sólo se señalan los más significativos o los utilizados en España.

está considerando seriamente dentro del Proyecto Internacional ACE.

En la instalación comunitaria FARO, del centro de Ispra, se están realizando interesantes series de experimentos relacionados con la refrigeración y el comportamiento de chorros de corium fundido en una variedad de circunstancias, incluyendo su interacción con el agua, como podría ocurrir en el interior de la vasija de un núcleo que se está deteriorando. Ninguna institución española contribuye en tales experimentos. Se cree que los modos de fallo de las vasijas sometidas a los efectos de un núcleo degradado de forma grave dependen de la progresión del deterioro. Se especula que en los reactores de agua en ebullición la tasa de evolución del deterioro será más lenta y tendrá lugar a presión más reducida, por lo que cabría esperar la formación de pequeños chorros de material fundido, como los observados en CORA. Se especula que en este caso el deterioro estaría ligado a la fusión penetrante de las penetraciones. En la instalación comunitaria FARO existe evidencia experimental en este sentido. Por otro lado, en los reactores de agua a presión, sobre todo en secuencias TMLB', en la terminología del *Reactor Safety Study*, en las que el deterioro puede tener lugar a alta presión, la progresión sería más rápida y es más probable que la acumulación del material en el fondo de la vasija llegase a producir fallos catastróficos.

Por las circunstancias anteriores, la NRC, en el documento NUREG-1365, indica que la investigación propuesta para determinar los modos de fallo de la vasija debe ser de naturaleza fundamental y se realizarán, en una primera fase, de forma independiente a lo que haya podido suceder con anterioridad. Lógicamente después habrá que compaginar ambas circunstancias.

LOS FENOMENOS ASOCIADOS A LA PRESENCIA DEL CORIUM EN LA CONTENCION

La interacción del corium fundido con el hormigón, fenómeno conocido por los especialistas como MCCI (Molten Core Concrete Interaction), ha sido investigado con detalle en el pasado. Destacan las series experimentales BETA, en la República Federal de Alemania, y la serie SURC, en los Laboratorios Nacionales de Sandia. La primera serie de investigaciones ha dado lugar al código WECHSL, mientras que la segunda constituye la base experimental del CORCON2. Con base a estos experimentos, y otros de menor escala, se definió la matriz experimental del Proyecto ACE, Fase C, en la que participa el correspondiente consorcio español.

Los responsables de seguridad de la República Federal de Alemania han anunciado recientemente la iniciación,

antes de final de año, de una serie de cinco nuevos experimentos de la serie BETA, en los que se analizarán aspectos geométricos concretos de las cavidades de los reactores alemanes. Entre otras cosas, se trata de determinar si la pared de la cavidad del reactor, conteniendo corium fundido en el interior y con agua en el exterior, será capaz o no de resistir las condiciones del accidente y, en caso contrario, cuáles serían las consecuencias cuando, rota la pared, el agua penetrase en la zona del corium fundido o viceversa.

Los japoneses han anunciado también la iniciación de una nueva serie experimental, llamada ALFA, en la que no sólo van a investigar la interacción entre el corium fundido y el hormigón, sino también las posibles explosiones de vapor, el comportamiento de los aerosoles y los modos de fallo de la contención.

El experimento actual de mayor envergadura en el campo de la interacción corium-hormigón se lleva a cabo dentro de la Fase C del Proyecto ACE, en el que participa un consorcio español. La matriz experimental incluye ocho experimentos, en los que se varía: la composición del corium, que representa reactores de agua a presión y en ebullición con distintos niveles de oxidación; la composición del hormigón, que incluye agregados calizos, basálticos y mixtos, así como diversos parámetros térmicos. Los experimentos se realizan en el Laboratorio Nacional de Argonne, habiéndose completado tres de los ocho previstos. Por parte del consorcio español se ha encargado a la Universidad Politécnica de Madrid el seguimiento detallado de estos experimentos y la participación en los correspondientes ejercicios de comparación de códigos, entre los que se utilizarán las últimas versiones de CORCON y RAFT.

Dentro del Proyecto ACE, Fase C, se ha propuesto, y aceptado en principio, la realización de una nueva serie experimental, conocida por MACE (Melt/Debris Attack and Coolability Experiments), que tiene como objetivo estudiar la refrigerabilidad del corium fundido mientras interacciona con el hormigón. A tal fin se ha realizado ya un importante experimento exploratorio, que, en esencia, ha consistido en añadir agua a una masa de corium simulado, de geometría 30X30X15 cm, mientras interaccionaba con hormigón de tipo calcáreo. El resultado experimental indica que el corium no se refrigeró, que el agua no fue expulsada de forma violenta y que se formó una costra que impidió, al menos parcialmente, la refrigeración del fundido. Este experimento, que ha servido para demostrar la viabilidad, será seguido de una serie importante de experimentos, mejor controlados e instrumentados, de los que se pretende determinar las condiciones bajo las cuales es posible

conseguir la refrigeración del material fundido y poder así determinar la progresión de la interacción con el hormigón y la eventual pérdida del recinto de contención.

En el caso de que la refrigerabilidad del corium que interacciona con el hormigón no se pudiese garantizar, sería entonces necesario instalar los llamados "core catchers" o crisoles de recogida del corium, para lo cual ya existen proyectos concretos basados en la utilización de granalla de plomo, utilizada en Chernobil, y lechos de grava sumergida en agua, entre otros.

En el caso extremo de que el corium fundido no pudiese ser ni refrigerado ni retenido en el interior del sistema, se especula que alcanzaría la base rocosa soporte del reactor, donde posiblemente se estabilizaría cuando los sumideros naturales de calor fuesen superiores a la generación de energía por desintegración. Sin embargo, esta circunstancia no ha sido explorada con detalle, ni analítica ni experimentalmente. La única circunstancia de interés la suministra el accidente de Chernobil. Como se sabe, el grueso del núcleo deteriorado se encuentra bajo capas del material vertido y todo ello encerrado en un sarcófago. El calor de la desintegración, que llegó a fundir la arena vertida, se extrajo mediante un sistema de refrigeración a base de nitrógeno líquido, que fue construido después de excavar un túnel por debajo de la losa de hormigón.

EL CONOCIMIENTO DEL TERMINO FUENTE O INTEGRAL DE ESCAPE

De resultar ineficaces todas las medidas técnicas y administrativas puestas en juego a través de la gestión de accidentes severos, el corium fundido, en su progreso descendiente hasta llegar potencialmente a la roca madre, va dejando escapar fracciones pequeñas pero significativas de su contenido, en forma de gases, vapores y aerosoles que, de alcanzar el exterior, constituyen el llamado *término fuente o integral de escape*, definida como la actividad absoluta, a veces expresada en términos relativos, que escapa al exterior a consecuencia del accidente. El conocimiento de la integral de escape es un requisito obligado en la determinación del riesgo inherente a cada instalación y en la comprobación de que se satisfacen los requisitos de seguridad.

Sin embargo, el comportamiento de gases, vapores y aerosoles se ve influenciado por los fenómenos asociados a las secuencias accidentales y tales influencias sólo se pueden determinar mediante la investigación. Desde antiguo se vienen realizando importantes programas de

investigación en este campo; sin embargo, la variedad de elementos químicos que entran en juego, la variedad de circunstancias de interés y la propia complejidad geométrica de las instalaciones son causa de que la investigación difícilmente puede darse por cerrada.

PROYECTOS DE INVESTIGACION YA REALIZADOS

De entre los programas de investigación más notables y cercanos a nuestros intereses cabe contar con los experimentos MARVIKEN, realizados por un consorcio internacional en el que España estuvo ausente; DEMONA, realizados en la RFA con participación de Suiza, y LACE (LWR Aerosol Containment Experiments), en los que participó un consorcio español. Es notable señalar que gracias a la participación en LACE los investigadores españoles tienen también acceso a los resultados de los otros dos. En los EUA sobresalen los experimentos realizados en el Laboratorio Nacional de Oak Ridge en la instalación NSPP (Nuclear Safety Pilot Plant), que tanto contribuyeron a la redacción del documento NUREG-0956 sobre el término *fuerza*.

En el proyecto LACE se realizaron interesantes experimentos a gran escala, en los que se estudió el comportamiento de aerosoles en tuberías y en recintos de contención en una variedad de circunstancias prototípicas. El Cs(OH) se utilizó como simulador de los aerosoles solubles y el MnO₂ como simulante de los aerosoles insolubles. El consorcio español, durante una fracción importante del tiempo de investigación, tuvo a un representante de TECNATOM asociado al esfuerzo investigador, mientras que CIE-MAT y la UPM se enfrentaron con los estudios analíticos, lo que posibilitó la utilización y puesta a punto de códigos tales como CONTEMPT y NAUA, entre otros.

PROGRAMAS EN MARCHA CON PARTICIPACION ESPAÑOLA

La llamada Fase B del Proyecto ACE se dedica exclusivamente al análisis del comportamiento del yodo y sus compuestos en el interior del recinto de contención. Incluye ensayos de laboratorio en los que se miden las propiedades químicas de los compuestos de yodo y su disociación en llamas de hidrógeno. También se realizan experimentos a escala intermedia en las instalaciones RTF (Radioiodine Test Facility) y CTF (Containment Test Facility) en Canadá, así como experimentos a gran escala en las instalaciones LACE de Handford, en las que se simularán las condiciones creadas en caso de secuencias accidentales con pérdida de refrigerante. El consorcio español está tomando las medidas oportunas para garantizar la

transferencia de tecnología y conocimientos a las instituciones españolas. La última ocasión que tienen los productos radiactivos de liberarse del combustible fundido es durante su interacción con el hormigón. Los gases de la descomposición, así como las posibles reacciones químicas entre el corium y el hormigón, favorecen la oxidación y liberación del bario, estroncio, lantano y cerio, entre otros, de modo que pasan al recinto de contención isótopos de estos elementos, lo que aumenta el término fuente. La Fase C del proyecto ACE, dedicada al estudio experimental y analítico de las interacciones entre el corium y el hormigón, está prestando a este aspecto mucho más interés que los experimentos BETA o SURC, antes mencionados. Los gases, vapores y aerosoles que se desprenden en las interacciones se recogen y analizan con cuidado. Los datos obtenidos están sirviendo para validar el módulo VANESA de CORCON, entre otros aspectos de interés. Dentro del consorcio ACE/ESPAÑA, el análisis de estas circunstancias se ha encargado a la Universidad Politécnica de Madrid.

DESARROLLOS FUTUROS

El nuevo proyecto PHEBUS FP tratará también de analizar el comportamiento de gases, vapores y aerosoles *en pila*, ya que se utilizarán materiales reales, provocando accidentes controlados en dicho reactor. El programa experimental previsto durará más de diez años y de él se pretende obtener datos definitivos sobre esta importante cuestión. El proyecto se ha organizado en Francia y puede considerarse como una continuación de la serie PHEBUS CSD, en una de cuyas partes contribuye un consorcio español. Sin embargo, la serie PHEBUS FP está siendo subvencionada por la Comunidad Económica Europea y se prevé que incluirá un número sustancial de instituciones, de modo que será un programa verdaderamente internacional y europeo.

Se pretende que el fruto fundamental del proyecto PHEBUS FP sea el llamado *European Source Term Package*, modelo de cálculo que será válido contra los experimentos de la matriz PHEBUS FP y contendrá los datos experimentales deducidos de tales experimentos; de modo que podrá ser utilizado, con ventaja, en la definición y el análisis de los procedimientos técnicos y normas a seguir en la gestión de accidentes severos de los reactores europeos, tanto los actuales como los que resulten de su evolución, e incluso los nuevos proyectos.

Para garantizar la bondad de los productos de PHEBUS FP, incluyendo el código antes mencionado, la Comisión se ha embarcado en un esfuerzo complementario, teórico y experimental, a través del llamado CGC-5 y que se

concreta en contratos bajo la fórmula SCA (Shared Cost Actions) con instituciones de los países de la comunidad. De entre estos esfuerzos merece la pena considerar los experimentos FALCON, también llamados MINI PHEBUS, que se realizan en Winfrith, y el desarrollo de la estructura informática del código, a punto de ser adjudicada.

España no está ausente de estos programas. En primer lugar, las autoridades están bien informadas de todos estos desarrollos a través de su participación en los órganos decisorios de la Comisión, en especial el CGC-5. En segundo lugar, la Universidad Politécnica de Madrid ha conseguido tres contratos específicos, ahora en pleno desarrollo, que incluyen el comportamiento del teluro, del cesio y del yodo, así como la resuspensión de aerosoles en los sistemas primarios de los reactores de agua ligera.

EL EXPERIMENTO ESPAÑOL

Hasta ahora los esfuerzos de las instituciones españolas se han limitado a participar en ejercicios analíticos y de validación de códigos y han enviado especialistas a los centros de investigación. En 1987, cuando el Proyecto LACE estaba a punto de terminar, el consorcio español llegó a la conclusión de que era imprescindible que el país se embarcase en un proyecto experimental propio de alguna envergadura. A tal fin se decidió la realización de experimentos de descontaminación de aerosoles en las condiciones típicas de los reactores de agua en ebullición. El anteproyecto, proyecto y matriz experimental han sido ya definidos, y se procede a la construcción de componentes e instalación de servicios en la sede de CIEMAT. Hasta el presente, el proyecto ha despertado cierto interés y uno de sus ensayos previstos está siendo objeto de atención por el llamado Pool Scrubbing Group de la OECD.

LOS PROBLEMAS ESPECIFICOS DE LA CONTENCION

Los fenómenos que se desarrollan desde que se pierde el refrigerante y el corium destruye la integridad de la vasija de presión, hasta que cesa la interacción entre el corium y el hormigón, el recinto de contención está sometido a cargas y condiciones excepcionales, para las cuales no ha sido realmente diseñado. Esto no quiere decir, ni mucho menos, que la pérdida de la contención sea una consecuencia inevitable de tales circunstancias; por lo contrario, los márgenes de seguridad introducidos en el diseño han permitido ya deducir, para centrales concretas, que el recinto de contención sería capaz de soportar al menos una fracción importante de tales circunstancias extremas.

Es, por tanto, de interés estudiar a fondo las cargas a que se pueden ver sometidos los recintos de contención y su reacción. En este sentido, dentro del consorcio ACE se está prestando atención específica a esta segunda parte.

Los expertos han definido hasta seis *modos distintos de fallo de la contención*, de los que aquí sólo se mencionan los causados por explosiones de vapor (modo *alfa*), por deflagraciones o detonaciones de hidrógeno (modo *gamma*), por sobrepresión a causa del calentamiento directo o de los gases no condensables generados en las interacciones corium-hormigón (modelo *delta*) y por erosión de la losa del reactor (modo *epsilon*). Las dos primeras causas, así como el calentamiento directo, son capaces de producir el *fallo temprano* del recinto de contención, mientras que los dos últimos podrían originar la *pérdida tardía* del recinto de contención, horas e incluso días después de iniciado el accidente.

El programa de investigación más ambicioso en este campo es el llamado CIP (Containment Integrity Program) de la NRC de los EUA, que se lleva a cabo en varias instituciones de dicho país, en especial en los Laboratorios Nacionales de Sandia. De entre los ensayos más notables, ya realizados, se ha de destacar la prueba hasta la rotura de un modelo a escala 1:6 de un recinto de contención de hormigón armado, realizada en julio de 1987. El consorcio ACE está participando indirectamente en esta investigación a través de un contrato con Principia.

LAS EXPLOSIONES DE VAPOR

Las *explosiones de vapor* pueden producir misiles que rompan o perforen el recinto de contención. Se han hecho muchos experimentos para estudiar esta cuestión, fundamentalmente en los Laboratorios Nacionales de Sandia y en el Reino Unido, donde destaca la instalación MFTF (Molten Fuel Test Facility), capaz de proyectar hasta 24 kg de material fundido sobre 1,5 T de agua. Recientemente los japoneses han anunciado la puesta en práctica del proyecto ALPHA, también con dicha intención.

La evidencia experimental no es hasta ahora conclusiva. En primer lugar, no todas las interacciones entre el corium fundido y el agua dan lugar a explosiones de vapor. El accidente de TMI-2 y el primer experimento de la serie MACE, entre otros, así lo atestiguan; en segundo lugar, en algunos experimentos en los que sí hubo explosión, la transformación de energía térmica en mecánica es reducida y variable, en todo caso inferior al 3%. Para evitar este modo de fallo se deberían instalar protecciones contra misiles, como ha sido propuesto por el

Laboratorio de Karlsruhe de la RFA para los recintos de contención alemanes.

EL HIDROGENO EN LA CONTENCION

Las deflagraciones y detonaciones de hidrógeno pueden engendrar ondas de choque, como de hecho ocurrió en el accidente de TMI-2, en esta ocasión sin daño para el recinto de contención. Se ha hecho muchas investigaciones sobre este aspecto, fundamentalmente en los Laboratorios Nacionales de Sandia, que han dado lugar al código HECTR, y en la RFA, y ya se conocen bien los límites de deflagración y detonación de mezclas terciarias de hidrógeno, aire y vapor. Estos datos experimentales ya han servido para diseñar los sistemas de ignición controlada del hidrógeno que se están instalando en muchos recintos de contención.

Sin embargo, quedan todavía dudas con respecto a los límites de deflagración y detonación de dichas mezclas a elevadas temperaturas y presiones; al parecer los límites se acercan al elevar presiones y temperaturas, circunstancia que ha llevado a la NRC a incluir este aspecto entre sus nuevos programas de investigación.

Otro tema importante, relativo al hidrógeno, es su distribución en el interior de los complejos sistemas de contención de los reactores. Situaciones claras de estratificación de los gases se han encontrado en algunos ensayos del proyecto DEMONA, de la RFA, lo que ha llevado a dicho país a realizar experimentos detallados de estratificación en el recinto de contención del HDR. Por otro lado, la Comisión, en colaboración con el OIEA, han creado recientemente un Grupo de Trabajo sobre el hidrógeno, como prueba de la importancia de este tema.

EL FALLO POR SOBREPRESION Y EL VENTEO FILTRADO

La generación de gases no condensables en las interacciones entre el corium y el hormigón eleva la presión de los recintos de contención, que llegarían a romperse de no poner en práctica sistemas de relajación de la presión por pérdida de masa. Con este fin se han desarrollado en Europa los llamados *sistemas de venteo filtrado de la contención*, que han adquirido un desarrollo notable en Suecia, la República Federal Alemana, Francia y Rusia.

Precisamente los sistemas de filtración desarrollados en dichos países, junto con viejos sistemas americanos desarrollados para los reactores rápidos, que incluyen grava sumergida, están siendo ensayados en la Fase A del Proyecto ACE, con participación de un técnico de TECNATOM.

La sobrepresión se puede también alcanzar, en tiempos cortos, por calentamiento directo de la atmósfera de los recintos de contención a causa de la dispersión de los residuos del núcleo, que se podría producir en caso de rotura violenta de la vasija de presión en secuencias accidentales a presión elevada. Se han realizado importantes experimentos en las instalaciones SURTSEY, de Sandia, y CWTI, de Argonne, así como en el Reino Unido.

CONCLUSIONES

De lo antes expuesto se pueden deducir algunas conclusiones de interés:

Primera.—La investigación sobre accidentes severos tiene como objetivo fundamental poder desarrollar, sobre bases científicas y técnicas sólidas, la llamada *gestión de accidentes severos*, cuyo objetivo, a su vez, consiste en disponer de un conjunto de medios técnicos y de procedimientos de actuación que puedan detener cuanto antes la degradación del núcleo del reactor, por muy improbable que ésta sea.

Segunda.—Para satisfacer los objetivos anteriores es preciso conocer la intimidad de los fenómenos que tendrían lugar durante la degradación del núcleo, desde que ésta comience hasta que la masa fundida se estabilice en la roca soporte. Para ello es preciso simular cada uno de dichos fenómenos o grupos de ellos y medir los parámetros y constantes que se incluyen en las leyes físicas y químicas por las que se rijan. También hay que desarrollar modelos de cálculo que permitan la extrapolación con confianza de los resultados experimentales a los casos reales.

Tercera.—La experimentación sobre accidentes severos ha sido, en gran medida, una consecuencia del accidente de TMI-2 y se inició fundamentalmente en los EUA y algo más tardíamente en la República Federal de Alemania, Francia y el Reino Unido. Más recientemente se han creado consorcios o asociaciones internacionales que han dado entrada a países como España.

Cuarta.—España está contribuyendo de forma positiva en el desarrollo de algunos de los proyectos internacionales de mayor envergadura, tales como OECD/LOFT, PHEBUS CSD, LACE, ACE, PHEBUS FP y OECD/TMI-2, y mantienen un acuerdo bilateral entre la US NRC y el CSN en el llamado SARP (Severe Accident Research Program). De igual forma, diversas instituciones del país participan en ejercicios de comparación internacionales o mantienen contratos con las Comunidades Económicas Europeas. Existe también un proyecto experimental para estudiar los factores de descontaminación de aerosoles en masas de agua.