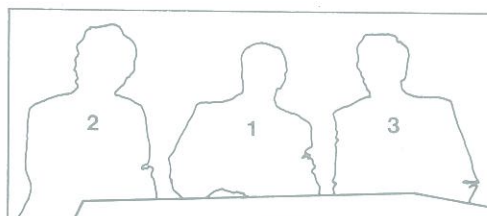


EL PROYECTO PHEBUS-CSD EN EL MARCO DE LA INVESTIGACION SOBRE ACCIDENTES SEVEROS

A. ALONSO - L. REBOLLO - R. SALVE

INTRODUCCION

El 28 de marzo de 1979 tuvo lugar el primer accidente nuclear con daño severo



Este artículo ha sido elaborado por Agustín Alonso (ETSIIM), Luis Rebollo (UNION-FENOSA) y Ricardo Salve (UNESA).

al núcleo de un reactor comercial; se trataba de la central nuclear de potencia de Three Mile Island-2 en Estados Unidos de América. Este suceso vino a demostrar que una concatenación de malfunciones de equipos y fallos de diagnóstico y operación, si bien su frecuencia esperada es muy pequeña, puede generar consecuencias peores que las previstas en los escenarios *base de diseño*, en los que se fundamentan las autoridades administrativas que afectan a las centrales. Desde entonces han sido grandes los esfuerzos dedicados por fabricantes, explotadores y organismos reguladores a la prevención y mitigación de tales sucesos, con énfasis en el diseño de las salvaguardias y de las barreras de confinamiento de los productos de fisión; la cualificación de la instrumentación post-accidente; la inspección y el mantenimiento; la seguridad en la explotación como objetivo, la generación de procedimientos de operación de emergencia, diagnóstico y recuperación óptima, vigilancia y restauración de las funciones críticas de seguridad y de gestión de accidentes degradados, así como la formación y entrenamiento de operadores, entre otras circunstancias. Por otra parte, han surgido proyectos internacionales multidisciplinares, encaminados a obtener la mejor comprensión

y los modelos computacionales idóneos para simular los fenómenos físicos que se dan cita en los *accidentes severos*, en lo que respecta a la respuesta del núcleo, del circuito primario y del recinto de contención, así como para estimar el comportamiento de los gases, vapores y aerosoles radiactivos que se liberan.

A continuación, se ofrece una panorámica general de estos proyectos de investigación. Como se verá, los encaminados a analizar el daño severo al combustible y, por tanto, PHEBUS-CSD constituyen una pieza más en el complejo entramado de fenómenos y proyectos de investigación que los estudian.

FENOMENOLOGIA Y PLANES DE INVESTIGACION ASOCIADOS A LOS ACCIDENTES SEVEROS

Los accidentes severos son muy ricos en fenómenos físicos y químicos entrelazados de naturaleza complicada. La intimidad de dichos fenómenos y sus conexiones sólo puede conocerse a través de la investigación experimental y teórica, a grande y pequeña escala, y a través del análisis de la experiencia real. Aunque todavía quedan parcelas sin explorar completamente, existe ya un cuerpo de conocimientos muy satisfactorio, que se resumen en el IDEOGRAMA DE FENOMENOS ASOCIADOS A ACCIDENTES SEVEROS, que se incluye en este artículo y que sirve de referencia a lo que sigue.

La investigación sobre accidentes severos comenzó a mediados de la década de los años setenta, en los EUA, como consecuencia de las sugerencias contenidas en el *Reactor Safety Study* (WASH-1400). Es lógico que los primeros experimentos comenzaran con el análisis del **comportamiento del combustible deteriorado** hasta la fusión. Este desarrollo inicial fue secundado por investigaciones complementarias realizadas en el Reino Unido, la República Federal de Alemania y Francia, en este último caso a través del Proyecto PHEBUS-CSD, objeto de este número monográfico. En otro apartado se volverá sobre este tema.

No se han explorado completamente los mecanismos de **rotura mecánica o fusión penetrante de la vasija** por efecto del *corium* fundido que pudiera allí llegar. El análisis del fondo de la vasija de TMI-2 y la búsqueda de las razones por las que conservó su integridad, a pesar de soportar *veinte* toneladas de *corium* fundido, constituye un paso decisivo en tales estudios, que se están realizando en el seno de la Agencia de Energía Nuclear de la OECD, con participación española. Los análisis teóricos hasta ahora realizados, dependiendo de

las condiciones de presión en la vasija y temperatura del *corium*, predicen o bien un fallo catastrófico por fluencia a elevada temperatura, caso de secuencias a elevada presión, o fusión penetrante de la propia vasija o de sus penetraciones.

La liberación del *corium* y su presencia en el recinto de contención desencadenaría una serie de fenómenos complejos que están siendo investigados en distintos países. La dispersión del *corium* en forma de pequeñas partículas, por ejemplo, en caso de expulsión violenta de la vasija e interacción con la losa de la cavidad, produciría el **calentamiento directo de la atmósfera del recinto**, que está siendo investigado en los experimentos SURTSEY del Laboratorio Nacional de Sandia. La **interacción entre el corium y el hormigón** se ha analizado en los experimentos BETA de la República Federal de Alemania y en los Laboratorios Nacionales de Sandia (EUA) y está siendo objeto de particular atención en la fase B de los mencionados experimentos BETA y en el Proyecto EPRI-ACE-FASES C y D, con participación española.

La investigación sobre el **comportamiento del hidrógeno en la contención** ha sido y está siendo objeto de atención en los países tecnológicamente más avanzados, así como por los organismos internacionales. En los EUA se han hecho famosos los experimentos de la serie FLAME y los experimentos de Handford (HEDL); mientras que en Alemania se han realizado experimentos de distribución de hidrógeno en el HDR, así como de combustión y detonación en la instalación DEMONA de Battelle Frankfurt.

El análisis de los **modos de fallo de la contención** está siendo objeto de tratamiento particular en los EUA, en torno al ensayo a escala 1:6 de un modelo de contención de presión que se realizó en los Laboratorios Nacionales de Sandia, programa experimental que está teniendo su continuación en el Reino Unido con un modelo de Sizewell B. En nuestro país se han realizado estudios analíticos post-test del experimento de Sandia, y se ha analizado la capacidad de la contención de la central nuclear de Santa María de Garoña.

El análisis de la **liberación y comportamiento de los gases, vapores y aerosoles radiactivos** liberados en las posibles secuencias accidentales está siendo objeto de atención específica en muchos países a través de programas nacionales e internacionales. Ejemplos de ello son los experimentos llevados a cabo en la instalación de Oak Ridge (EUA), en FALCON(RU), bajo contrato de la CEE y en Handford (EUA) en el marco del consorcio internacional EPRI-LACE, con participación española. Otros proyectos, como PHEBUS-FP, todavía en fase de definición, se añadirán a los ya realiza-

dos.

EPRI-LACE ha tenido su continuación lógica en el Proyecto EPRI-ACE (Advanced Containment Experiments), en el que se ha duplicado la participación internacional. España ha participado en el primero y participa en el segundo a través del correspondiente consorcio. El Proyecto EPRI-ACE tiene como objetivos fundamentales: (a) experimentar distintos conceptos de filtros asociados al **venteo de la contención**; (b) estudiar los **aspectos químicos del yodo** y sus especies; (c) determinar los aspectos termohidráulicos y generación de gases y aerosoles durante las **interacción corium-hormigón**, y (d) encontrar los límites de **refrigerabilidad de corium** durante su interacción con el hormigón.

La participación en EPRI-LACE inspiró la identificación, planificación y desarrollo del llamado Proyecto LACE-ESPAÑA, de carácter multi-institucional, que tiene como objetivo medir los **factores de descontaminación** que ofrecen los lechos de agua al borboteo de gases y vapores cargados de aerosoles, simulando secuencias accidentales.

PROGRAMAS DE INVESTIGACION SOBRE DETERIORO DEL COMBUSTIBLE EN CASO DE ACCIDENTE SEVERO

El accidente de TMI-2 provocó un decidido interés en la administración de la seguridad y en la industria de los EUA por conocer el comportamiento del combustible en caso de accidente severo. La US NRC creó a tal fin el llamado programa SFD (Severe Fuel Damage), mientras que la industria instituyó el programa IDCOR (Industry Degraded Core Research).

La investigación subvencionada por la NRC, que aún continúa, incluye series de experimentos llevados a cabo en las instalaciones: PBF (Power Burst Facility) del Laboratorio Nacional de Ingeniería de Idaho (INEL); ACRR (Annular Core Research Reactor) de los Laboratorios Nacionales de Sandia, y NRU (Nuclear Reactor Universal) en el Laboratorio Nacional de Chalk River (Canadá). Se incluía también el análisis detallado del núcleo de TMI-2 ya concluido, el experimento OECD-LOFT-FP2, y el desarrollo y validación de los códigos SCDAP (Severe Core Damage Analysis Program), SCDAP/RELAP y MELCOR, entre otros. Poco tiempo después, la República Federal de Alemania inició un proyecto con el mismo título y objetivos equivalentes, dentro del llamado *Proyecto de Seguridad Nuclear*. En Alemania, los experimentos, todos ellos "fuera de pila", comenzaron a realizarse en la instalación NIELS, del

TABLA I

RELACION Y CARACTERISTICAS FUNDAMENTALES DE LOS PROGRAMAS DE INVESTIGACION MAS SIGNIFICATIVOS SOBRE DETERIORO SEVERO DEL COMBUSTIBLE

PROYECTO	PAIS U ORGANIZACION	OBJETIVOS	INSTALACIONES, SERIES EXPERIMENTALES Y OBSERVACIONES
SFD (Severe Fuel Damage)	US NRC (EUA) (Participación española a través del CSN. Programa SARP)	- Estudiar la disolución, fragmentación y relocalización del combustible. - Determinar la refrigerabilidad del combustible deteriorado. - Analizar la generación de hidrógeno y escape de productos de fisión.	PBF (Power Burst Facility). Serie SFD (Severe Fuel Damage). ACCR (Annular Core Research Reactor). Series: DF (Damage Fuel) y MP (Melt Progression). NRU (Canadá). Serie FLHT (Full Length High Temperature Test).
CORA	KfK (Alemania)	- Analizar "fuera de pila" la fusión del combustible tipo PWR y BWR. - Determinar la liberación de aerosoles del combustible y de los elementos de control tipo PWR y BWR.	La matriz experimental incluye hasta 15 experimentos, la temperatura de la vaina puede alcanzar 2.400° C.
PHEBUS-CSD	Cadarache (Francia) (Participación española a través del consorcio PHEBUS-CSD-ESPAÑA)	Estudiar "en pila" los fenómenos físicos que tienen lugar entre 1.800° C y 2.800° C. El programa se ha dividido en dos fases: FASE III: Temperaturas inferiores a 1.850° C (fusión de vainas). FASE IV: Temperaturas superiores a 1.850° C, hasta 2.800° C (fusión del combustible).	La matriz experimental incluye 6 ensayos. El consorcio PHEBUS-CSD-ESPAÑA ha contribuido a la realización y análisis de varios experimentos. El experimento B9+ está siendo objeto de análisis a través del ISP-28 de la OECD/CSNI.
LOFT/FP-2	INEL (EUA) Programa OECD-LOFT. Participación española a través del consorcio OECD-LOFT-ESPAÑA)	Estudiar "en pila" una secuencia accidental con pérdida pequeña de refrigerante y grave deterioro del núcleo. Analizar la liberación y comportamiento de productos de fisión.	Constituyó el último experimento de la serie OECD-LOFT. La inundación provocó la generación masiva de H ₂ y daño a la parte superior del módulo combustible experimental.
TMI-2	Middletown (Pen.). Autopsia realizada por el consorcio GEND. Estudio analítico organizado por la OECD/NEA con participación española.	- Descontaminar la instalación y analizar el estado del núcleo. - Deducir los fenómenos que tuvieron lugar durante el accidente. - Utilizar el accidente para validar códigos de cálculo. - Analizar el comportamiento de la vasija de presión.	Accidente en central real, tipo PWR, que ha proporcionado valiosa información sobre el deterioro de núcleos a alta presión. Se formó un bolsa de fundido atrapada entre una costra metálica inferior y otra cerámica superior, que se relocalizó, en parte, en el fondo de la vasija.

Por su parte, en 1986, el Instituto de Protección y Seguridad Nuclear de Francia, decidió establecer un nuevo programa experimental entorno a la instalación PHEBUS, de donde ya se habían realizado dos series experimentales con temperaturas de las vainas inferiores a 1.300° C (PHEBUS-LOCA). El nuevo programa experimental recibió el nombre de PHEBUS-CSD (Coeur Sévèrement Degradé) e incluía dos fases, III y IV, continuación de las anteriores. En la fase III las temperaturas de las vainas se limitaban a 1.850° C (temperatura de fusión del zircalloy); mientras que en la fase IV se pretendía alcanzar temperaturas entre 1.800° C y 2.840° C (temperatura de fusión del óxido de uranio). En otro artículo de este mismo número se describen con detalle estos experimentos. Aunque SFD, CORA y PHEBUS-CSD no hayan concluido, en especial la evaluación de los resultados experimentales, se dispone ya de un bagaje muy satisfactorio de conocimientos con una repercusión evidente en el licenciamiento y gestión de los accidentes severos. De entre los resultados obtenidos se destaca lo que sigue:

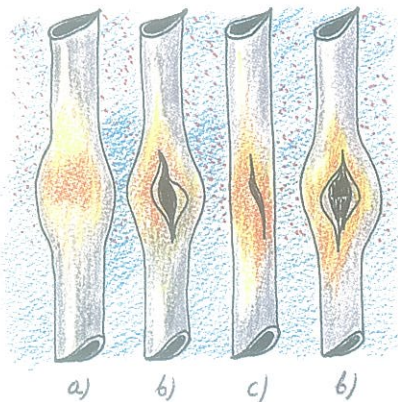
- *Sobre los mecanismos iniciales de fusión del núcleo.* La fusión del núcleo se inicia por la formación de eutécticos a temperaturas inferiores a las de fusión de los materiales originales. A 1.500K se forman eutécticos Fe-Zr y Ni-Zr, lo que supone el fallo temprano de las varillas de control, con liberación de la aleación Ag-In-Cd que, al dispersarse, sobre todo en secuencias a baja presión, puede formar el eutéctico Ag-Zr, que también funde a 1.500K. En los reactores BWR se ha demostrado que a 1.500K el carburo de boro reacciona rápidamente con el acero inoxidable con formación de una fase líquida; sin embargo, no forma una fase líquida con el zircalloy hasta alcanzar temperaturas superiores a 1.920K.
- *Sobre la formación de bloques metálicos.* La experiencia ha confirmado la formación de bloques de naturaleza metálica, como ocurrió en TMI-2, cuando están presentes los elementos de control. En presencia de agua, el bloque se forma sobre el nivel de agua; en seco, las rejillas inferiores, actúan como soportes de los bloques.
- *Sobre la disolución del UO₂.* En todos los experimentos, y en TMI-2, se ha observado que el zircalloy fundido disuelve fácilmente al UO₂. La reacción es muy rápida y existe suficiente zircalloy en el núcleo de un reactor como para disolver todo el UO₂ y favorece la formación de costras o bloques superiores, de carácter cerámico, U₂ZrO₇, que solidifican a unos 2.800K. La experiencia también demuestra que entre los bloques

Centro de Investigaciones de Karlsruhe, de donde se dedujo la experiencia suficiente para diseñar una segunda instalación, llamada CORA, donde se realiza la

mayor parte del programa experimental. Algunos detalles del programa SFD, CORA y PHEBUS-CSD se indican en la Tabla 1.

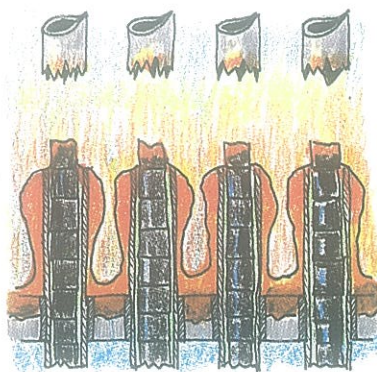
DEOGRAMA DE FENOMENOS ASOCIADOS A ACCI

FENOMENOS



HINCHAMIENTO Y OXIDACION DE LAS VAINAS

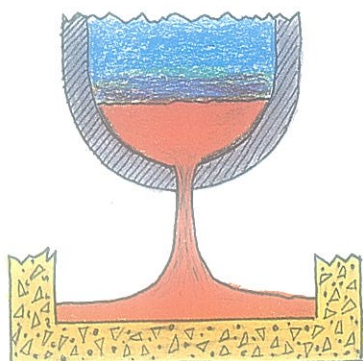
Cuando no se puede extraer la energía térmica generada en el combustible, la vaina se calienta, pierde sus propiedades mecánicas y se hincha sin romperse, caso a, o rompiéndose, caso b, a causa de la presión interior, obturando el canal. En caso de rotura previa, caso c, la vaina no se hincha. El hinchamiento y rotura se ven favorecidos con presiones externas reducidas, como ocurre en secuencias tipo AB. En todo caso, el zircalloy de las vainas se oxida, en presencia de vapor, a temperaturas superiores a 1.500K fragilizándose. La oxidación origina H_2 y energía, lo que incrementa la tasa de calentamiento. La oxidación incrementa también la temperatura de fusión: 2.250K para el α -Zr(O) y 2.970K para el ZrO_2 .



DISOLUCION Y FUSION DEL COMBUSTIBLE

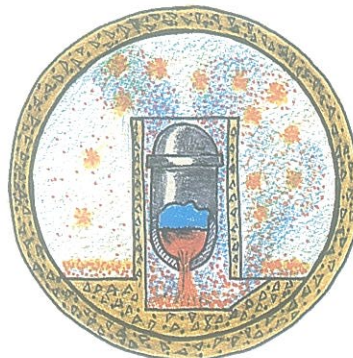
La energía de la oxidación, junto con los bloques de los canales por hinchamiento contribuye al calentamiento de vainas y combustible. El primer líquido que se forma a 1.500K, es un eutéctico Zr-Fe y Zr-Ni con el inonel de las rejillas o con las vainas como elementos de control. La aleación In-A también ataca al Zr a 1.500K. El circonio forma un eutéctico con el dióxido de uranio funde a 2.500K. Existe suficiente Zr en el reactor como para disolver todo el combustible presente; sin embargo, la presencia de circonio reduce la tasa de disolución. El metal fundido escurre sobre la vaina no deteriorada y resolidifica en las partes más frías, como las rejillas de los haces combustibles.

FENOMENOS FU



EXPULSION DEL CORIUM FUNDIDO

La interacción del corium fundido, posiblemente sobrecalentado, con el acero del fondo de la vasija puede causar su rotura, provocando su expulsión. Los expertos predicen tres métodos, cuya aparición depende de la presión: (1) Fusión parcial penetrante de una zona de la vasija. (2) Fusión de uno o varios tubos de instrumentación (PWR y BWR) o de accionamiento de las barras de control (BWR). (3) Rotura del fondo de la vasija por fluencia a elevada temperatura. La vasija de TMI-2 no se deterioró, aunque fundieron algunos tubos de instrumentación. Probablemente la interacción del material fundido con el agua produjo un lecho fragmentado y refrigerable. El proyecto TMI-2-VEP, de la NEA/OECD, está investigando este importante aspecto.



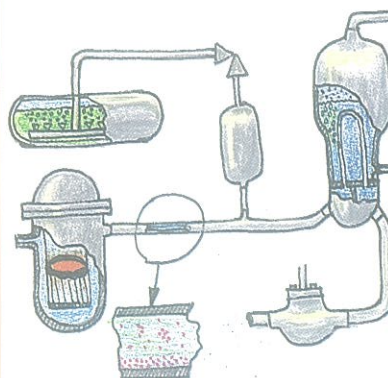
CALENTAMIENTO DIRECTO DE LA CONTENCIÓN

Cuando el corium sale de la vasija en forma de chorro a elevada presión y choca con el fondo de la cavidad del reactor, los expertos predicen la fragmentación del corium y su dispersión en la atmósfera del recinto de contención en forma de partículas muy calientes. Además, el circonio aún no oxidado puede reaccionar con el vapor de agua presente, liberando energía química y formando un eutéctico. El calentamiento de la atmósfera aumenta la presión y temperatura sobre la pared del recinto con riesgo para su integridad. El hidrógeno generado aumenta el riesgo de deflagración y detonación. El análisis detallado de los fenómenos asociados y la posibilidad de rotura de la contención están siendo objeto de investigación.

COMPORTAMIENTO DE GA

LIBERACION DE GASES, VAPORES Y AEROSOL

- La rotura de las vainas libera los gases y vapores acumulados en el hueco, en especial los gases nobles y elementos y especies químicas volátiles.
- La fusión del combustible libera vapores de aquellos elementos y compuestos con menor punto de ebullición, por ejemplo cesio, yodo y telurio, que posteriormente se convierten en aerosoles por condensación.
- Durante la interacción corium-hormigón, las elevadas temperaturas y el barbotear de los gases origina la liberación de óxidos refractarios, que forman aerosoles de origen mecánico.

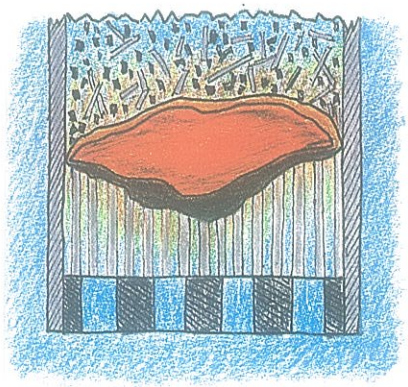


TRANSPORTE DE GASES, VAPORES Y AEROSOL A TRAVES DEL PRIMARIO

Los gases, vapores y aerosoles generados en el núcleo caminan por tuberías y componentes hasta encontrar su salida al recinto de contención o al exterior (secuencias V). Durante el transporte pueden quedar atrapados en superficies metálicas por condensación, adsorción o precipitación, y por interacción con los propios vapores y los aerosoles. Los vapores y aerosoles retenidos pueden volar a desprender por reevaporización o resuspensión, al variar las condiciones térmicas, ejemplo, a causa del calor de la desintegración y hidráulicas en los conductos y componentes y por variación de las propiedades físicas para formarse nuevos compuestos químicos.

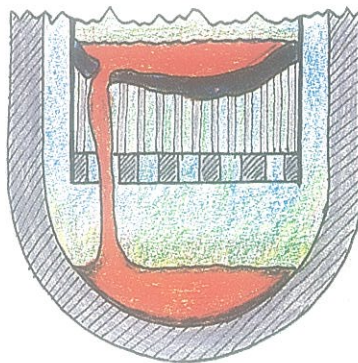
RIESGOS SEVEROS EN REACTORES DE AGUA LIGERA

LA VASIJA



FORMACION DE COSTRAS, FUNDIDOS Y LECHOS POROSOS

La autopsia del núcleo de TMI-2, así como los experimentos integrales de las series SFD, CORA y PHEBUS CSD han revelado la formación de una costra resolidificada, de carácter metálico, generalmente sobre rejillas inferiores, que encierra, como un crisol, al material fundido, generalmente óxidos de UO_2 , ZrO_2 y de los componentes del acero, que forman mezclas eutécticas con puntos de fusión bajos, 1.670K. Por encima del crisol se forma otra costra que contiene óxidos y por encima de ésta, se crea un lecho poroso de residuos difícilmente refrigerable. En el caso de fusión en seco, los expertos predicen el deterioro por otros mecanismos, en los que prevalece la formación de lechos porosos.



RELOCALIZACION DEL CORIUM EN EL FONDO DE LA VASIJA

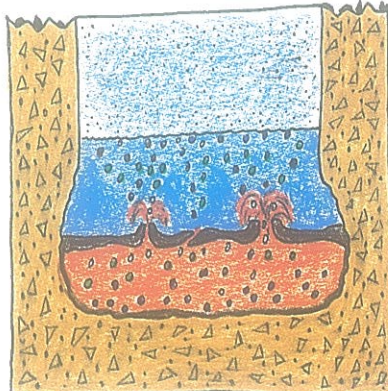
En accidentes tipo TMI-2, el calor de la desintegración termina desestabilizando la costra a causa de las tensiones térmicas y mecánicas, y el fundido cae de forma coherente sobre el fondo de la vasija. Los experimentos hasta ahora realizados no han considerado aún esta fase tardía de la fusión del núcleo. En el caso de que en el fondo de la vasija exista agua, aumentaría la presión y continuaría la oxidación del zircalloy. No cabe descartar una explosión de vapor, que no se produjo en TMI-2. En otras secuencias, la destrucción de la rejilla inferior permite la llegada de los restos muy calientes del núcleo, que pueden también formar un depósito líquido, directamente en el fondo de la vasija.

LA VASIJA



DETONACIONES Y DEFLAGRACIONES DE HIDROGENO

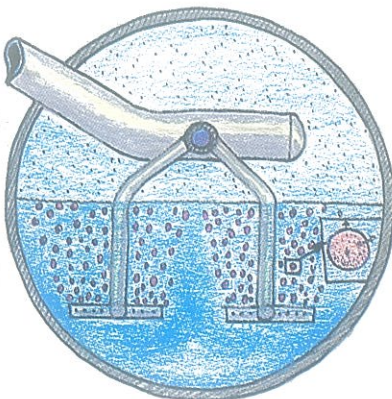
El hidrógeno generado en las reacciones de oxidación, en especial del circonio, se acumula en el recinto de contención donde puede alcanzar los límites de deflagración o incluso detonación, de las mezclas ternarias hidrógeno-vapor de agua-aire. Las ondas de choque generadas pueden poner en riesgo la integridad del recinto. Para evitarlo se instalan procedimientos para conseguir la combustión controlada del hidrógeno. La fenomenología asociada a la generación y distribución del hidrógeno, sus límites de deflagración y detonación, la transición de la deflagración a la detonación, la programación de llamas, y la física de las ondas de choque generadas están siendo objeto de intensa investigación.



INTERACCION CORIUM-HORMIGON

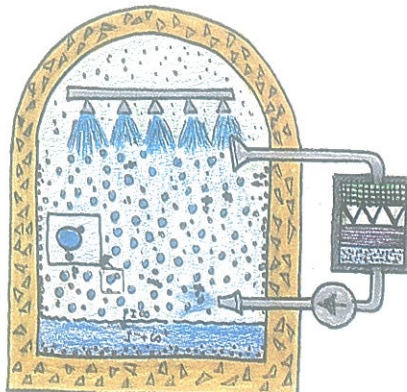
El corium vertido sobre la cavidad del reactor produce la descomposición térmica del hormigón, con desprendimiento de vapor de agua, bióxido de carbono y óxidos de silicio. Estos gases reaccionan con los componentes metálicos del corium produciendo hidrógeno y monóxido de carbono. Los óxidos producidos en la descomposición del hormigón se incorporan al corium reduciendo la temperatura de fusión de la mezcla. La refrigerabilidad con agua de la masa fundida que interacciona con el hormigón no se ha demostrado de forma experimental. Los fenómenos asociados a la formación de costras, y su estabilidad, y el valor de los coeficientes de transmisión de calor están siendo investigados dentro del Proyecto EPRI-MACE Fase D, con participación española.

GASES, VAPORES Y AEROSOL



FENOMENOS DE RETENCION DE GASES, VAPORES Y AEROSOL EN PISCINAS DE AGUA

El borboteo de gases, vapores y aerosoles a través de piscinas de agua es un método eficaz para retenerlos. El documento NUREG-1150 menciona factores de descontaminación de 1.2 hasta 4.000. En los reactores PWR tales fenómenos pueden ocurrir en presionadores, tanques de alivio y lado secundario de los generadores de vapor. En los reactores BWR, la piscina de relajación cumple también este importante cometido. Los gases, vapores y aerosoles contenidos en las burbujas pueden pasar a la masa de agua a través de la membrana de separación. La tasa de paso depende de las condiciones termohidráulicas de burbuja y masa de agua. Este importante aspecto se está investigando dentro del Proyecto LACE-ESPAÑA.



FENOMENOS DE RETENCION DE GASES, VAPORES Y AEROSOL EN LOS RECINTOS DE CONTENCIÓN

Los recintos de contención disponen de sistemas para retener de forma segura los gases, vapores y aerosoles generados en los accidentes. Los sistemas de aspersión son los más característicos. Las gotas de agua creadas por el sistema de aspersión disuelven con facilidad determinados compuestos de yodo y cesio, mientras que los filtros de alta eficacia son muy efectivos para retener aerosoles. Existen también sumideros naturales, tales como la precipitación y la adsorción. El yodo puede formar moléculas orgánicas inertes y volátiles de difícil retención. La radiación y el calor de desintegración introducen fenómenos adicionales.

metálicos y la costra cerámica superior se puede formar, como ocurrió en TMI-2, una bolsa líquida, formada fundamentalmente por óxidos de uranio y circonio, a los que se añaden otros óxidos, tales como Cr_2O_3 y Fe_3O_4 , que reducen la temperatura del fundido hasta 1.700K.

- *Sobre la relocalización del material fundido.* El accidente de TMI-2 ha demostrado claramente que las costras que contiene la bolsa de fundido pueden llegar a romperse a causa de las tensiones térmicas y mecánicas que debe soportar, permitiendo así un vertido rápido sobre el fondo de la vasija. Esta fase tardía del accidente no ha sido todavía investigada de forma experimental, para ello se está diseñando la serie experimental MP (Melt Progression).
- *Reinundación de núcleos fundidos.* Las reinundación de un núcleo fundido induce fenómenos específicos de particular importancia, entre los que citan: (1) la fragmentación de las varillas combustibles fragilizadas por oxidación; (2) la oxidación violenta del circonio con liberación de energía química e hidrógeno (el daño obser-

vado en la placa soporte superior de TMI-2 se atribuye a este proceso); (3) la generación de lechos porosos desprovistos de absorbentes neutrónicos con riesgo de recriticidad.

Todos los fenómenos anteriores tienen un impacto directo en el diseño, en los procedimientos de operación de emergencia y en la gestión de accidentes, así como la magnitud de la "integral de escape" de los distintos productos de fisión.

CONCLUSIONES

La consideración de accidentes cuya frecuencia se estimaba muy baja, así como la posible desviación frente a determinadas hipótesis asumidas como ciertas en los denominados *accidentes base de diseño*, recomienda se investigue la secuencia de sucesos y los fenómenos que pueden tener lugar en tales situaciones.

El resultado de estas investigaciones proporciona los elementos de juicio necesarios para diseñar estrategias que

permiten prevenir el accidente o mitigarlo, mediante la mejora de los *procedimientos de operación de emergencia*, el establecimiento de *guías para la mitigación* de sus consecuencias y la mejora del diseño, en particular de la instrumentación, salvaguardias tecnológicas y barreras de contención. Las herramientas analíticas adecuadas para la evaluación de esas estrategias se han desarrollado a partir de los programas experimentales y recogen los conocimientos extraídos de la experimentación.

Un programa coherente de investigación sobre accidentes severos requiere la consideración de la fenomenología típica de degradación del combustible, a la que se llega como consecuencia del deterioro de las condiciones de contorno termohidráulicas y que puede estar en el origen de la liberación de productos de fisión, las dificultades de recuperación del núcleo y la generación de hidrógeno. Por sus características técnicas, PHEBUS-CSD satisface el objetivo de cubrir una importante parcela en el conocimiento de la degradación del combustible y, por tanto, ocupa el lugar que le corresponde en el esfuerzo nacional de investigación en accidentes severos.