

INSTALACIONES EXPERIMENTALES PARA ANALISIS TERMOHIDRAULICOS

TERMOHIDRAULICA

Agustín ALONSO SANTOS

INTRODUCCION

La seguridad de un reactor nuclear reside en conseguir dos equilibrios de forma permanente, el neutrónico y el térmico, íntimamente relacionados entre sí a través de los coeficientes de reactividad. Los proyectistas realizan los mayores esfuerzos posibles para aumentar los márgenes de estabilidad y conseguir sistemas que satisfagan el principio de Le Chatelier. Sin embargo, ello no es posible para el margen concebible de variación de los distintos parámetros, por lo que se requieren métodos externos que garanticen la seguridad.

Desde el punto de vista del equilibrio térmico, que es el único considerado en esta presentación, dos hechos adicionales vienen a complicar la situación.

Por un lado, en circunstancias normales, el mantenimiento del equilibrio térmico consiste en garantizar que la potencia del foco frío —la generación de vapor en los reactores de la familia del agua ligera— coincida con la potencia del foco generador, el núcleo del reactor. Para ello es necesario contar con un fluido transportador, agua en los reactores de interés, la cual puede perderse por fuga, lo que origina un transitorio hidráulico con repercusiones térmicas.

Por otro lado, la potencia del foco generador nunca llega a ser nula a causa de la energía de desintegración de los productos radiactivos de fisión, y en mucha menor escala de activación, que aparece fundamentalmente en el propio combustible, en el conjunto del núcleo y en regiones aledañas.

Estos hechos importantes —posibilidad de perder el fluido y la propia energía residual— exigen que se haya de disponer de un sumidero garantizado de calor y de un vehículo de transporte de la energía residual hasta dicho sumidero.

De lo anterior se deduce que: 1) es necesario conseguir que las fluctuaciones normales o accidentales del foco generador sean seguidas por el foco frío, sin que se rebasen los límites de estabilidad del sistema y sin que se destruyan las barreras físicas que se oponen al escape incontrolado de productos radiactivos al exterior; 2) resulta preciso incorporar sistemas que compensen las pérdidas de refrigerante, tanto en circunstancias normales como accidentales, de modo que no se superen los límites de integridad de la vaina del combustible; 3) es imprescindible disponer de un foco frío y de un vehículo de transporte de calor que garantice, aun en circunstancias accidentales, que se podrá extraer el calor residual. Estos tres princi-

pios se encuentran claramente formulados en los criterios de proyecto de las normativas más avanzadas.

Los distintos proyectistas han encontrado soluciones técnicas para cada uno de dichos problemas. Tales soluciones se incluyen fundamentalmente en los llamados sistemas o salvaguardias para la refrigeración de emergencia. Aunque los objetivos y principios básicos de funcionamiento sean los mismos en todos los casos, los detalles técnicos varían con el proyectista en cuestión, encontrando lógicas diferencias entre los sistemas de agua a presión y de agua en ebullición.

Un tema tan imbricado con la seguridad no podía pasar desapercibido para las autoridades que en los distintos países tienen la responsabilidad de regular la utilización de la energía nuclear y de autorizar su uso. Desde luego, esta preocupación surgió muy temprano. En este sentido es digno de mención la historia y desarrollo del llamado Apéndice K de la normativa 10CFRPart 50 de los EUA, que es prácticamente la seguida en otros países. Los propietarios de una autorización de construcción han de demostrar que el proyecto y construcción de sus sistemas de refrigeración de emergencia satisfacen los requisitos de la normativa.

Sin embargo, tanto el establecimiento de la propia normativa como la correspondiente demostración de su cumplimiento exigen la verificación experimental. Esta resulta prohibitiva a gran escala, problema que puede resolverse realizando experimentos a escala reducida o que contemplen en detalle aspectos parciales de los complicados fenómenos físicos que tienen lugar durante los violentos transitorios que se producen en caso de rotura de la barrera de presión, por ejemplo.

Los experimentos, tanto los globales como los parciales, no tienen valor en sí mismos, sino que sirven para comprobar modelos generales, que puedan aplicarse para predecir los resultados de otros experimentos y, en especial, la evolución de los transitorios que pueden experimentar las instalaciones reales. Además, los modelos pueden también estimar parámetros y magnitudes que no se pueden medir de forma directa. Este proceso de validación de códigos o modelos de cálculo constituye en muchos casos el objetivo final de muchos experimentos. Pero la validación de modelos no puede ser la solución definitiva del problema. En fenómenos tan variados y complejos es preciso también validar a los usuarios de los códigos o modelos de cálculo, lo que constituye un segundo y valioso objetivo de los experimentos.

Agustín ALONSO SANTOS es Licenciado en Ciencias Químicas, Doctor en Ciencias Físicas e Ingeniero Industrial. Catedrático de Tecnología Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid, desde 1981, y en la misma Escuela, de la Universidad Politécnica de Barcelona desde 1976 a 1981. Participó en la creación y desarrollo del Departamento de Seguridad Nuclear de la Junta de Energía Nuclear, del que fue Director hasta la creación del Consejo de Seguridad Nuclear. Ha sido Presidente de la Sociedad Nuclear Española. Conferenciante en cursos inter-regionales del OIEA.

Esta memoria se limitará a presentar las instalaciones experimentales más significativas que se utilizan para validar modelos y usuarios aplicables a centrales nucleares con reactor de agua ligera. La memoria va dirigida a los no especialistas y, por ello, incluye una revisión somera de los fenómenos físicos asociados. Por disponer de más abundante bibliografía, la presentación pondrá énfasis en las instalaciones de Occidente. No obstante, se presentarán también instalaciones de países del COMECON hasta el punto en que son conocidas.

Aunque se reconoce que España posee especialistas notables en los aspectos termohidráulicos de los reactores nucleares que han hecho posible la participación del país en el Proyecto Internacional LOFT-OECD, y aún reconociendo que en la Junta de Energía Nuclear pueda existir una infraestructura experimental básica en este sentido, no obstante, se hacen muy escasas referencias al caso español, ya que resulta muy difícil encontrar referencias aplicables al tema que nos ocupa (*). Al autor le gustaría que esta situación experimentase un cambio positivo en los años venideros.

FENOMENOS ASOCIADOS A UN ACCIDENTE CON PERDIDA DE REFRIGERANTE

La rotura tipo guillotina en la rama fría, entre bomba y vasija, de un lazo de recirculación en reactores de agua ligera se consideró desde un principio como un accidente límite, ya que provocaba el transitorio termohidráulico más violento posible y, más exigía del sistema de aporte y refrigeración de emergencia de la central. Por esta razón, tal accidente se elevó a la categoría de *accidente base de diseño* del sistema de refrigeración de emergencia y también de la contención.

Análisis de tipo probabilista han demostrado la importancia de los accidentes con pérdidas pequeñas de refrigerante. Sin embargo, desde el punto de vista de los fenómenos físicos desencadenados, la rotura antes especificada es la más rica en fenómenos, y a ella nos referiremos, ya que sirve para identificar los tipos y características que han de poseer las instalaciones experimentales globales y específicas que se utilicen en el estudio de un determinado fenómeno. En la Tabla I se incluye una relación de los fenómenos físicos que pueden tener lugar en cada región significativa del reactor.

En el transcurso de un accidente con pérdida grande de refrigerante se han de distinguir cuatro fases bien características: 1) el laminado o escape del refrigerante

T I

FENOMENOS MAS IMPORTANTES, DE NATURALEZA TERMOHIDRAULICA, QUE TIENEN LUGAR EN LAS DISTINTAS REGIONES DE UN REACTOR DE AGUA LIGERA EN CASO DE UN ACCIDENTE CON DESPRESURIZACION RAPIDA (*)

Componente	Relación de fenómenos
NUCLEO DEL REACTOR	• Transmisión de calor por conducción y convección. • Secado y reinundación del canal. • Propagación del frente de remojado. • Obstrucción por vapor. • Efectos multidimensionales. • Deformación de la vaina del combustible.
PLENO SUPERIOR	• Formación y rotura de colchones de vapor. • Creación de un frente superior de remojado del núcleo. • Inyección de refrigerante. • Aspersión de refrigerante. • Efectos multidimensionales.
PLENO INFERIOR	• Evaporación y arrastre del refrigerante. • Inundación y condensación. • Transmisión de calor por mezcla.
ANILLO DE ALIMENTACION	• Recepción ondas de choque. • Flujo de descarga. • Inundación y penetración. • Condensación. • Efectos multidimensionales.
BOMBAS	• Degradación bifásica. • Fricción
TUBERIAS	• Topología del caudal. • Fricción y transmisión del calor. • Caudal crítico.

(*) Tabla inspirada en una similar tomada de J. C. Vigil y R. J. Pryor, *Los Alamos Science*, 2:(2):37-47.

que origina la despresurización del sistema y la evaporación súbita del refrigerante; 2) el aporte de refrigerante de emergencia hasta conseguir que el núcleo comience a ser refrigerado por la fase líquida; 3) la inundación del núcleo o templado del combustible hasta conseguir que la temperatura de los elementos combustibles alcance valores tolerables y sostenidos; 4) la extracción a largo plazo de la energía residual en las condiciones creadas por el accidente.

En el caso de que los sistemas funcionen como se ha previsto en el diseño, el sistema ha de satisfacer los requisitos del mencionado Apéndice K de 10CFRPart 50, o equivalente.

FENOMENOS EN LA FASE DE LAMINADO

Como consecuencia de la rotura del sistema primario, y a causa de la gran diferencia de presión que existe entre éste y el recinto de contención, el agua se pierde con rapidez a través de la rotura, lo que produce una despresurización rápida del sistema. La tasa de pérdida de agua viene limitada por el llamado *caudal crítico*, que constituye el primer fenómeno de interés, objeto de numerosas investigaciones experimentales y teóricas.

Es un hecho conocido que la descarga de un fluido a través de una abertura, tobera o tubería alcanza un valor máximo, que es independiente de la diferencia de presiones entre el interior y el exterior del límite o plano de descarga, siempre

que tal diferencia de presiones permanezca superior a un valor umbral. A tal valor del caudal se le llama crítico. Se sabe también que el *caudal crítico* se alcanza cuando la velocidad de salida del fluido es igual a la velocidad del sonido en el fluido que se descarga, ya que en estas condiciones cualquier perturbación externa no se transmite a través del plano de descarga.

En el caso que nos ocupa, cuando la presión en el interior del sistema ha alcanzado la presión de saturación, la descarga es una mezcla de líquido y vapor y el *flujo crítico* depende no sólo de la proporción del líquido y vapor, sino también de la evaporación que va teniendo lugar a lo largo del camino de descarga, de la distribución geométrica de ambas fases en el plano de descarga y de los difíciles fenómenos implicados en los desequilibrios térmicos asociados a transitorios tan violentos; en este caso, el sobrecalentamiento que experimenta la fase líquida. Todos estos fenómenos hacen que la velocidad sónica en tales fluidos sea menor que la correspondiente a cualquiera de las fases aisladas, ya que entonces, la fase vapor actúa como un débil resorte acoplado a la masa líquida.

De hecho, pronto se descubrió que las *velocidades críticas* que se calculaban a partir de las ecuaciones fundamentales conducían a valores muy superiores a los experimentales, que habían de ser multiplicados por factores de corrección empíricos para obtener así la debida correspondencia. Parte del programa experimental del principio sirvió para determinar tales factores. Sin embargo, esta situación no podía ser del todo satisfactoria, era nece-

(*) M. Gispert Benach y F. Hernández Arroyo han publicado trabajos al respecto, ver *ENERGÍA NUCLEAR* 22(11):5-11, 1978.

sario perfeccionar la teoría incluyendo tales desequilibrios, la transferencia de momento y de materia entre las dos fases y las relaciones geométricas del sistema en descarga, en especial la relación entre el diámetro y la longitud de la tubería de descarga.

El análisis del flujo crítico constituye uno de los capítulos más interesantes de los estudios termohidráulicos. La literatura está llena de estos estudios. Sin embargo, los estudios a escala completa fueron realizados en el reactor sueco de Marviken por un grupo internacional. Esta instalación será descrita posteriormente.

Aunque el flujo crítico constituya el fenómeno más interesante e importante del laminado, otros fenómenos ocurren también. A medida que se despresuriza, el sistema aumenta la proporción de vapor en el sistema y las bombas de recirculación comienzan a cavitarse. En los reactores de agua a presión, el agua del presurizador descarga en una de las ramas calientes, y en ambos sistemas entra en funcionamiento el sistema de inyección de refrigerante a alta presión.

La fuente principal de calor es la energía residual. En el caso de los reactores de agua a presión puede aparecer la transferencia invertida de calor en los generadores de vapor, lo que aumenta la proporción de vapor. Durante esta fase, los regímenes de transmisión de calor del combustible al fluido refrigerante cambian de forma drástica, además de existir una inversión de caudal. Estos regímenes han sido bien estudiados, tanto desde el punto

de vista teórico como experimental, sin que hasta la fecha se haya avanzado de forma satisfactoria en la explicación teórica.

El agua del fondo de la vasija puede o no permanecer en fase líquida. La cantidad de líquido que permanece determina la duración de la fase siguiente y tiene un efecto inmediato sobre la temperatura del combustible. Este efecto se ha podido determinar en experimentos integrados, en especial en las distintas series realizadas en LOFT, que también será descrito posteriormente.

INUNDACION DEL PLENUM INFERIOR

La fase de inundación del plenum inferior comienza cuando entran en funcionamiento los sistemas de inundación a baja presión, los acumuladores en los reactores de agua a presión, y termina cuando el agua se acumula en el fondo de la vasija, hasta el extremo inferior de los elementos combustibles. Durante esta fase comienza a producirse el interesante fenómeno de la obstrucción por vapor, que impide la entrada de refrigerante de emergencia, y origina fenómenos multidimensionales, que fuerzan al refrigerante introducido hacia la rotura sin acumularse en la vasija (véase Fig. I). El tratamiento teórico de los fenómenos multidimensionales resulta complejo, y los modelos matemáticos han de ser contrastados con los resultados experimentales. Este es el objetivo fundamental del programa 2D/3D, lle-

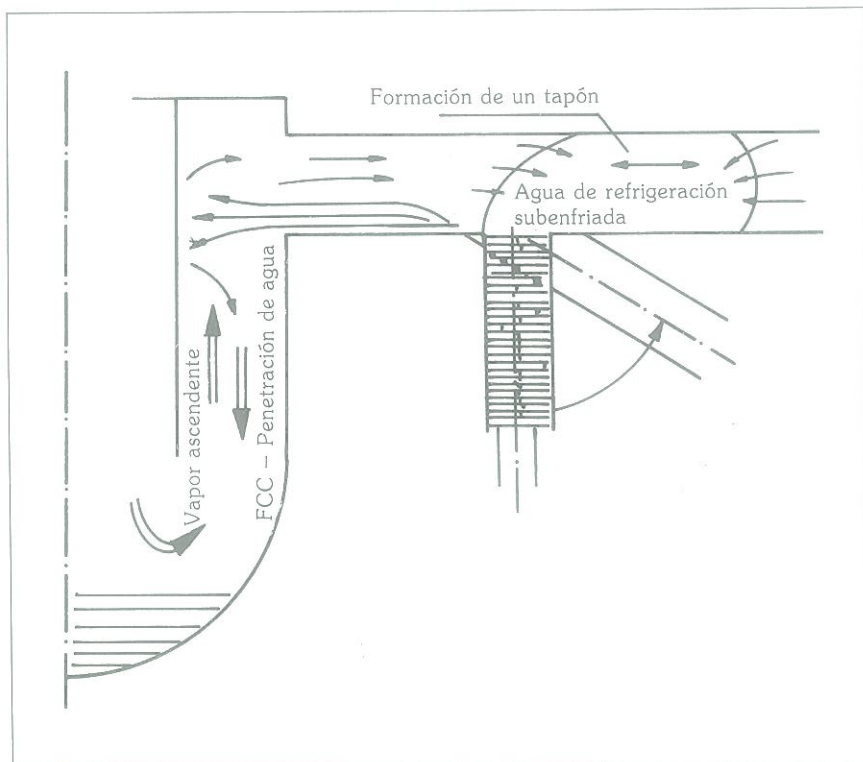
vado a cabo por tres países con tecnología nuclear muy desarrollada: EUA, RFA y Japón.

Aparte los fenómenos globales anteriores es preciso atender también a efectos más regionales y, en especial, a las posibles interacciones que tienen lugar entre el vapor, que tiende a buscar la rotura a través del núcleo o del anillo de alimentación —espacio entre vasija y barrilete— y el agua del sistema de inyección, que tiende a buscar el fondo de la vasija.

Los fenómenos comienzan en la región de inyección. El agua de alimentación está subenfriada, lo que produce la condensación del vapor y la creación de «pistones de agua» que engendran oscilaciones, cuya frecuencia y amplitud no se conocen con precisión. En el caso de inyección a través de tuberías resulta de interés el ángulo de inyección, generalmente perpendicular al eje de la tubería, si bien se encuentran ángulos inclinados, con mejor transferencia del momento a lo largo de la tubería.

En el caso de inyección a través de la rama fría (PWR) o de alimentación (BWR), el agua incide directamente sobre el barrilete del núcleo produciendo vapor, lo que complica de forma extraordinaria el campo de velocidades de ambas fases en el anillo de alimentación. En los primeros momentos, en los reactores PWR, hasta la mitad del agua inyectada puede buscar su salida directamente a través de la rotura, forzada por el vapor. Si el caudal de éste es muy elevado, puede incluso que toda el agua inyectada alcance la rotura, al menos hasta que las superficies hayan cedido parte de su calor latente. Este fenómeno es uno de los más interesantes y peor conocidos de la fase de llenado.

FI Inundación del plenum inferior. Fenómenos más significativos en la tubería de inyección y en el anillo de alimentación. (Tomado de E. F. Hicken, «Safety of Thermal Water Reactors». CCE, 1985.)

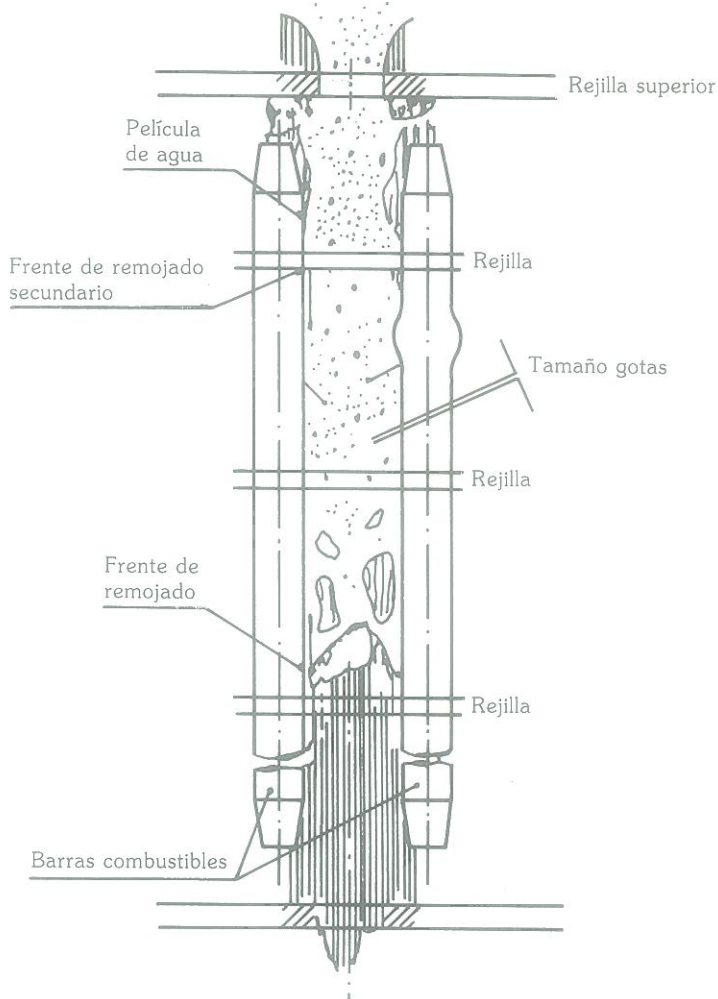


REINUNDACION DEL NUCLEO

La fase de reinundación del núcleo comienza cuando el agua del plenum inferior alcanza el borde inferior de los elementos combustibles y termina cuando todo el núcleo está bañado en agua. En este momento, la refrigeración del combustible es muy eficaz y la temperatura del combustible disminuye.

El fenómeno más significativo que tiene lugar en esta fase es el avance del frente de remojado (véase Fig. II). Este avance depende de la tasa de inundación, tanto inferior como superior, de los regímenes de transmisión de calor que preceden al remojado y de la presencia y características del colchón de vapor, que produce la obstrucción mencionada en el apartado anterior. El estudio de estos fenómenos ha sido también objeto de activa experimentación en una multitud de instalaciones que se describirán posteriormente.

El avance del frente de remojado depende de la distribución axial y radial de la energía residual y latente almacenada en el combustible. La presencia de canales en los sistemas GE-BWR y URSS-VVER



F II Reinundación del núcleo. Fenómenos más significativos asociados al frente de remojado.
(Tomado de E. F. Hicken, op. cit.)

introduce diferencias con respecto al PWR. El vapor que se produce durante el templado de las barras arrastra gotas de agua, cuya forma y distribución depende de muchos factores, en especial de la tasa de alimentación de agua de refrigeración, de análisis difícil.

Los mecanismos de transferencia de calor de las vainas al fluido refrigerante incluyen: a) de la superficie directamente a las gotas con las que entre en contacto; b) de la superficie al vapor; c) del vapor a las gotas, y d) de la superficie a las gotas y al vapor por irradiación. La proporción relativa de cada uno de dichos mecanismos depende del tamaño y distribución de las gotas de agua y del recalentamiento del vapor. El análisis de tales factores tampoco resulta sencillo.

En los sistemas reales, las rejillas de los elementos combustibles juegan también un papel importante. Entre otros efectos: a) fragmentan las gotas que arrastra el vapor; b) retardan el avance de las gotas con respecto al vapor, y c) producen condensaciones e inician nuevos frentes de remojado. El modelado y validación

de estos fenómenos ha requerido un esfuerzo adicional.

Otro fenómeno importante es la creación de una fuente de remojado superior, ya sea por condensación del vapor en el pleno superior, ya sea por inyección directa. Tanto en un caso como en otro, el frente de remojado superior impide la ascensión del vapor, hasta que se produce la rotura de la película de líquido, lo que origina un comportamiento oscilatorio muy difícil de predecir. La experimentación de este fenómeno, de naturaleza multidimensional, ha sido objeto de un intenso programa experimental, y para completar tal esfuerzo se ha construido en la República Federal la instalación UPTF (Upper Plenum Test Facility).

EXTRACCION DEL CALOR RESIDUAL A LARGO PLAZO

Una vez conseguida la reinundación del núcleo, es preciso que el sistema de inyección a baja presión continúe llevando el calor residual desde el núcleo del reactor

hasta el sumidero final de calor, durante todo el tiempo que sea necesario. Esta fase no incluye problemas termohidráulicos especiales, ya que, de ir todo como se ha previsto, la transmisión de calor tiene lugar en régimen monofásico. El agua inyectada se recoge en el sumidero de la contención y se devuelve al sistema después de refrigerada.

Sin embargo, en esta fase, aparecen importantes problemas relacionados con la fiabilidad de los sistemas, encargados de disipar el calor residual, y con la supervivencia del equipo en las condiciones ambientales creadas por el accidente.

INSTALACIONES EXPERIMENTALES PARA EL ESTUDIO DE LOS FENOMENOS MAS SIGNIFICATIVOS

En la Tabla II se incluye una recopilación de los programas de investigación sobre aspectos termohidráulicos en reactores de agua ligera, realizada a partir de una publicación reciente del OIEA (1). Se comprende que no resulta posible, ni sería útil, describir cada una de las instalaciones donde se lleva a cabo tales experimentos, nos limitaremos a presentar de forma resumida aquéllas de mayor interés o mejor conocidas.

De acuerdo con una información reciente (2) se dispone de los resultados de unos 400 experimentos integrados y puede que hasta finales de esta década se realicen de unos 150 a 200 adicionales. Es difícil prever el futuro a largo plazo. Los expertos estiman que aunque los programas de investigación se den por concluidos será necesario conservar alguna instalación experimental compleja, explotada por grupos internacionales con la que hacer frente a situaciones imprevistas.

Seguidamente se hace una descripción muy resumida de las instalaciones y programas más significativos, ya concluidos o en marcha. No se describe la instalación LOFT (Loss of Fluid Test), ya que será objeto de especial atención en número posterior de NUCLEAR ESPAÑA, sobre la participación de España en el Proyecto LOFT-OECD.

EL PROGRAMA MARVIKEN CFT (*)

El programa Marviken CFT (Critical Flow Test) se inició a mitad de 1977, con el objeto de analizar el flujo crítico a través de tuberías de pequeña longitud y

(1) IAEA/NSRA/1 (Nuclear Safety Research Abstracts). Research on Blowdown and Emergency Core Cooling (1985).

(2) Ver A. Birkhofer, «Developments in Reactor Safety Research» en Safety of Thermal Water Reactors. CEE (1984).

(*) Una descripción más detallada de estos experimentos se encuentra en R. R. Schultz, O. Sandervag y R. G. Hanson. Nuclear Safety, 25(6):770-83, 1984.

gran diámetro en la región subenfriada y con baja calidad de vapor, en régimen estacionario o casi estacionario. Se trató de un esfuerzo internacional en el que participaron los cuatro países nórdicos, además de la República Federal de Alemania, Francia, los EUA y Holanda.

En la Fig III se encuentra una representación esquemática de la instalación. Los componentes más significativos resultan la vasija, la tubería de descarga, la tobera de ensayo y los discos de ruptura, colocados al final de la tobera. El edificio de contención cumplía su papel, en este caso, aliviando la presión a través de los canales de relajación.

Al principio del ensayo se reproducían las condiciones deseadas del fluido en la vasija. El ensayo se iniciaba rompiendo de forma brusca los discos de ruptura que cerraban la salida de la tobera de ensayo. Se medían diversos parámetros en la propia vasija, en la tubería de descarga y en la tobera, mientras que el vapor liberado se descargaba a la atmósfera.

El experimento se instrumentaba hasta el máximo posible, e incluía medidores de presión absoluta y diferencial, termopares y densímetros gamma, que se combinaban mediante un sistema de adquisición y manipulación de la información, con lo que se podían determinar otros parámetros de forma indirecta.

Las toberas ensayadas tenían diámetros nominales de 200 a 500 milímetros y relaciones longitud/diámetro variaban entre 0,3 y 3,7, considerados característicos de las instalaciones reales.

Los datos obtenidos han permitido conocer con precisión la importante cuestión del flujo crítico, en las condiciones de los experimentos, y han servido para validar los códigos y modelos de cálculo de los países implicados en el programa de investigación.

EL PROGRAMA Y LA INSTALACION SEMISCALE (*)

SEMISCALE es un programa de investigación llevado a cabo en una instalación del mismo tipo, instalada en INEL (EUA). Es una de las instalaciones y de los programas más antiguos para el estudio de los aspectos termohidráulicos en estado transitorio y ha sido muy valiosa para descubrir y entender los fenómenos asociados. Un célebre experimento realizado en 1969 demostró que el agua inyectada no llegaba a los elementos calefactores a causa de la obstrucción por el vapor.

La instalación ha sufrido numerosas modificaciones hasta llegar al modelo MOD-3, utilizado en la validación del código TRAC. La instalación original consistía en una vasija con un núcleo simulado de 23 cm de longitud calentado de forma eléctrica y un solo lazo de recirculación. La siguiente generación incluyó dos circuitos, uno activo y otro simulado mediante resistencias. El MOD-1 incluía ya una va-

(*) Una descripción más completa se puede encontrar en D. J. Hanson y T. K. Larson. Nuclear Safety, 21(3):337-50 (1980), y T. K. Larson y E. A. Harsego. Nuclear Safety, 22(3): 312-27 (1981).

T II

PROGRAMAS EXPERIMENTALES Y TEORICOS SOBRE ASPECTOS TERMOHIDRAULICOS DURANTE EL LAMINADO Y ACTUACION DEL SISTEMA DE REFRIGERACION DE EMERGENCIA DE LOS REACTORES DE AGUA LIGERA (*)

País	General	Efectos dinámicos	Aspectos T-H lamin.	Comp. ECCS	Comp. combust.	TOTAL
Austria	-	-	2	-	-	2
Australia	-	-	4	-	-	4
Bélgica	-	-	1	-	-	1
Brasil	-	-	2	-	2	4
Canadá	2	-	-	-	-	2
Checoslovaquia	-	2	3	2	1	8
Dinamarca	1	-	2	-	-	3
EUA	3	2	2	6	2	15
Finlandia	-	-	3	-	-	3
Francia	9	1	7	2	2	21
Gran Bretaña	-	-	8	3	5	16
Hungría	2	-	1	1	1	5
India	4	1	5	2	3	15
Italia	3	3	17	6	6	35
Japón	-	-	4	4	2	10
Nordcorea	-	-	1	-	-	1
Noruega	1	-	-	-	1	2
Polonia	2	-	-	-	2	4
RFA	-	9	9	8	11	37
Suecia	1	-	2	2	2	7
Suiza	1	1	3	4	1	10
URSS	1	1	3	2	3	10
CEE	1	-	-	-	-	1
TOTALES	31	20	79	42	44	216

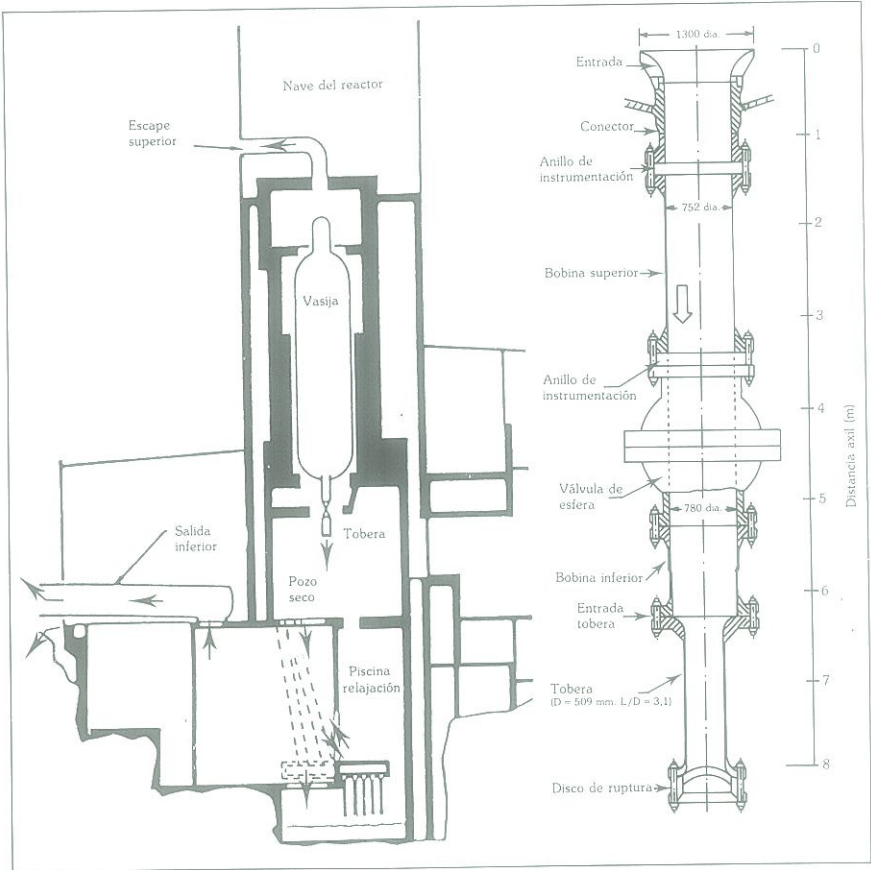
(*) Documentación elaborada a partir del documento IAEA/NSRA/1. Nuclear Safety Research Abstracts, 1 (1985).

sija con cuarenta barras simuladas de 1,68 m calentadas eléctricamente.

SEMISCALE MOD-3 (véase Fig. IV) contiene dos circuitos de refrigeración activos, uno de ellos simula tres circuitos

intactos de un PWR de cuatro lazos, mientras que el otro simula el averiado. La vasija incluye un núcleo de 3,66 m y una tubería que simula el anillo de alimentación. El núcleo incluye 24 barras calenta-

F III Los experimentos Marviken CFT. Instalación experimental y tobera de ensayo. (Tomado de Nucl. Safety 25 (4). 1984.)



das eléctricamente, de 3,66 m de longitud y 1,02 cm de diámetro, distribuidas en una configuración típica de un PWR. En condiciones estacionarias puede funcionar a 15,51 MPa y 555° K de entrada. Dispone también de inyección de emergencia

en el pleno superior y se simulan los componentes internos.

SEMSCALE MOD-3 es una maqueta 1:1705 de un reactor PWR de cuatro circuitos. Simula todos los componentes principales de tal tipo de reactores. Las altu-

ras relativas son también características de los PWR, lo que permite llevar a cabo ensayos con circulación natural. La dificultad principal de SEMISCALE reside en un pequeño tamaño, ya que pequeños errores, tales como inventarios, pueden tener una repercusión muy grande en otros parámetros, tales como la temperatura de la vaina.

El programa experimental ha incluido experimentos del laminado, llenado y re-inundación separados, así como experimentos integrales. A partir de 1980 se llevó a cabo una serie de interesantes experimentos encaminados a comprender el comportamiento del núcleo de TMI-2 durante las primeras horas que siguieron al accidente. Se simuló el transitorio acaecido, así como el efecto de gases no condensables.

Además de lo anterior, en SEMISCALE MOD-3 se han realizado series muy completas de experimentos para simular las condiciones asociadas a las pérdidas de refrigerante a pequeño caudal, con y sin bombas de recirculación, estudios de circulación natural, transitorios provocados por la pérdida de energía eléctrica, el efecto de la inyección en el pleno superior y el efecto de los distintos componentes. Muchos de estos experimentos han servido para validar TRAC y otros códigos.

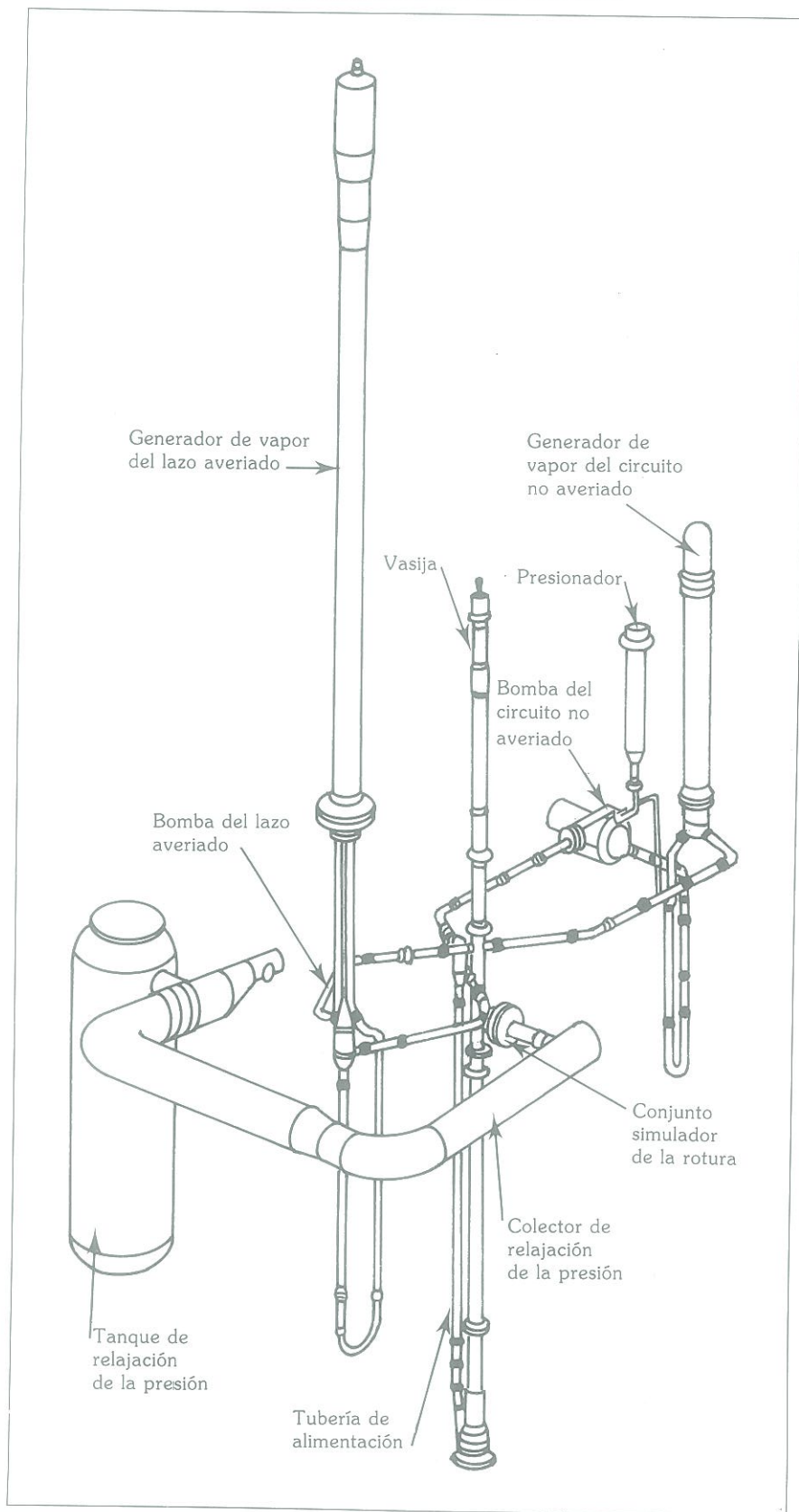
INSTALACION LOBI/MOD2 (*)

La instalación experimental integral LOBI fue diseñada originalmente para investigar el comportamiento de ACPR's, accidentes con pérdida de refrigerante, producidos por grandes roturas en reactores de agua a presión, durante las fases de laminado e inundación del plenum inferior. La nueva configuración LOBI MOD2 incluye algunos cambios para satisfacer los requisitos de simulación de ACPR's, causados por pequeñas roturas y transitorios especiales, que son los objetivos del programa de investigación actual.

La instalación está situada en el Centro de Investigación Conjunto (Joint Research Centre) de Ispra (Italia), y el programa de investigación se desarrolla en el marco de un acuerdo entre la Comisión de las Comunidades Europeas (Bruselas) y el Ministerio Federal de Investigación y Tecnología de Bonn (RFA).

La instalación experimental LOBI MOD2 es un modelo a escala 1:712 de un reactor PWR tipo KWU, de 1.300 MWe y cuatro lazos. Consta de dos lazos primarios: el lazo intacto, que representa tres lazos, y el lazo roto, que representa un lazo del reactor de referencia. Ambos son lazos activos, con una bomba de recirculación y un generador de vapor. El núcleo consta de un solo elemento con 64 barras calentadas eléctricamente, alojado en la vasija de presión, que incluye también pleno superior e inferior y espacio

F IV La instalación SEMISCALE MOD-3. (Tomado de Nucl. Safety 22 (3), 1981.)



(*) Tomado y adaptado de A. Querol, «Programas de investigación experimental sobre ACPR's» en *Análisis de accidentes en centrales nucleares de agua ligera*. Instituto de Estudios Nucleares y Departamento de Tecnología Nuclear (ETSII). Madrid, 1985.

anular. Con distintos montajes se pueden simular distintos tamaños de rotura, desde guillotina hasta pequeñas fugas situadas en varias posiciones del sistema primario. Las condiciones de operación son las normales de un PWR, aproximadamente 15,5 MPa y 290/320 °C.

El Sistema de Inyección de Alta Presión (SIAP) tiene capacidad para aportar refrigerante de emergencia tanto por la rama fría como por la caliente, de ambos lazos. Existe también un acumulador por cada lazo conectado a ambas ramas. Tanto el volumen del acumulador como la tasa de inyección del SIAP mantienen la relación 3/1 entre el lazo intacto y el roto. El Sistema de Inyección de Baja Presión (SIBP) no está representado.

El calor se extrae de los lazos primarios por el circuito secundario de refrigeración, que consta de dos condensadores y un enfriador, la bomba de agua de alimentación principal y el sistema de agua de alimentación auxiliar. Los condensadores y el enfriador simulan el sumidero de calor, que en una central real son las turbinas y condensadores. Las condiciones de operación del circuito secundario son una presión de, aproximadamente, 5,4 MPa y una temperatura del agua de alimentación de 210 °C.

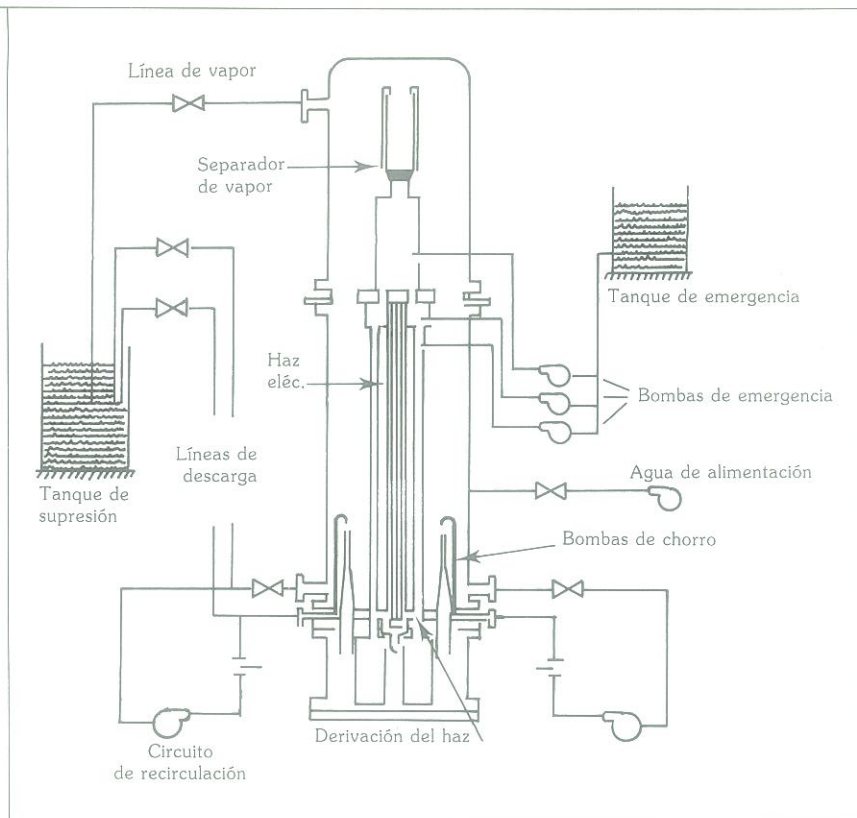
Aunque la escala volumétrica de la instalación es 1:712, la altura de los componentes y las alturas relativas entre los mismos son las reales (escala 1:1), para mantener las diferencias de presión debidas a la gravedad. La potencia eléctrica suministrada al haz de barras calentadoras mantiene el factor de escala 712 al igual que los caudales máxicos de los lazos.

Uno de los primeros experimentos de pequeñas roturas programados en la instalación LOBI/MOD2 fue propuesto como Problema Standard Internacional Número 18 (ISP-18) por el «OECD-CSNI Principal Working Group N.º 2 on Transients and Breaks» en octubre de 1982. Esta propuesta fue aprobada por el CSNI (Committee on Safety of Nuclear Installations) en su reunión anual de noviembre de 1982.

El objetivo del ISP-18 es realizar una serie de cálculos con códigos de análisis de seguridad en LWR para hacer una predicción post-test «doblemente ciega» de los resultados de un accidente con pérdida de refrigerante a causa de una pequeña rotura.

Una predicción «doblemente ciega» significa que tanto los resultados experimentales del ISP-18 como los de todos los experimentos anteriores realizados en la instalación permanecen ocultos para los participantes hasta después de la terminación de los cálculos. Esto es posible únicamente cuando se trata de una instalación nueva, como ocurre en este caso.

El Centro de Investigaciones Energéticas, Medio-Ambientales y Tecnológicas y la Universidad Politécnica de Madrid, a través de la Cátedra de Tecnología Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, suscribieron un acuerdo para participar en tal ejercicio. La participación española consistía en tra-



F V Instalación experimental TLTA. (Tomado de Nucl. Safety 23 (5). 1982.)

tar de predecir el experimento mediante RELAP5/MOD1/Cycle 19. Aunque los cálculos progresaron de forma notoria, no se pudo concluir en la fecha prevista por traslado del personal asignado y no disponer de ordenadores apropiados durante el período requerido.

EL PROGRAMA ESPECIFICO DE LOS BWR

Aunque la esencia de los fenómenos termohidráulicos es la misma para todas las subfamilias del agua ligera, las diferencias geométricas y, sobre todo, la generación de vapor en el núcleo de los reactores BWR en condiciones normales introduce peculiaridades que deben ser observadas mediante la experimentación. Seguidamente se describen las instalaciones más salientes.

La fase de laminado ha sido investigada en la instalación TLTA (Two Loop Test Apparatus), de la que se incluye un diagrama en la Fig. V. Se trata de un modelo, a presión real, de un reactor BWR con un haz combustible (tipos 7 x 7 y 8 x 8), también a escala real, calentado eléctricamente.

Las fases del llenado y remojado han sido especialmente investigadas en la instalación SSTF (Stean Sector Test Facility) (véase Fig. VI), en especial: 1) la transmisión de calor durante la fase de llenado; 2) la distribución espacial del refrigerante durante la aspersión del núcleo, y 3) los fenómenos multidimensionales originados por los canales del combustible.

La instalación SSTF es un modelo, a escala completa, de un sector de 30° de un reactor BWR, la generación de calor

se simula mediante la inyección de vapor. El sistema reproduce muy fielmente el pleno superior y las regiones del núcleo y los aspectos volumétricos del resto. El sistema de aspersión y las rejillas superior e inferior son componentes reales. Esta instalación ha sido una de las más utilizadas para verificar la versión BWR del código TRAC.

Las instalaciones japonesas ROSA III, similar a TLTA, pero con dos medios elementos combustibles, y TBL (Two Bundle Loop), con dos elementos combustibles completos, han participado también de forma notable al análisis de los transitorios termohidráulicos en los reactores BWR, ya que han servido, en cierta manera, de puente entre las instalaciones TLTA y SSTF.

No se describen aquí la larga serie de experimentos e instalaciones utilizados en el análisis de los fenómenos termohidráulicos en los recintos de contención con supresión de presión, de entre los que destaca la propia instalación a MARVIKEN, presentada en relación con el análisis del flujo crítico.

EL PROGRAMA 2D/3D

El programa 2D/3D es el más ambicioso de los establecidos hasta el momento. Se trata de un esfuerzo conjunto llevado a cabo entre Japón, la República Federal de Alemania y los EUA. Incluye una serie de instalaciones experimentales, entre las que sobresalen: CCTF (Cylindrical Core Test Facility), SCTF (Slab Core Test Facility) y la serie ROSA en Japón y PKL y UPTF (Upper Plenum Test Facility) en la República Federal. La NRC de los EUA

suministra instrumentación para la medida y análisis de los distintos parámetros y fenómenos.

CCFT y SCTF se utilizan fundamentalmente para analizar los efectos tridimensionales de la reinundación. Incluyen dos mil barras calentadas eléctricamente, si bien en configuraciones distintas (ver Fig. VII). Simulan reactores PWR de cuatro lazos, con una relación de escala, en volumen, de 1 a 21. Los experimentos llevados a cabo han servido para validar el código REFLA y otros. Los datos experimentales obtenidos hasta la fecha indican que el núcleo se refrigera bien por la mezcla de vapor y gotas de agua durante la reinundación, que la fracción de líquido arrastrado es importante, así como el flujo cruzado entre canales, lo que origina que el frente de remojado avance de forma uniforme a lo largo del canal, a pesar de las diferencias que existen en la energía residual en dirección horizontal.

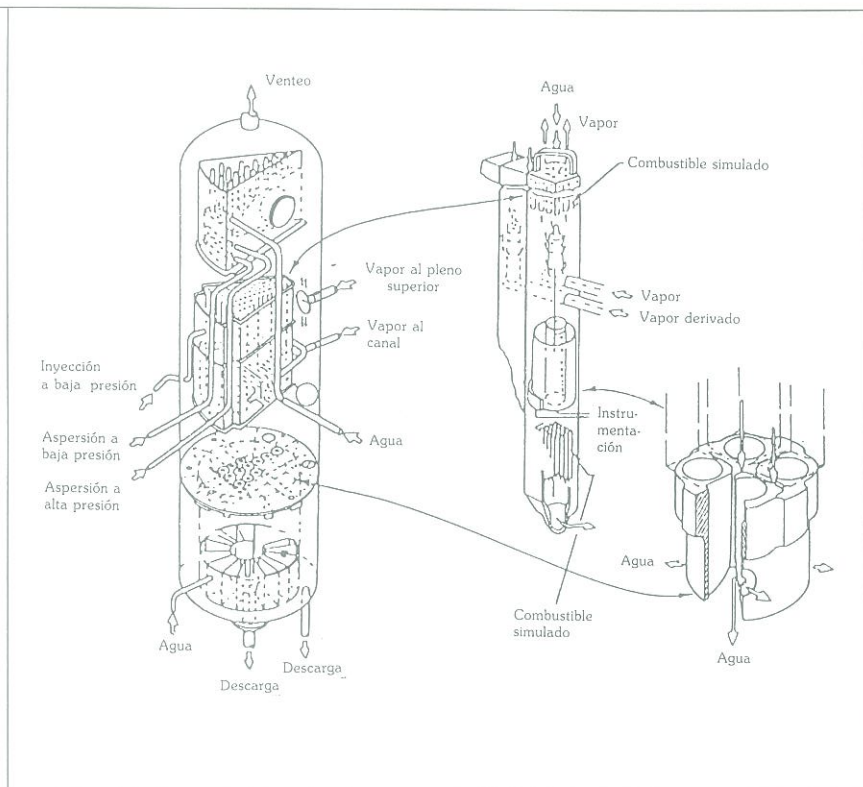
PKL simula un reactor PWR de 1.300 MWe con un factor de escala de 1 a 145, con referencia al número de barras calefactoras, las cuales simulan, a escala real, la geometría y el calor residual (ver Fig. VIII). Se simulan también, a escala 1:1, todas las elevaciones relativas y resistencias al caudal, así como las capacidades térmicas de los circuitos primarios y secundarios. En esta instalación se pretende estudiar en detalle las fases de llenado y reinundación tanto para roturas grandes como pequeñas.

UPTF es una instalación que permitirá estudiar, a escala real, los fenómenos oscilatorios ocasionados por el frente de remojado superior y por las interacciones entre el vapor y el líquido de refrigeración durante la fase de llenado en el anillo de alimentación. También servirá para estudiar, en detalle, el fenómeno de la transferencia de masa y momento entre las dos fases en contracorriente en las ramas calientes, problema de especial interés en el caso de pérdida de refrigerante a tasa reducida.

LA INVESTIGACION EN LOS PAISES DEL COMECON (*)

Las autoridades de la URSS han informado acerca de la construcción del circuito KS, en explotación durante 1985-1986, con una capacidad eléctrica de 6 MW y una presión de 11 MPa. Entre otros usos, se pretende que el circuito analice el flujo crítico de calor, así como los fenómenos de la reinundación, y sirva para validar los correspondientes códigos de cálculo.

También se ha descrito una instalación que simula, a escala 1:1000, los reactores tipo VVER, con el objetivo de llevar a cabo experimentos integrales. El simulador del núcleo consiste en un haz de siete barras de 2,5 a 3,5 m, calentadas de forma indirecta y no uniforme. La instalación puede funcionar hasta una presión de 17 MPa, el flujo de calor puede ser inicialmente de hasta 1,2 MW/m² y el diáme-



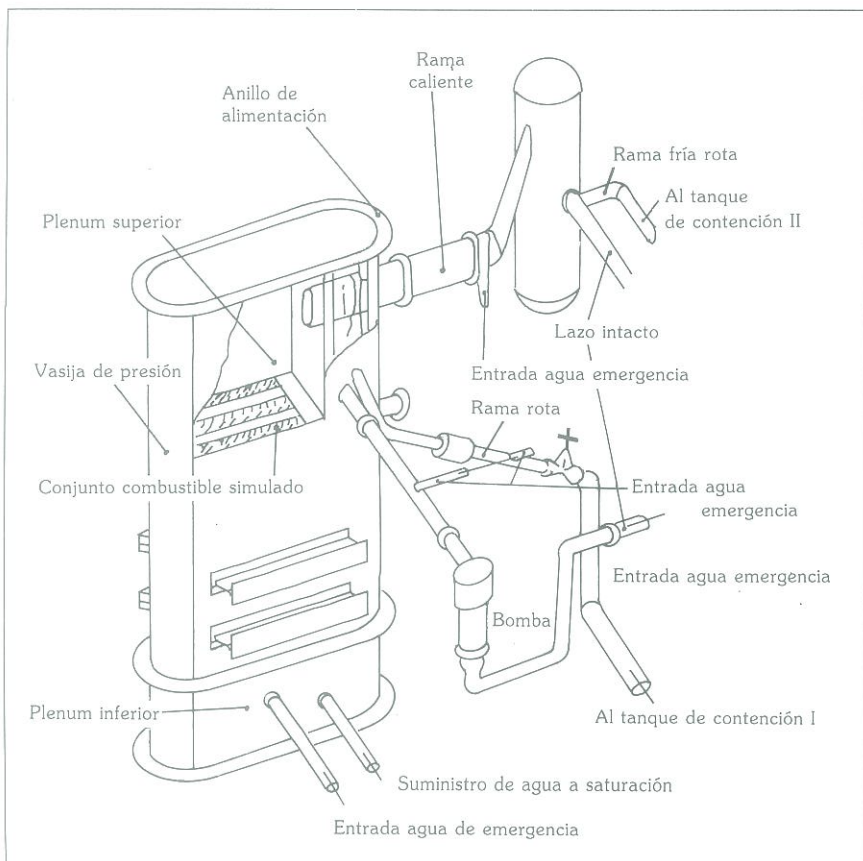
F VI Instalación experimental SSTF (Steam Sector Test Facility). (Tomado de Nucl. Safety 23 (5), 1982.)

tro de la rotura, sencilla y doble, de hasta 30 mm. Entre los códigos de cálculo que se mencionan figuran TECH-M, KANAL y TVERL.

Por su parte, Checoslovaquia ha informado acerca de una instalación experi-

mental, a pequeña escala, para analizar los efectos dinámicos de los accidentes con pérdida de refrigerante. Incluye una vasija cuya relación altura diámetro interno es 1.670/445 mm, presión 12 MPa y temperatura 300° C, con elementos cale-

F VII Representación esquemática de SCTF (Slab Core Test Facility). (Tomado de E. F. Hicken, op. cit.)



(*) Una información más detallada, y las referencias oportunas, se encuentra en IAEA/NSRA/1 (1985).

factores de 24 kW. Entre los códigos de cálculo a validar figuran LOVE, SCHOCK y BAREL. Se mencionan también distintas instalaciones, con presiones de hasta 20 MPa y potencias de caldeo de hasta Mw.

Hungría ha construido una interesante instalación, llamada PMK-NVH, sobre la que se está realizando un ejercicio de comparación de códigos bajo el patrocinio del OIEA. La instalación es un modelo a escala 1:2070 de un reactor VVER-440. Funciona a 16 MPa y 623° K. Las elevaciones de los componentes son las reales. Los seis circuitos del reactor se modelan mediante uno sólo, mientras que el roto se modela mediante las correspondientes resistencias hidráulicas.

ESFUERZO EXPERIMENTAL NECESARIO PARA VALIDAR UN PROGRAMA DE CALCULO

El objetivo final de los modelos integrados de cálculo, tales como RELAP, TRAC, FLUT, DRUFAN o CATHARE, es poder predecir los transitorios termohidráulicos que sean posibles en los reactores de agua ligera, aunque tales transitorios nunca se hayan producido. Para garantizar, hasta límites razonables, tal posibilidad, los modelos se contrastan con resultados experimentales, que cubren una amplia variedad de circunstancias, en las que se han provocado los fenómenos físicos que tendrían lugar en los casos reales.

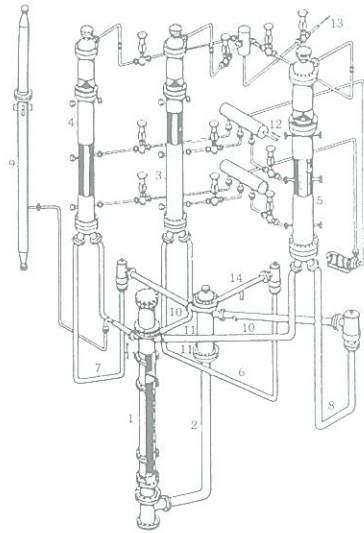
En primer lugar, se parte de los experimentos que se utilizan para modelar, de forma aislada, los distintos fenómenos que se analizan en el código. Se trata, por lo general, de pequeñas instalaciones de laboratorio, donde se estudian los fenómenos básicos relacionados, en general en este caso, con los flujos bifásicos. Entre otros fenómenos básicos se incluye la generación y crecimiento de las burbujas de vapor, la transferencia de masa y momento entre las dos fases, las correlaciones que permiten obtener el coeficiente de Newton para los distintos regímenes.

Una vez construido el modelo sobre tales bases, se comparan sus resultados con experimentos a mayor escala, que se clasifican en dos grandes grupos: *experimentos específicos*, que sirven para estudiar una sola fase del transitorio o el efecto de un determinado componente o fenómeno, y *experimentos integrales*, que se realizan en modelos a escala reducida de las instalaciones reales y suelen incluir más de una de las fases de cada transitorio.

A título ilustrativo, en la Tabla III se incluye una lista de las instalaciones experimentales utilizadas para la validación de TRAC.

J. L. Nigon, investigador del CEA francés, ha expuesto recientemente los criterios de esta institución para la verificación experimental de un código como el CATHARE. Seguidamente se transcriben sus palabras.

«... Los experimentos específicos sirven para desarrollar y cualificar las leyes



- 1. Vasija de presión
- 2. Alimentador
- 3. Generador de vapor 1 (lazo roto)
- 4. Generador de vapor 2 (lazo intacto)
- 5. Generador de vapor 3 (lazo doble)
- 6. Sello de la bomba 1
- 7. Sello de la bomba 2
- 8. Sello de la bomba 3
- 9. Presionador
- 10. Inyección en rama fría
- 11. Inyección en rama caliente
- 12. Aportación de agua al secundario
- 13. Descarga de vapor del secundario
- 14. Rotura en rama fría

F VIII La instalación PKL modificada para experimentos con pérdida a tasa reducida. (Tomado de Nucl. Safety. 23 (2), 1982.)

T III
INSTALACIONES EXPERIMENTALES UTILIZADAS PARA VALIDAR TRAC (*)

Instalación	Propietario	Tamaño	Fenómeno y fase accidental	Características
1. Semiscale/Mod-1	INEL (EUA)	Pequeño	Efecto de los sistemas en todas las fases	Dos circuitos, uno activo, otro primario
2. Semiscale/Mod-2	INEL (EUA)	Pequeño	Efecto de los sistemas en todas las fases	Dos circuitos, núcleo de longitud completa, inyección superior
3. LOBI	CEE Ispra (Italia)	Pequeño	Efectos de los sistemas durante laminado y llenado	Dos circuitos activos, núcleo de longitud total
4. FLECH	Westinghouse (EUA)	Pequeño	Efectos separados durante la reinundación	Conjunto combustible de longitud total
5. FLECH-SEASET	Westinghouse EUA	Pequeño	Efectos separados y sísmicos durante la reinundación	Como FLECH, con un circuito con bomba
6. THTF	ORNL (EUA)	Pequeño	Transmisión de calor durante el laminado	Conjunto combustible de longitud total
7. PBT	CISE (Italia AWRE (RU)	Pequeño	Efectos separados en tuberías durante el laminado	Posibilidad de calentar las tuberías
8. T-CHF-T	AWRE (RU)	Pequeño	Curva de ebullición y flujo crítico de calor	Posibilidad de calentar las tuberías
9. LOFT	INEL (EUA)	Intermedio	Efectos de los sistemas en todas las fases	Dos circuitos, activo y pasivo y combustible nuclear
10. PKL	GRS (RFA)	Intermedio	Efectos separados durante llenado y reinundación	Núcleo de longitud normal de 340 barras y tres circuitos
11. CCFT	JAERI (Japón)	Intermedio	Efectos separados durante llenado y reinundación	Núcleo cilíndrico de 2.000 barras de longitud total
12. DOWNCOMER TEST	BCL (EUA) CREARE INC (EUA)	Intermedio	Efectos separados durante el llenado	Anillo de alimentación y pleno inferior con vapor externo
13. MARVIKEN III	STUDSVIK (Suecia)	Grande	Caudal crítico durante el laminado	Vasija de tamaño real
14. SCTF	JAERI (Japón)	Grande	Efectos separados durante el llenado y la reinundación	Núcleo a escala real, en forma de losa, con efectos axiales y radiales
15. UPTF	GRS (RFA)	Grande	Efectos separados durante el llenado y reinundación	Anillo de alimentación y pleno superior con componentes internos a escala real

(*) Tomado de J. C. Vigil y R. J. Pryor. Los Alamos Science 2.2:(37-47).

físicas; por otro lado, los experimentos integrales sirven para la verificación global. Los experimentos integrales no deben usarse para ajustar correlaciones, sólo para identificar las áreas a mejorar.»

De acuerdo con el principio anterior, la verificación de CATHARE se ha efectuado en unas veinte instalaciones experimentales distintas, que van desde algunas muy simples, como EVA, que es un modelo 1/3 de una bomba, hasta otras muy complejas, como PERICLES, que incluye 357 barras calentadas eléctricamente. En la Tabla IV se incluye un resumen tomado del documento reseñado.

Una instalación de particular interés es PHEBUS. Se trata de un reactor de investigación de 60 MW y de un circuito de ensayos que pasa por el eje vertical del núcleo y que puede albergar hasta 29 varillas PWR del modelo 17 x 17. Se comprende que el fin primordial del PHEBUS sea el análisis del comportamiento del combustible, en especial durante el remojado. Una vez completado el problema termohidráulico, el programa experimental comenzó a contemplar el estudio del combustible deteriorado.

CONCLUSIONES

La exposición anterior se puede resumir en las conclusiones que siguen:

Ha existido una intensa labor experimental y teórica, en la que han contribuido de forma notable los países exportadores de tecnología nuclear y algunos de los importadores más cualificados. Esta labor ha permitido descubrir, analizar y cuantificar los fenómenos más significativos asociados a los transitorios que se producen cuando se pierde el refrigerante en los reactores de agua ligera. La mayor parte de los experimentos se han realizado en instalaciones pequeñas o intermedias, aunque también se han realizado experimentos parciales a escala real.

Aunque muchos de los fenómenos ya se conocen de forma suficiente, la labor de investigación continúa a fin de investigar sobre situaciones peculiares o para tener en cuenta efectos y fenómenos locales. De forma muy significativa, en los países más avanzados se investiga en instalaciones a gran escala, que incluyen efectos dimensionales.

Como resultado del programa investigador ya realizado, y en marcha, ha sido posible desarrollar y validar una colección muy valiosa de herramientas informáticas, que reproducen de forma muy fiel los resultados de los experimentos.

Aunque en España exista un conjunto razonable de expertos en la materia que están contribuyendo de forma notable, por ejemplo, en el proyecto internacional LOFT-OECD; sin embargo, no es fácil encontrar en la bibliografía referencias a instalaciones y programas nacionales de investigación de naturaleza termohidráulica aplicada a reactores de agua ligera. Una situación como ésta debería ser corregida hasta alcanzar el nivel que requiere el programa nuclear español.

T IV

RELACION DE EXPERIMENTOS UTILIZADOS PARA VALIDAR CATHARE (*)

A. Experimentos para desarrollar y validar la transferencia de momento entre fases

Nombre	Características intervalo de parámetros	Comentarios
MOBY DICK	Tubo vertical a 0,2 MPa	Aire-agua (factor de fricción)
SUPER MOBY DICK	Tubos horizontales y verticales con presiones de 2 a 12 MPa	Vapor-agua (factor de fricción)
DADINE	Tubos verticales calentados a baja presión	Factor de fricción (flujo anular)
REBECA	Toberas y diafragmas a elevada velocidad	Factor de fricción (flujo en niebla)

B. Experimentos para desarrollar y validar la transferencia de masa entre fases. Flujo crítico

Nombre	Características intervalo de parámetros	Comentarios
MOBY DICK	Tubo vertical	Caudal crítico
SUPER MOBY DICK	Tubo horizontal	Caudal crítico
MARVIKEN CFT	Toberas cortas y bajas	Análisis de la relación L/D

C. Experimentos para desarrollar y validar las correcciones para la transmisión de calor pared-fluido

Nombre	Características intervalo de parámetros	Comentarios
OMEGA	Sección tubular O 12 cm L = 3,65 m. Sección nuclear, haz de 36 barras de 3,65 m con simulación coseno	Simulaciones de condiciones del PWR
ERSEC	Sección tubular O 12 cm L de la 3,3 m flujo de calor, simulación de distintos tipos de elementos, diferentes caudales, presiones y flujos caloríficos	Influencia de distintos parámetros y geometrías
PATRICIA	Generador de vapor a escala completa (51 tubos)	Transferencia de calor en la condensación

D. Experimentos para estudiar y validar el laminado

Nombre	Características intervalo de parámetros	Comentarios
CANON Y SUPER CANON	Tubo horizontal de 4 m ó 10 cm presión hasta 15,5 MPa y distintas roturas	Cualificación de la descarga en distintas condiciones de presión y geometría
VERTICAL CANON	Tubo vertical de 4 m ó 10 cm 15,5 MPa y distintas roturas	
TAPIOCA	Tubo de 2,5 m ó 30 cm a 15 MPa y distintas roturas	

E. Experimentos para estudiar y validar la reinundación

Nombre	Características intervalo de parámetros	Comentarios
PERICLES	357 barras de geometría 17 x 17 con simulación coseno y radial no uniforme	Reinundación en distintas condiciones y efectos bidimensionales

F. Experimentos para analizar y validar el efecto de componentes

Nombre	Características intervalo de parámetros	Comentarios
PIERO	Simulación del pleno inferior	
SEROPS I SEROPS II	Simulación del pleno superior a escala real	
EPOPEE	Modelo a escala 1:10 de bombas 93D a 32.000 RPM	Simulación del bloqueo
EVA	Modelo de escala 1:3 de bombas 93D	Presión de descarga y par en condiciones degradadas
PATRICIA	Generador de vapor a escala completa, modelo 51S6, nueve canales	Transmisión de calor y comportamiento del secundario
EPIS I	Modelo a escala 1:11 de la zona de inyección	Transferencia de momento
EPIS II	Modelo a escala 1:25 de la zona de inyección	Tipo de caudal en la zona

(*) Tomado de J. L. Nigon, en *Safety of Thermal Water Reactor*, CEE, 1984.