

EL COMPORTAMIENTO DE LOS PRODUCTOS DE FISION EN EL PROYECTO OCDE-LOFT

Agustín ALONSO, Julio BLANCO, José A. ESTEBAN, José LOPEZ y Javier RIVERO.

INTRODUCCION

Para alcanzar la atmósfera exterior desde su posición de origen, las especies radiactivas, producto de las reacciones de fisión, tendrían que difundir a través de la matriz del combustible y atravesar las siguientes barreras de forma secuencial: vaina, barrera de presión y recinto de contención. En un accidente con pérdida de refrigerante la segunda pierde su integridad y, dependiendo de la posterior actuación de las salvaguardias incorporadas, en especial el sistema de refrigeración de emergencia, las otras podrán o no perder también su integridad.

Si a causa de un desequilibrio entre la fuente y el sumidero de calor se diesen las condiciones suficientes para que se produjese la rotura de todas o parte de las vainas, se produciría, en primer término, la liberación de parte de los productos de fisión acumulados en el huelgo que existe entre combustible y vaina. Si el combustible experimentase recalentamiento habría nuevas aportaciones provenientes de los fenómenos de difusión dentro de la pastilla, con transporte de productos desde la matriz del combustible hasta el exterior. Si la degradación del núcleo continuase hasta llegar a fundir, escurriendo sobre partes intactas de las varillas, como la cera de una vela, habría un nuevo incremento en la liberación de las especies radiactivas. Además, el núcleo se deterioraría de forma catastrófica y se produciría el derrumbamiento masivo de las estructuras inferiores.

Una vez que los productos de fisión se liberasen del combustible, evolucionarían en una atmósfera, generalmente de vapor y posiblemente de hidrógeno, a lo largo de la vasija del reactor y las tuberías del sistema primario, hasta alcanzar la rotura por donde con anterioridad se había descargado el refrigerante. En el caso de que el combustible fundido perforase la vasija, cualquier escape adicional pasaría directamente a la atmósfera del recinto de contención.

Los fenómenos físicos antes comentados no tienen una fácil modelación matemática. Las variables que intervienen tienen un comportamiento muy complejo y hay que tener en cuenta la continua interacción entre los procesos termohidráulicos, químicos y químico-físicos que intervienen en la liberación y transporte de productos de fisión. Todo ello forma parte de una problemática aún no resuelta, aparte de que se acumularían en los análisis una gran cantidad de incertidumbres.

La serie de experimentos LOFT-OCDE no podía dejar de contener alguno en el que pudiera obtenerse información sobre

estos procesos. Al ser experiencias realizadas con combustible nuclear en irradiación, aparecerán gran cantidad de productos de fisión en el combustible que, al ser liberados, actuarán como trazadores de su propio comportamiento en relación con las barreras de contención.

Se han llevado a cabo dos experimentos que simulan dos situaciones graves en reactores de agua a presión.

El experimento LP-FP-1 pretendió simular una gran rotura, degenerando las condiciones de refrigeración del núcleo hasta alcanzar rotura de las vainas, liberándose, por ello, una cantidad significativa de actividad al exterior. Posteriormente el núcleo fue inundado mediante la actuación del sistema de refrigeración de emergencia, que para este experimento simuló el de las centrales alemanas KWU, llevando el núcleo a una situación segura.

El experimento LP-FP-2 simuló una rotura pequeña, parecida a la llamada secuencia V en los análisis de riesgos, pero que condujo a un descubrimiento progresivo del núcleo, rotura de las vainas e incluso fusión de parte del núcleo, al alcanzarse en el elemento central temperaturas superiores a 2.100° K durante varios minutos. También se controló la situación reinundando el núcleo posteriormente.

En el apartado segundo se hará una breve descripción de los códigos de cálculo utilizados para los análisis del comportamiento de los productos de fisión en ambos experimentos. El apartado tercero contendrá una somera descripción de las secuencias accidentales FP-1 y FP-2, los valores experimentales de las principales variables, así como los primeros resultados obtenidos con los códigos de cálculo. De la comparación entre datos experimentales y resultados teóricos se deducirán conclusiones y alternativas de mejora de los resultados para futuros cálculos. El apartado cuarto hará mención al llamado Programa ampliado del Proyecto LOFT, que incorpora novedades con respecto a lo ya realizado, sobre todo en lo referente a técnicas y datos de medición en el combustible deteriorado. Finalmente, se resaltarán algunas conclusiones y se indicará parte de la bibliografía necesaria para encontrar más detalle sobre los temas expuestos.

CODIGOS DE CALCULO

Para hacer frente al problema de reproducir con códigos de cálculo los resultados experimentales se necesitan códigos avanzados («best-estimate»), muchos de los cuales no pueden adquirirse en los

bancos de suministro de códigos públicos. En este artículo nos centraremos especialmente en los códigos de análisis de productos de fisión, ya que los termohidráulicos son objeto de mención en otro artículo de este número.

En las Figs. I y II se puede ver la secuencia de códigos utilizados para los análisis de los experimentos FP-1 y FP-2 respectivamente. En estos diagramas se incluyen los códigos termohidráulicos (TRAC, RELAP, FRAP) junto con los relativos a productos de fisión, así como las interacciones entre ellos.

El análisis termohidráulico de la secuencia experimental FP-1 se realiza con el código TRAC-PF1/MOD-1. Los resultados más importantes de este análisis son las temperaturas del combustible y refrigerante y los caudales en las diferentes zonas del sistema. Los códigos FRAP-

CON-2 y FRAP-T6 analizan el comportamiento térmico, mecánico y la acumulación de productos de fisión en el huelgo de la barra más crítica del núcleo en los estados estacionario y transitorio respectivamente. Este último se estudia con la opción FAST-GRASS, considerada como la más realista de todas las que incorpora.

Una vez estimadas las variables termodinámicas del combustible y refrigerante, así como el momento más probable de la rotura de las vainas (estimado mediante el código FRAP-T6 en función de criterios mecánicos y térmicos), los productos de fisión acumulados en el huelgo serán susceptibles de escapar al refrigerante en una proporción que se estima con el modelo difusional de Lorenz. Este modelo se aplica a los isótopos de yodo y cesio solamente. Se dispone así de la fracción de productos de fisión que escapan al refrigeran-

te respecto del inventario en el combustible. Este inventario será función de la historia de irradiación y quemado, así como de las características propias del combustible. El cálculo de inventarios se hace con el código ORIGEN-2.

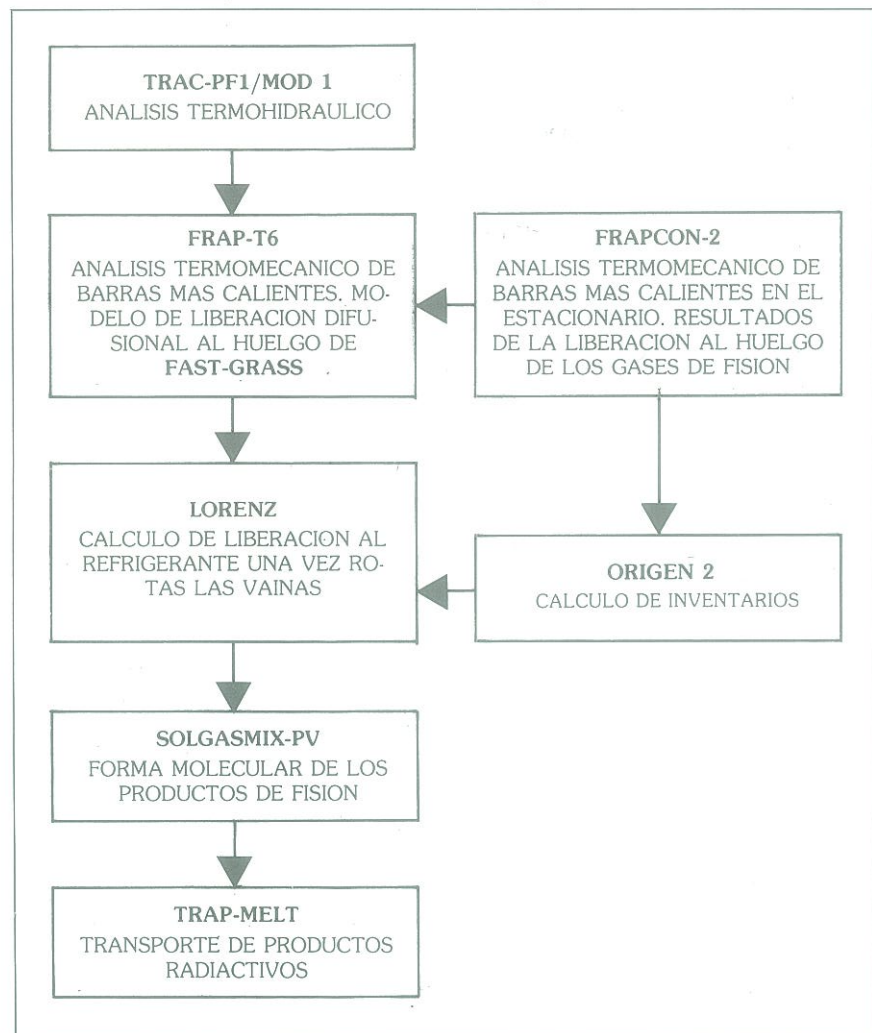
De aquella manera se conoce la cantidad de yodo y cesio que llega al refrigerante; pero no se sabe todavía en qué forma química. Dependiendo de las características del ambiente en el que evolucionan se convertirán en unas especies u otras. Así, por ejemplo, el yodo y cesio que podían convivir en forma molecular en las condiciones termodinámicas del combustible, tienen una probabilidad de combinarse al cambiar de escenario y llegar al refrigerante, formando yoduro de cesio. La forma molecular de las especies químicas que contienen productos de fisión se calcula con el código SOLGASMIX-PV.

Finalmente, las especies químicas radiactivas se transportarán en el sistema reactor-refrigerante a lo largo de las tuberías hasta la rotura, quedándose retenidas parte de ellas en las superficies del sistema. Estos fenómenos de transporte y retención en el sistema reactor-refrigerante se simulan con el código TRAP-MELT.

El esquema de utilización de códigos para el experimento FP-2 es más complejo al serlo también el experimento. En éste, la diferencia fundamental reside en la mayor degradación que sufre el núcleo antes de que se le inunde definitivamente. Mientras que en el experimento FP-1 solamente se liberan aquellos contaminantes más volátiles, en el FP-2 la liberación continúa después de rotas las vainas, por difusión desde el combustible, y en el proceso de fusión y fragmentación de parte del núcleo.

El código termohidráulico básico que se utiliza es el RELAP-5/MOD-2. Cuando se degenera el núcleo del reactor después de su descubrimiento, se pueden producir bloqueos de los canales y cambio de la geometría del núcleo. Estos fenómenos, íntimamente ligados con los de transmisión de calor, se modelan con el código SCDAP. El resto de los códigos que se utilizan en la simulación de este experimento son los mismos que los utilizados en la simulación del FP-1, salvo los códigos TIGER y CORSOR-ORNL. Estos dos códigos analizan fundamentalmente los mismos fenómenos, que son los referidos a la liberación de productos de fisión desde el combustible durante las fases del accidente posteriores a la rotura de las vainas, según las tasas de liberación del NUREG-0772. Los dos códigos se diferencian en la forma de calcular las liberaciones; y, sobre todo, en que CORSOR cal-

F I Secuencia de códigos utilizados en la simulación de experimento de rotura de vainas LP-FP-1.



Mayor seguridad...

CABLES RADIFLAM PIRELLI EN EL SECTOR NUCLEAR

La seguridad conjunta del todo de una Central Nuclear depende de la fiabilidad, duración y seguridad de los componentes.

Los cables eléctricos RADIFLAM PIRELLI para el sector nuclear, elaborados con materiales cualificados y contruados con técnicas sofisticadas, son fruto de una selección de avanzadas investigaciones y experiencias científicas.

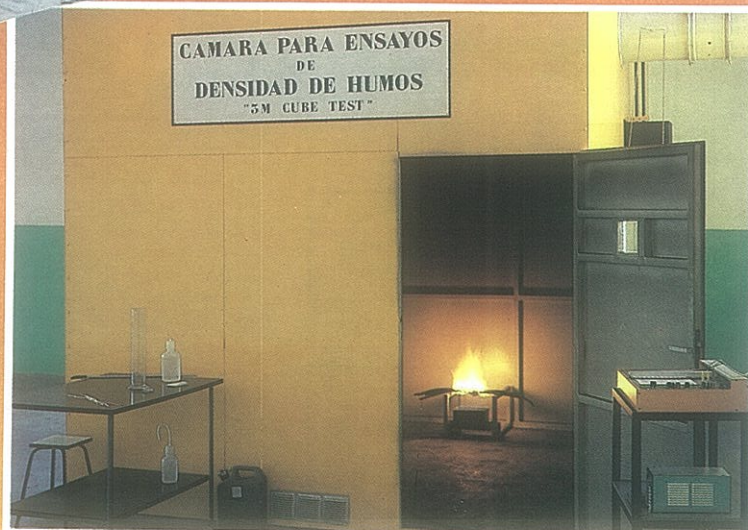
Los cables tipo RADIFLAM PIRELLI superan por eficiencia y seguridad todas las más rigurosas normativas y prescripciones existentes.

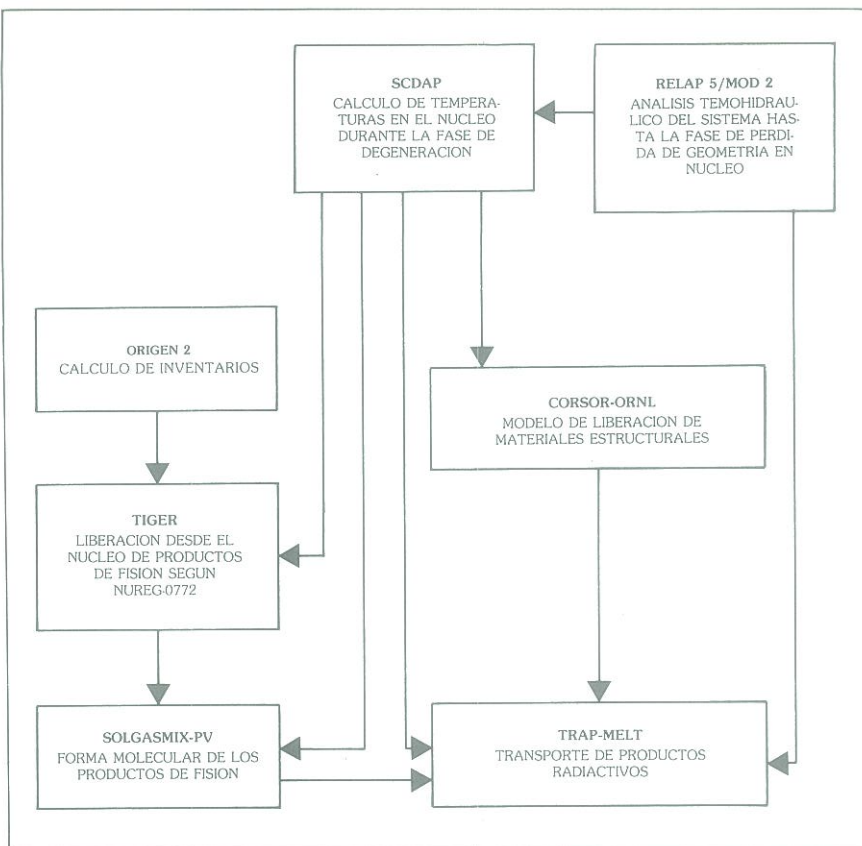
Incorporación de material tipo AFUMEX (desprovisto de halógenos y con muy escaso volumen de humos al arder) a los cables con destino a Central Nuclear.

PIRELLI

Cables Pirelli s.a.

Rambla Pirelli, 2 - Tel. (93) 815 00 00 Telex 52349
RSTU E - Telecopiadora (93) 8150111 Apartado 1
VILANOVA I LA GELTRU (Barcelona)





F II Secuencia de códigos utilizados en la simulación del experimento de fusión del elemento central LP-FP-2.

cula adicionalmente las tasas de liberación de materiales estructurales. Se piensa introducir un modelo más avanzado en este código a partir de la bibliografía existente.

Los códigos TIGER y CORCOR son códigos basados en modelos semiempíricos y, por tanto, no son mecanicistas. La problemática de la liberación de los productos de fisión y generación de aerosoles radiactivos es muy compleja y presenta una interrelación entre fenómenos químicos y termohidráulicos. Por ello, se emplean algoritmos sencillos ajustados experimentalmente, agrupando así gran cantidad de incertidumbres cuando son aplicados a situaciones diferentes de las experimentales.

RESULTADOS PRELIMINARES

EXPERIMENTO FP-1

Las condiciones termohidráulicas que sirven de contorno al experimento son las de una gran rotura en guillotina de la rama fría, con retardo en la inyección, que se realiza en las ramas caliente y fría como en los reactores alemanes KWU. Este retardo de tiempo es el suficiente para producir la rotura de vainas, pero sin llegar a degenerar gravemente el núcleo. Se han estudiado los fenómenos más importantes que tienen lugar en el experimento y se han realizado los cálculos preliminares con el paquete de códigos disponible. Un fenómeno detectado, y no contemplado en los códigos, es la lixiviación que sufren los productos de fisión en el agua al agrietarse el combustible cuando

se produce la reinundación definitiva de las barras.

En este experimento no se considera apreciable la presencia de hidrógeno en el refrigerante, pues no se produce una oxidación importante del zircaloy. El refrigerante se encuentra en estado líquido y vapor. En las condiciones termohidráulicas presentes durante el experimento, los productos de fisión se recombinan dando lugar a compuestos tales como ICs, CsOH, $\text{Cs}_2(\text{OH})_2$ y Cs_2TeO_3 , entre los más significativos.

En el núcleo, todas las especies se encuentran en estado gaseoso, mientras que en el pleno superior y en otros componentes del reactor, donde la temperatura es inferior, prácticamente todas las especies se encuentran en estado líquido. El transporte de los productos de fisión a lo largo del sistema reactor-refrigerante es otro de los fenómenos que presenta mayor incertidumbre y donde se tiene que realizar mayor esfuerzo. Los fenómenos de recombinación química, gravitacionales, de turbulencia en el sistema y el efecto del calor de desintegración de los productos de fisión retenidos en las paredes son, entre otros, los fenómenos relevantes que serán objeto de estudio en el análisis del experimento.

EXPERIMENTO FP-2

El objetivo principal de este experimento es evaluar la liberación, transporte y precipitación de productos de fisión durante las primeras fases de un accidente con descubrimiento total y fusión parcial del núcleo. Las condiciones termohidráulicas

se basan en las determinadas por una secuencia V, en la terminología del informe WASH-1400, en la que fallan las válvulas de aislamiento de la línea de inyección de baja presión y el sistema de refrigeración de baja presión se retrasa permitiendo la rotura de las vainas, fusión de las barras de control y reubicación del combustible.

El sistema de medida de productos de fisión ha sido diseñado y fabricado para la detección e identificación de isótopos radiactivos en el sistema refrigerante primario, línea de inyección de baja presión y tanque de supresión. Los subsistemas de medida consisten en líneas de muestreo para vapor y aerosoles, un sistema de filtros para aerosoles en el sistema de inyección de baja presión, dispositivos de sedimentación, espectrómetros gamma y un detector gamma total.

Se han realizado cálculos sobre el inventario de productos de fisión, fracciones de liberación desde el combustible en las diferentes fases del accidente, recombinación química de los productos liberados y transporte en el reactor y en el sistema primario. Estos cálculos son preliminares y se está realizando la comparación con los resultados de las mediciones.

Se piensa seguir dos caminos distintos para realizar los cálculos definitivos del comportamiento de los productos de fisión en el experimento FP-2. Por una parte, se tomarán los datos termohidráulicos necesarios, resultados de los códigos RELAP y SCDAP, como entradas por los cálculos de productos de fisión. Una segunda metodología consistirá en tomar directamente las variables termohidráulicas medidas experimentalmente. La segunda serie de cálculos permitirá evaluar los resultados eliminando las incertidumbres que se derivan de cálculo termohidráulico y de su acoplamiento con el de productos de fisión.

En este experimento se pueden observar muchos fenómenos importantes. Uno de ellos es la generación de hidrógeno por la reacción metal-agua en las vainas de las barras combustibles. Es importante también conocer el modo de interacción química y física del hidrógeno generado con los productos de fisión que se escapan del combustible. La generación de aerosoles, que luego serán portadores de los productos de fisión menos volátiles al fundirse las barras de control, es otro de los fenómenos de mayor importancia en la determinación del término fuente que aparece en la contención. Otros fenómenos importantes en el experimento FP-2 son: la evaluación de los escapes de radionucleidos durante las fases de un accidente con daño catastrófico al núcleo, la forma físico-química de los productos liberados,

la distribución geométrica de la masa fundida dentro del núcleo y su capacidad para retener productos de fisión, la distribución espacial de las fuentes de calor en el interior de la vasija y del sistema reactor-refrigerante y los fenómenos de transporte de aerosoles y especies vaporizadas en ambientes de vapor de agua.

PROGRAMA AMPLIADO

Los resultados de los experimentos FP-1 y, sobre todo, FP-2, en los que hubo destrucción de los elementos combustibles experimentales, indicaron claramente la importancia de estudiar con mayor profundidad el estado del combustible después del experimento, con el objetivo de conocer con mayor precisión el comportamiento de las especies radiactivas de fisión en el interior de la matriz del combustible, así como el comportamiento del propio combustible y de la vaina, junto con sus interacciones mutuas.

A tal fin, se propuso la ampliación del Proyecto LOFT-OCDE en la que se incluirán exámenes, tanto destructivos como no destructivos, del combustible dañado en el experimento FP-2. Los exámenes no destructivos incluirán la neutrografía del conjunto combustible y la construcción de imágenes tridimensionales de la estructura del combustible a partir de tales neu-

trografías. Los ensayos no destructivos supondrán la fabricación de muestras del combustible seccionado, que serán analizadas por procedimientos metalográficos y químicos.

Las partes del Acuerdo, incluyendo España, han aceptado la propuesta, lo que supone la continuación del proyecto durante otros tres años. Los resultados que se obtengan serán de gran interés para conocer en detalle el comportamiento químico y físico-químico de los nucleidos radiactivos durante el recalentamiento del combustible. También servirá para conocer con mayor precisión la disgregación térmica del combustible y su comportamiento cinético, así como el de la propia vaina.

CONCLUSIONES

Los experimentos sobre productos de fisión de la serie OCDE-LOFT proporcionarán abundante información sobre dos aspectos básicos de la problemática del término fuente: los escapes de radionucleidos desde el combustible y su transporte a lo largo del sistema reactor-refrigerante. Las incertidumbres asociadas a la evaluación de estos fenómenos son grandes y abundantes. Se podrán obtener datos

que, tratados y analizados convenientemente, harán que mejore el conocimiento y el desarrollo de herramientas de cálculo para analizar accidentes con daño catastrófico al núcleo del reactor.

La contaminación del refrigerante después de romperse las vainas es la cuestión primordial en el experimento FP-1. El experimento FP-2 va mucho más lejos y simula la contaminación del sistema, después de un accidente con fusión parcial del núcleo y escape masivo de productos de fisión desde el combustible.

El conocimiento adecuado del comportamiento de las centrales nucleares ante un accidente grave con daño catastrófico al núcleo del reactor, permitirá la evaluación realista de la seguridad de las instalaciones, así como el conocimiento de los medios más adecuados para prever y, en todo caso, mitigar las consecuencias de estos accidentes.

AGRADECIMIENTO

Los autores desean agradecer el estímulo recibido del Presidente del Comité de Dirección del Proyecto OCDE-LOFT-ESPAÑA. También agradecen la ayuda prestada por el Director del Proyecto y por todos y cada uno de los miembros de los Grupos de Trabajo correspondientes.

(Viene de la página 28)

2. Comprensión de las causas y de los fenómenos asociados.
3. Diseño del experimento.
4. Simulación analítica, lo que requiere:
 - herramientas adecuadas
 - generación de datos y
 - capacidad de cálculo y análisis.
5. Realización del experimento.
6. Interpretación de los resultados experimentales.
7. Refinamiento de las herramientas analíticas.

La participación en el proyecto LOFT de la OCDE, sin cubrir todos los puntos anteriores, ha supuesto unas aportaciones importantes que conviene señalar:

1. Se dispone de las herramientas de cálculo más avanzadas del momento y que serán la base futura de los análisis de seguridad para licenciamiento.
2. Se ha formado un grupo de expertos capaces de utilizarlas adecuadamente.
3. Se ha profundizado en el conocimiento de los fenómenos que tienen lugar en los transitorios y accidentes de las centrales PWR, adquiriéndose una sensibilidad mayor sobre qué modelos deben utilizarse, en cada caso, para la simulación.
4. Se han identificado las deficiencias y carencias de los códigos en uso.
5. Ha supuesto un diálogo fructífero con la comunidad científica internacional

que se mantiene y permite seguir avanzando en el conocimiento de estos y de otros temas de interés.

RECONOCIMIENTOS

La labor recogida en este artículo es de los firmantes y de las personas siguientes:

Javier Barbero, Joaquín Belón, Raquel Bernard, Julio Blanco, César de la Cal, Joaquín Cruces, Santiago Enciso, Andrés Galicia, Antonio García Olivares, Federico González Oliveros, Alfredo Lantarón, Enrique Larrea, Arturo López, José López Jiménez, María Fernanda Lozano, Rafael Martínez Fanegas, Juan C. Martínez-Murillo, Rafael Mendizábal, José. L. Mora, Pablo Moreno, Manuel Novo, Javier Núñez, Francisco Olivar, Julio Pérez, Jesús Prieto, Francesc Reventós, Javier Rivero, Ricardo Salve, Juan J. Sánchez Miró, Miguel A. Serna, Luis Serrano, Pedro Serrano y Javier Zarzuela que, por razones obvias, no figuran como autores.

REFERENCIAS

1. V. H. Ransom y otros. *RELAP-5/MOD-1 Code Manual, Vol. 1 y 2*. NU-

- REG/CR-1826, EGG-2070, November 1980.
2. V. H. Ransom y otros. *RELAP-5/MOD-2 Code Manual, Vol. 1 and 2*. NUREG/CR-4312, EGG-2396, December 1985.
3. D. R. Liles y otros. *TRAC-PD2. An Advanced Best Estimate Computer Program for PWR Loss of Coolant Accident Analysis*. NUREG/CR-2054, LA-8709-MS, April 1981.
4. L. J. Siefken y otros. *FRAP-T6: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods*. NUREG/CR-2148, EGG-2104, May 1981.
5. D. R. Liles y otros. *TRAC-PF1/MOD-1 An Advanced Best Estimate Computer Program for PWR Thermal Hydraulic Analysis*. NUREG/CR-3858, LA-10157, May 1984.
6. G. A. Berna y otros. *Draft Preliminary Report for Comment. SCDAP/MOD-1. Theory and Models*. FIN A6360, January 1985.
7. M. A. Serna y otros. *Cálculos finales del experimento LP-FW-1*. FW-86-001, enero 1986.
8. L. Rebollo y otros. *Análisis del experimento LP-SB-3 y su simulación con RELAP-5/MOD-1 c. 18 (INEL)*. S3-86-002, mayo 1986.
9. J. Blanco y otros. *Análisis del experimento LP-02-6 con TRAC-PD2/MOD-1*. L2-86-001, septiembre 1986.
10. J. J. Peña. *Postexperiment Analysis of the Experiment LP-02-6*, May 1985.