



Francisco MARTÍN-FUERTES es Ingeniero Industrial (Técnicas Energéticas, 1990) por la ETSII de Madrid. Durante 6 meses trabajó en el Área de Diseño Termohidráulico de ENUSA para recargas de núcleos PWR. En 1991 ingresó en el Grupo de Análisis de Accidentes Severos de la Cátedra de Tecnología Nuclear, dirigido por el Prof. A. Alonso, donde ha colaborado en diversos proyectos de investigación para el Consejo de Seguridad Nuclear, Comisión de las Comunidades Europeas y empresas del sector eléctrico. Actualmente es Profesor Asociado en el Departamento de Ingeniería Nuclear (ETSIIIM).

APLICACIÓN DEL CODIGO MELCOR AL CALCULO DE UNA SECUENCIA TMLB⁽¹⁾ EN UN PWR CON CIRCULACION NATURAL DENTRO DE VASIJA ⁽¹⁾

F. MARTÍN - FUERTES

INTRODUCCIÓN

El empleo del ordenador en el análisis de los fenómenos involucrados en los accidentes severos es un elemento de juicio adicional para la obtención de conclusiones y la toma de decisiones en Seguridad Nuclear.

Actualmente, los programas de ordenador que se utilizan para simular tales fenómenos suelen clasificarse en dos grupos: códigos de detalle y códigos de análisis integral de secuencias. La característica que sirve para discriminar a ambos grupos es el compromiso entre la exactitud y aproximación de los modelos constituyentes y el tiempo de ordenador requerido por dichos modelos. La filosofía de diseño en ambos casos es clara:

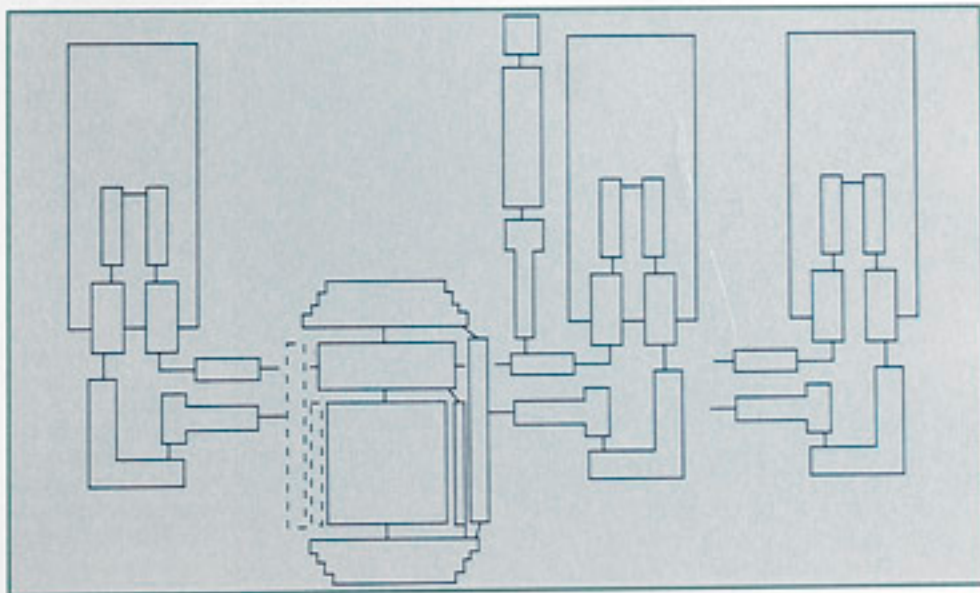
- Los códigos de detalle, como el caso de SCDAP/RELAP5, VICTORIA, ICA-RE, no suelen escatimar líneas de programación con objeto de resolver modelos mecanicistas, es decir, que reproduzcan del modo más fiel posible las ecuaciones que rigen los fenóme-

nos reales por medio de algoritmos más o menos complejos; esta complicación de modelos implica una restricción en la cantidad de fenómenos por analizar.

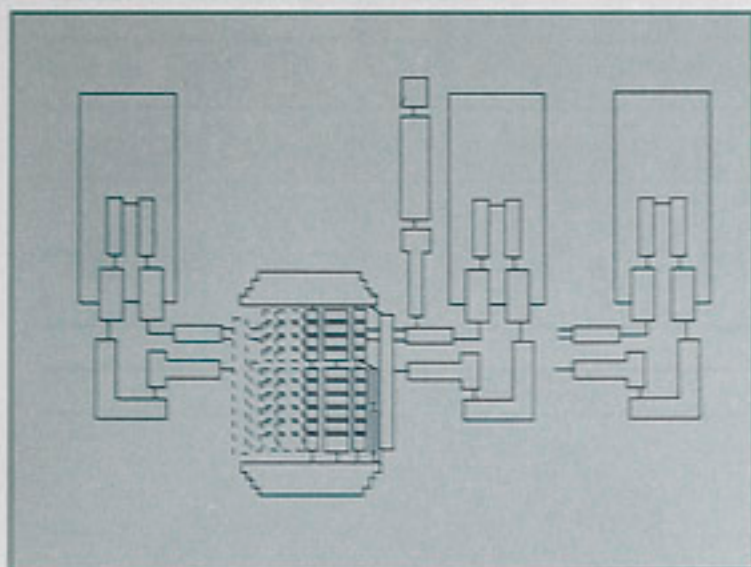
- Por otra parte, los códigos integrales, como MELCOR, MAAP o ESCADRE, reproducen de modo simplificado dichos fenómenos, empleando los llamados modelos de parámetros. Además, estos códigos suelen trabajar con mallas de cálculo de poca resolución espacial y temporal. Con todo ello se obtiene la ventaja de abarcar mucha más fenomenología del accidente, proporcionando una aproximación de primer orden a la respuesta real de la planta ante un accidente severo. Para que esta aproximación sea aceptable es necesario identificar y cuantificar las incertidumbres asociadas al código, razón de ser de los programas de validación.

En el caso de MELCOR, uno de los objetivos básicos de su desarrollo es su aplicación a Análisis Probabilistas de Seguridad debido a su bajo consumo de

F1 - Nodulización tradicional de la planta PWR para MELCOR.

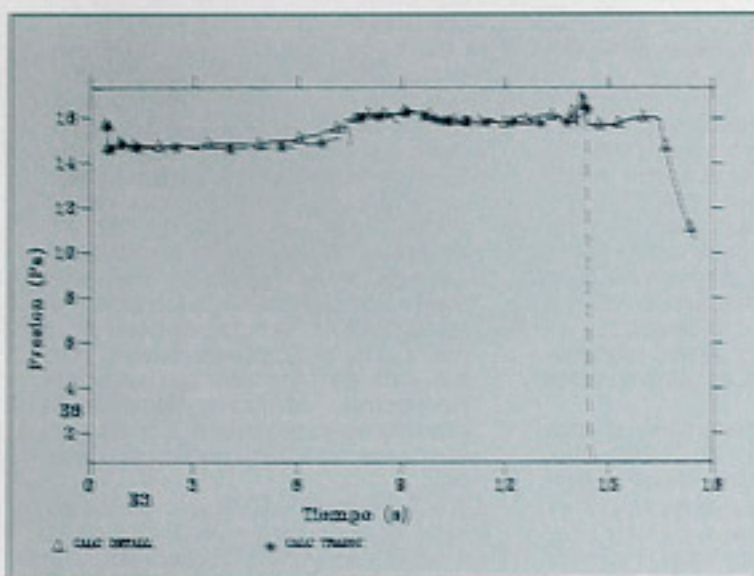


(1) Este trabajo ha sido financiado por el Acuerdo entre el Consejo de Seguridad Nuclear y la Universidad Politécnica de Madrid (Cátedra de Tecnología Nuclear), para participar en el Programa Cooperativo de Validación de MELCOR (MCAP, en siglas inglesas).

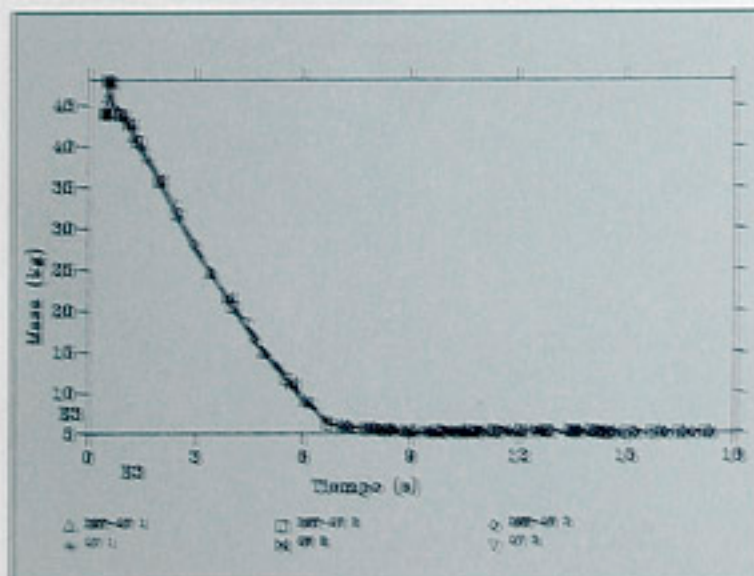


F II - Nodalización con núcleo y pleno superior en detalle para MELCOR.

F III - Presión en el núcleo.



F IV - Masa de líquido más vapor en el secundario de los GG.VV.



T I
Valores de planta en el instante del suceso iniciador (t=500 s)

	NO CALZ. NO DETALL. Temp (K)	NO CALZ. DETALLADA Temp (K)	NO CALZ. DETALLADA Presión (x10 ⁶ Pa)	NO CALZ. DETALLADA Presión (x10 ⁶ Pa)
Cabeza superior	564.0	576.0	15.55	15.47
Pleno superior	601.9	605.9/602.9 (Nivel superior) 605.9/602.1/590.2 (Nivel inferior)	15.57	15.50
Núcleo	597.0	606.1/602.2/592.5 (Nivel superior) 577.3/575.4/572.8 (Nivel inferior)	15.89	15.51
Bases núcleo	563.3	563.6	15.64	15.70
Pleno inferior	563.1	563.5	15.81	15.85
Bajante	563.1	563.5	15.77	15.59
Rama caliente (lazo 1)	601.8	599.8	15.42	15.38
Entrada G.V. (lazo 1)	591.2	589.0	15.39	15.34
Salida G.V. (lazo 1)	563.4	563.6	15.20	15.11
Succión bomba (lazo 1)	563.0	563.5	15.22	15.13
Rama fría (lazo 1)	563.1	563.6	15.91	15.74
Lado secundario G.V. (lazo 1)	563.1	563.1	6.40	6.45
Línea compens. (lazo 1)	617.5	617.2	15.40	15.08
Presionador	617.3	617.1	15.37	14.97

tiempo de máquina, lo que permite el cálculo de numerosas secuencias a bajo coste. Sin embargo, en determinadas circunstancias, cabe preguntarse hasta qué punto pueden o deben aceptarse los resultados de un cálculo de este tipo, especialmente cuando dicho código es lo suficientemente flexible como para que, ante determinados fenómenos de pequeña escala, el usuario refine la malla espacial sin perjuicio para los modelos incorporados. El tiempo de cálculo en este caso podría verse aumentado considerablemente, en tanto que los resultados pueden ser bastante distintos. Para ilustrar el tema, en este artículo se muestra un caso de aplicación del código

MELCOR 1.8.2 a una secuencia TMLB' en un reactor de agua a presión. La aplicación consiste realmente en dos cálculos: uno de ellos utiliza malla de cálculo estándar y el otro una malla refinada, con un modelo termohidráulico más completo que el del programa original.

CALCULO DE UNA SECUENCIA TMLB'

Descripción del escenario

La planta en estudio es de agua a presión, de 3 lazos, diseño Westinghouse. El núcleo del reactor consiste en 157 elementos combustibles, cada uno compuesto de 17 x 17 barras, cuya potencia térmica total es 2780 Mw. El circuito primario tiene un volumen neto de 253.8 m³ y trabaja a una presión nominal de 15.39 MPa. Tres generadores de vapor (GG.VV.) transfieren la energía hacia el secundario a través de 4674 tubos de Inconel en forma de U invertida. La secuencia consiste en una pérdida de energía eléctrica exterior a la planta, sin disponibilidad de los generadores eléctricos Diesel. Se ha considerado que los Sistemas de Refrigeración de Emergencia a Alta y Baja Presión no están operativos, ni tampoco el Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar. La línea de vapor hacia la turbina se cierra en el momento del disparo del reactor, y el Sistema de Agua de Alimentación Principal tarda en parar completamente unos cientos de segundos, permitiendo el paso de una cierta cantidad de agua a los GG.VV. Se establece un lazo de circulación natural de líquido entre el núcleo (foco caliente) y los GG.VV. (foco

T II
Cronología de sucesos.

SUCESO	RESULTADOS DEL CÁLCULO (En segundos)	
	SIN CIR. NAT.	CON CIR. NAT.
Comienzo del cálculo	450	450
Suceso iniciador	500	500
Primer alivio GG.VV.	541/542/544	545/546/548
Secado de los GG.VV.	6580/6598/6622	6529/6544/6545
Primer alivio presionador	7414	7346
Rotura del disco del tanque de alivio	8178	8123
Comienzo descubrimiento del núcleo	8770	8790
Comienzo oxidación Zr	11761	12390
Rotura de vainas (liberación PF huelgo)	11852/11972/12367	12571/12643/12684
Secado del núcleo	13757	11850
Fallo placa soporte del núcleo	14200/14303/14358	14105/-/-
Fallo del sistema primario	-/14300/14351 (Penetraciones)	16500 (Rama caliente)
Descarga de acumuladores	14391/14391/14403	> 17500
Fin del cálculo	14503	17500

frio) mientras existe líquido en el secundario. Tras el secado de los GG.VV., el calentamiento del primario conduce a un aumento de la presión en el sistema hasta el punto de tarado de la válvula de alivio del presionador. Se ha supuesto un correcto funcionamiento (ciclado) de dicha válvula durante toda la secuencia gracias a la corriente eléctrica proveniente de las baterías antes de que se agoten. De esta modo, el vaciado y la degradación del núcleo ocurren a alta presión.

Breve descripción de los modelos para MELCOR

Una de las principales características de MELCOR es que el usuario tiene la posibilidad de crear la malla de cálculo deseada que constituye el entramado de nodos (nodalización) donde se resuelven las ecuaciones implementadas en MELCOR.

Uno de los módulos del código (COR) calcula el calentamiento y degradación del núcleo debido al calor residual. Para el caso aquí presentado se optó por emplear una malla simétrica respecto al eje central del núcleo de 7 niveles axiales por 3 anillos radiales (21 celdas en total), más otras 3x3=9 celdas para simular la degradación de los materiales del pleno inferior de la vasija. Cada celda incorpora la masa de UO₂, Zr, Ag-In-Cd, Acero inoxidable e Inconel, equivalentes a 25, 96 y 36 elementos combustibles (anillos interior, medio y exterior) divididos en segmentos axiales del núcleo. Se ha intentado reproducir un perfil radial de potencia residual picado en el centro, pues a cada anillo se le ha inyectado el 18,58, 64,03 y 17,38 % de la energía residual (ref. [1]).

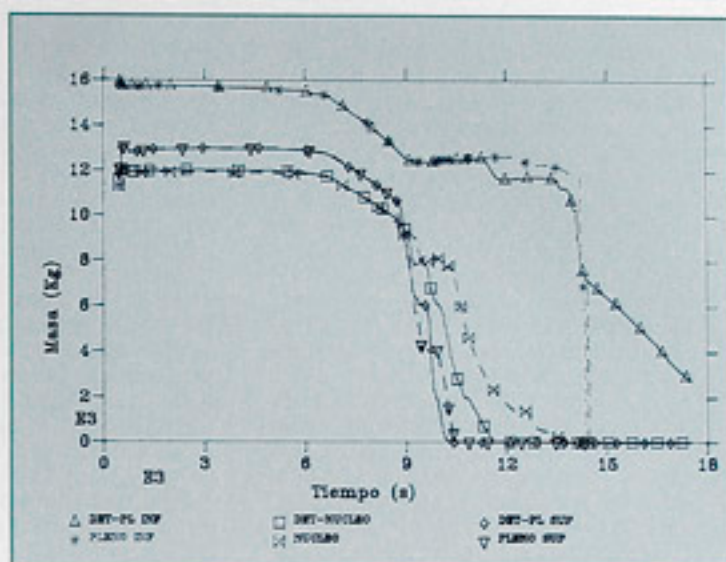
Otros de los módulos principales de MELCOR (CVH y FL) resuelven las ecuaciones de conservación de masa, cantidad de movimiento y energía para el fluido refrigerante. En este caso, al

confeccionar la malla de cálculo se ha optado por dos alternativas:

- Realizar un cálculo tradicional, consistente en disponer de los siguientes volúmenes de control (donde se plantean las ecuaciones de masa y energía) para el circuito primario:

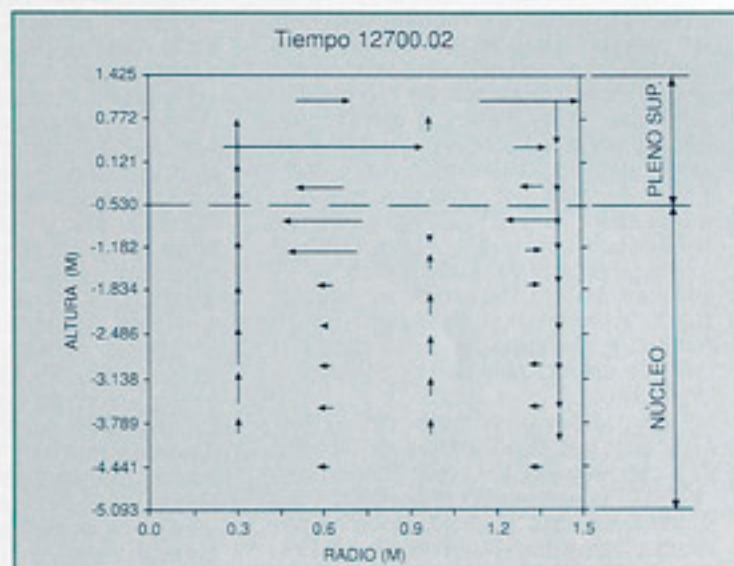
- 6 para la vasija (bajante, pleno inferior, núcleo, baipás, pleno superior y cabeza superior). Cabe notar que el volumen del núcleo engloba todas las celdas de degradación, antes descritas.
- 3 para las ramas calientes (uno por rama) y 6 para las ramas frías (2 por rama)
- 12 para los primarios de los GG.VV. (4 por GV)
- 3 para la línea de compensación y presionador
- 3 para los secundarios de los GG.VV. (1 por GV)

Estos volúmenes se encuentran conectados por los caminos de flujo correspondientes (donde se plantea

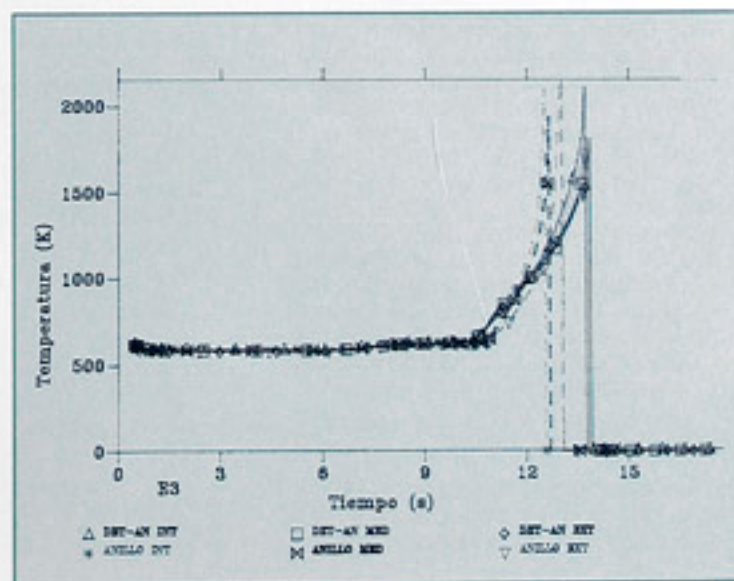


F V - Masa de líquido en 3 regiones de la vasija.

F VI - Esquema de recirculación del vapor en núcleo y pleno superior en t=12700 s.



F VII - Temperatura de vaina en la cota media del núcleo.



la ecuación de cantidad de movimiento para un fluido bifásico). Puede verse un esquema de esta nodalización en la fig. I. Para una secuencia de este tipo, es previsible la formación de unos lazos internos de circulación natural del vapor tras el descubrimiento del núcleo que pueden modificar el curso de los acontecimientos, así como tener un impacto a considerar en la tasa de calentamiento, oxidación del Zr y liberación y distribución de radionucleidos. Por tanto, se ha realizado una nodalización para capturar dichos lazos, del siguiente modo:

- En el núcleo, se ha hecho coincidir cada volumen de control con una celda de degradación, excepto para los dos niveles inferiores de celdas del núcleo, incluidas en un solo volumen. En total, 18 volúmenes de control.
- El pleno superior se dividió en 12 volúmenes, proyectando hacia arriba los 3 anillos radiales del núcleo, divididos en 4 niveles.
- El baipás del núcleo se dividió en 2 volúmenes.

Se dispusieron los caminos de flujo horizontales y verticales de la vasija de modo coherente con los volúmenes, y en cada volumen del pleno superior se colocó el tramo correspondiente a los alojamientos de las barras de control y columnas soporte (todos ellos incluidos en el volumen "pleno superior" en la anterior nodalización). El efecto de esta masa de acero (unos 25.000 kg) es de absorbente de la energía que lleva el vapor caliente que sale del núcleo.

El resto de la nodalización es exactamente la misma que en el caso simple previamente explicado. La figura II muestra un esquema de la nodalización en este caso.

El paquete de cálculo HS (Heat Structures) es el encargado de calcular la transmisión de calor por conducción, convección y radiación entre volúmenes y dentro de ellos. A tal fin, todas las paredes y estructuras internas de la vasija, lazos refrigerantes, GG.VV., etc., no susceptibles de sufrir degradación, han sido simulados en ambos cálculos.

El último paquete de cálculo fenomenológico al que prestaremos atención en este trabajo es el RN (RadioNucleides) encargado de calcular la liberación, transporte y deposición de los radionucleidos y material estructural del núcleo, en fase vapor y como aerosoles arrastrados en dicha fase. Se distribuyó un mismo inventario inicial de radionucleidos correspondiente a unos 3 años de quemado para ambos cálculos, y se eligió el mismo modelo de liberación (CORSOR-Booth, alto quemado). Para el cálculo de la presencia de aerosoles se utilizó en ambos casos una sola distribución posible de tamaños de aerosol (1 componente).

Resultados principales.

Con respecto al programa empleado para el cálculo con la nodalización completa, en su momento se identificó una po-

sible deficiencia de la versión original de MELCOR 1.8.2, cuya influencia podría ser no despreciable en fenómenos de circulación natural bajo ciertas condiciones. Dicha deficiencia consistía en la no inclusión del término convectivo en la ecuación de cantidad de movimiento. Así pues, antes de llevar a cabo el trabajo que se muestra aquí, se acometió la tarea de incluir dicho término en la formulación de MELCOR 1.8.2. Esta tarea condujo a la obtención de una versión modificada del programa⁽²⁾, la cual fue satisfactoriamente validada ante un problema analítico de convección natural (ref. [2]). Los resultados que aquí se muestran han sido calculados con dicha versión modificada de MELCOR, y se presentan comparados a los resultados de MELCOR 1.8.2 estándar con nodalización tradicional.

Los cálculos comenzaron con un estado estacionario de la planta, desde $t=450$ s, durante 50 s hasta el instante en que ocurre el suceso iniciador, en $t=500$ s. En dicho instante se compararon las variables obtenidas, las cuales pueden observarse en la tabla I.

En general se observa una discrepancia aceptable salvo en la temperatura del agua en el pleno superior, mayor para el cálculo en detalle, y en el cabezal superior, debido a un mayor flujo desde el pleno superior. A su vez, esto repercute en una menor temperatura en la rama caliente. El salto de temperaturas a lo largo del primario de los GG.VV. también aparece algo desajustado debido a discrepancias en el caudal por lazos.

Como se aprecia en la fig. III, la degradación del núcleo ocurre a alta presión. Es de destacar que durante la fase de evaporación del agua de los GG.VV., los resultados no difieren demasiado. La figura IV muestra la evolución de las masas totales (líquido y vapor) en los secundarios de los GG.VV., donde se aprecia un comportamiento casi idéntico de estas variables. Las masas de líquido en el pleno superior, núcleo y pleno inferior de la vasija pueden apreciarse en la fig. V, y puede verse que hasta poco después de $t=8500$ s (a los 8000 s del suceso iniciador) no aparecen divergencias en las curvas. Se observa que el secado del núcleo ocurre antes para el cálculo detallado que para el tradicional. En la tabla II se presenta una comparación de tiempos en los que ocurren determinados hechos.

Pero, es a partir del secado de los GG.VV. cuando aparece vapor en la vasija, y el efecto de los lazos de recirculación de vapor se deja sentir. Como

muestra la fig. VI, para $t=12500$ s, el vapor asciende por los anillos central y medio, más calientes, alcanza el pleno superior, deposita la energía en las columnas soporte y alojamientos de las barras de control y desciende por el anillo periférico, más frío. Por lo tanto, su calentamiento es más lento porque buena parte del calor residual se transporta por convección hacia el acero del pleno superior e incluso de las ramas del primario. Las figuras VII y VIII, que muestran la temperatura de vainas en los niveles 4 (medio) y 6 del núcleo (alto) mientras éstas conservan su geometría intacta muestran una diferencia en el tiempo de calentamiento de unos 1000 s entre ambos cálculos.

Poco después, el modo de degradación del núcleo también se ve afectado. Según el cálculo sin lazos de recirculación, la formación de escombros sólidos y resolidificados ocurre de manera cualitativamente parecida en los tres anillos del núcleo, aunque desfasados debido a su respectiva fracción de potencia residual (fig. IX). Esto origina el fallo consecutivo de la placa soporte del núcleo, a los 1273 K, en los anillos 1, 2 y 3 (dato del usuario), permitiendo que una gran cantidad de masa caiga al pleno inferior (unos 56.500 kg de UO_2 , entre otros materiales). Incluso, la placa soporte desaparece completamente por fusión del acero inoxidable a los 14.200 s en el anillo central. La mayor parte de esta masa llega hasta el fondo de la vasija, produciendo un calentamiento casi instantáneo de las penetraciones inferiores, que fallan a los 14.300 s. En el cálculo con nodalización detallada, la temperatura de los escombros es bastante menor durante la degradación del núcleo (unos 200 K menos). Cuando la placa soporte del núcleo falla en el anillo central, sin fundir, cae una cantidad menor de material al pleno inferior (unos 22.400 kg de UO_2), la cual queda sostenida por la placa inferior del barrilete. Este material produce una evaporación de líquido capaz de enfriar la placa, por lo que los otros anillos no alcanzan temperatura de fallo.

Por otro lado, la temperatura del vapor que abandona la vasija hacia las ramas calientes también es diferente entre ambos cálculos: los valores son de vapor más recalentado para el cálculo en detalle. Esto conduce a un distinto calentamiento de las paredes de las ramas calientes, representado en la fig. X. La rotura por fluencia de dichas ramas cuando alcanzan los 1.100 K (ref. [1]) ocurre a los 16500 s, antes incluso que el fallo de penetraciones. (Se supuso la aparición de una rotura de 10 cm^2 en la rama a partir de dicho momento).

Otra consecuencia interesante del distinto ritmo de calentamiento es la producción de H_2 debido a la reacción de oxidación del Zr por vapor de agua. Como se observa en la fig. XI, cerca de 100 kg menos de H_2 se produjeron en el cálculo detallado, aunque debe tenerse en cuenta que la supuesta oxidación del

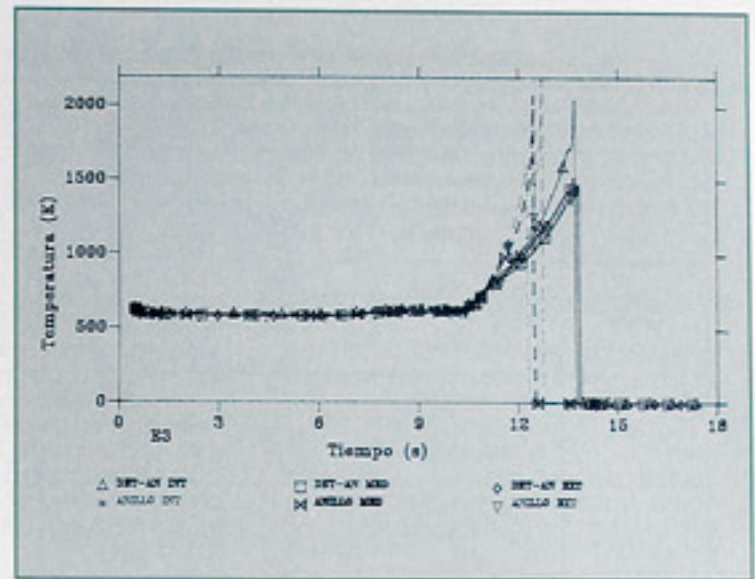
(2) Numéricamente, se optó por una formulación implícita (las velocidades de v grad v están evaluadas al final del paso de tiempo dt) y unidimensional de dicho término. Posteriormente, el equipo de desarrollo de MELCOR en los Laboratorios Nacionales Sandia (EE.UU.) liberó la versión MELCOR 1.8.3, donde se incluye dicho término, en formulación explícita (evaluación de v grad v al principio del paso de tiempo) y unidimensional. En el momento presente no se ha realizado ningún trabajo de comparación entre ambos planteamientos.

T III

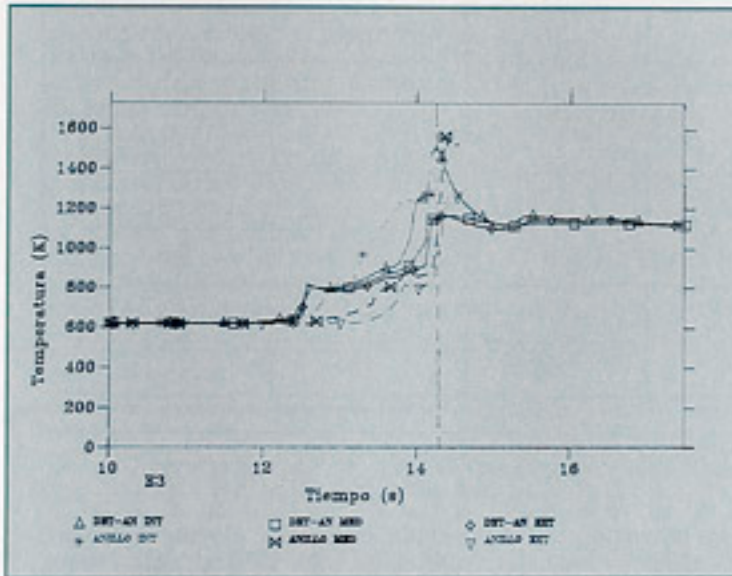
Masa de productos de fisión y material estructural liberada en el instante de fallo del primario.

Elemento representativo de la clase	Inventario (kg)	Liberación del elemento (kg)		Porcentaje de liberación (%)	
		Nodal sin detalle	Nodal en detalle	Nodal sin detalle	Nodal en detalle
Xe	278.8	188.6	109.2	67.7	39.2
Cs	155.9	100.4	15.9	64.4	10.2
Ba	122.1	0.47	0.02	0.38	0.02
I	12.0	8.1	4.6	67.4	38.4
Te	25.4	0.47	6.1	1.8	24.0
Ru	172.5	4.3	0.01	2.5	0.006
Mo	202.5	0.61	0.087	0.3	0.04
Ce	358.6	0.56	0.033	0.16	0.01
La	333.0	0.049	0.003	0.01	0.001
U	64734.0	7.5	0.34	0.01	5.e4
Cd	0.99	3.3	0.155	-	-
Sn	4.6	57.6	2.85	-	-

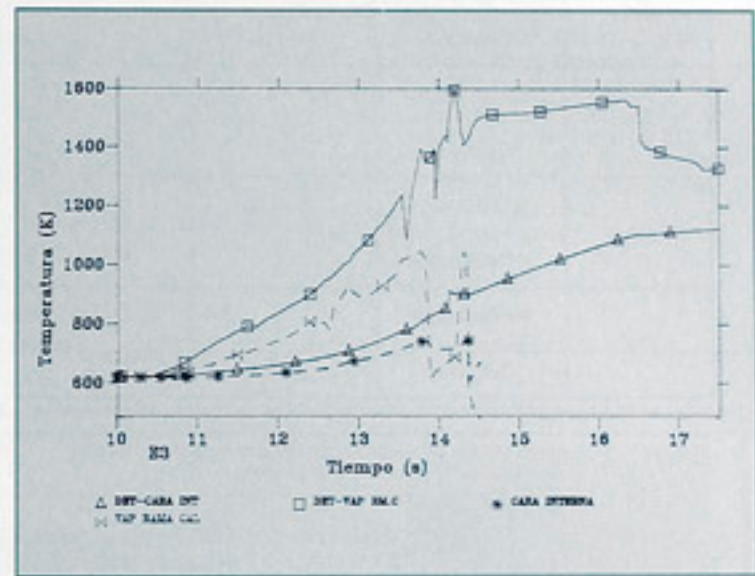
(*) Sólo inventario radiactivo



F VIII - Temperatura de vaina en la parte alta del núcleo (final de long. activa).

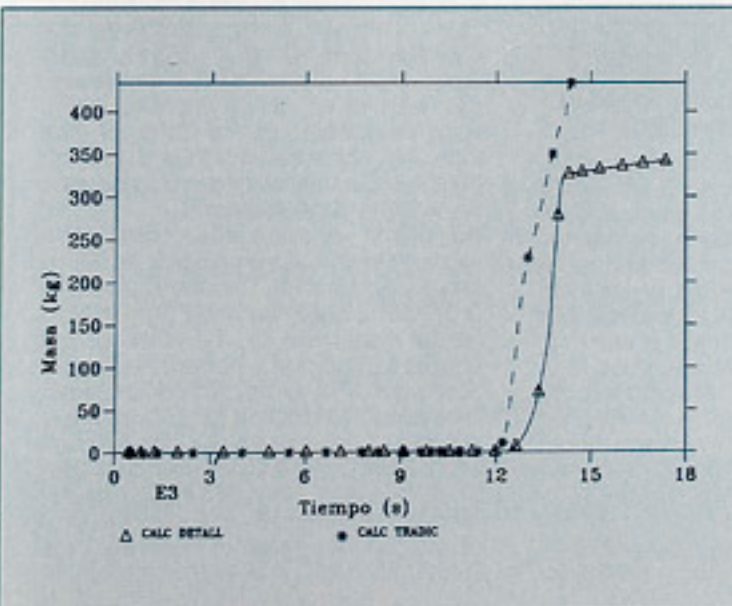


F IX - Temperatura de la placa soporte del núcleo.

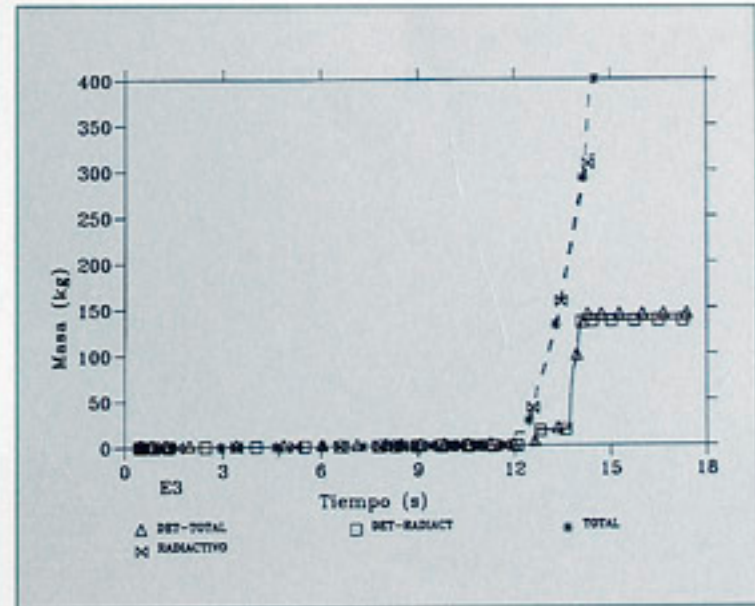


F X - Temperatura del vapor y rama caliente (lazo 1).

F XI - Producción de hidrógeno.



F XII - Liberación total de radionucleidos y mat. estructural.



T IV
Distribución de radionucleidos y material estructural en el instante de fallo del primario

Compuesto	Nodaliz. empleada	Masa en vasija (kg)	Masa en vapor cal. (kg)	Masa en gotitas (kg)	Masa en GG.VV. (kg)	Masa en Presionador (kg)	Masa en Contención (kg)
Xe	No detallada	1.5 no	0.1 no	0.2 no	0.2 no	2.3 no	184.3 no
	Detallada	5.9 no	0.4 no	1.4 no	13.5 no	3.6 no	84.1 no
CsOH	No Detallada	40.5 0.5 + 40 no	6 no	0.081 no	6.8 no	0.031 no	57.2 1.7 + 40.5 no
	Detallada	6.1 0.5 + 5.6 no	1.3 0.1 + 1.2 no	0.063 no	1.3 no	3.9 0.2 + 3.6 no	3.3 0.2 + 3.1 no
Ba	No Detallada	0.2 no	0.02 no	- no	- no	- no	0.3 0.1 + 0.2 no
	Detallada	0.02 no	- no	- no	- no	- no	- no
I ₂	No Detallada	- no	- no	- no	- no	- no	0.4 no
	Detallada	0.2 no	0.01 no	0.04 no	0.4 no	0.1 no	2.3 no
TeO	No Detallada	0.07 no	0.03 no	- no	- no	- no	0.5 0.2 + 0.3 no
	Detallada	1.1 0.1 + 1.0 no	0.3 no	0.02 no	1.2 no	2.1 no	2 1.4 + 0.6 + 0.1 no
Ru	No Detallada	1.1 no	0.2 no	- no	- no	- no	3.1 0.5 + 2.6 no
	Detallada	- no	- no	- no	- no	- no	- no
Sn(Ag)	No Detallada	9.1 0.2 + 9.1 + 0.8 no	3 no	0.1 no	0.1 no	- no	45.1 20 + 25 + 0.1 no
	Detallada	2 no	0.2 no	- no	- no	0.3 no	0.1 no
CsI	No Detallada	5.9 no	1.3 no	0.01 no	0.01 no	- no	5 2 + 3 no
	Detallada	0.6 0.2 + 0.4 no	0.05 0.02 + 0.03 no	0.01 no	0.01 no	1 no	1 0.1 + 0.9 no

ag: partículas de aerosol suspendidas en fase gaseosa
v: vapor suspendido en fase gaseosa

af: partículas de aerosol depositadas en fase líquida
d: depositado en paredes (vapor y aerosol)

acero del pleno superior no está contemplada en MELCOR (dicho material no puede incluirse actualmente en el paquete de degradación). Los procesos de liberación de productos de fisión también se ven afectados, ya que el modelo empleado (CORSOR-

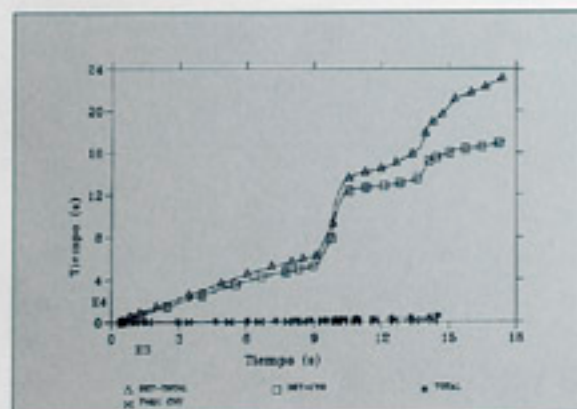
Booth) es una función de la temperatura de la pastilla, intacta o fragmentada. Como se aprecia en la fig. XII, la liberación total de productos de fisión y material estructural es unas 2.7 veces menor para el mismo tiempo al final del cálculo. En la tabla III se confirma cuantitativamente este hecho, con excepción del TeO que se comporta de modo anómalo.

Respecto a la distribución de los productos de fisión, se han representado en la tabla IV los más significativos (volátiles y semi-volátiles, pues la liberación de los no volátiles es muy baja, como se observa con el Ba y Ru). Puede comprobarse que la distribución también se ve

afectada: en general, el sistema primario se muestra más efectivo para retener los materiales en el cálculo con circulación natural en vasija (un 98% de los gases nobles liberados escapan a la contención en el cálculo tradicional, frente a un 77%; en el caso del CsOH, el escape a la contención es del 55% frente al 21%). También la especiación es algo distinta, pues se observa una mayor presencia de I₂ en el cálculo con circulación natural en vasija, mientras que el yodo se combina con el Cs en el tradicional al encontrar más Cs disponible para combinarse en cada paso de tiempo en que ocurre liberación.

Por último, es interesante comparar el tiempo de cálculo empleado en correr ambas secuencias (máquina: AlphaXP DEC-2000 bajo entorno OpenVMS). Según muestra la fig. XIII, mientras que el cálculo tradicional necesita apenas 2 horas de CPU, el cálculo complejo empleó unas 50 horas de CPU. Como dato, el primero de ellos trabaja con 67 caminos de flujo y el segundo con 121 (la naturaleza doblemente iterativa, en presiones y velocidades, en la resolución de la ecuación de cantidad de movimiento es la principal responsable del tiempo de

F XIII - Tiempo de cálculo



cálculo). Cabe notar grandes incrementos del tiempo cuando el sistema entra en saturación hacia los 9000 s del problema.

CONCLUSIÓN

Los resultados de este análisis muestran que el impacto de la circulación natural del vapor dentro de la vasija supone, en la secuencia analizada un retardo en los tiempos de degradación del núcleo. Además, se muestra la posibilidad de rotura del primario por la rama caliente, así como una modificación importante del término fuente. Otro tipo de recirculación del vapor a considerar sería en contracorriente por la rama caliente y tubos de los GG.VV.. En este caso, el volumen de aspiración de la bomba permanece taponado al paso del gas, por lo que no existe circulación de vapor completa por las ramas frías sino que el vapor podría dar la vuelta a la salida de los GG.VV. y regresar hacia la vasija por la parte inferior de las ramas calientes. Estos fenómenos también podrían afectar a la liberación de radionucleidos. Es obvio que existiría una situación ideal si los códigos de cálculo de análisis integral fuesen totalmente mecanicistas y trataran problemas de pequeñas escalas, puesto que además de eliminarse sus incertidumbres también ampliaría la confianza en el uso de este tipo de códigos no sólo en Análisis Probabilistas de

Seguridad y Exámenes Individuales de Planta, sino además en otros campos, como puede ser la Gestión de Accidentes. Esta situación, descartable hace tan sólo unos pocos años, podría ser una directriz actual y futura en el desarrollo de MELCOR dada la constante evolución de las máquinas de cálculo (las estaciones de trabajo individuales son hoy del orden de 50 a 100 veces más rápidas que hace unos pocos años). Así sería posible sofisticar los modelos usados en los códigos integrales, ya que, en general, suele aceptarse que los modelos justificadamente complicados son más ciertos que los simples. En este trabajo se han aportado unos datos sobre resultados de ambos tipos de cálculo ante un fenómeno concreto, aunque no único. Otro tipo de fenómeno de pequeña escala relacionado con la Seguridad Nuclear es el cálculo de la distribución y combustión del hidrógeno en contención, que necesita cálculos con modelos más complejos y detallados que los que actualmente tienen los códigos paramétricos para una correcta evaluación. Es de esperar que ésta sea una línea futura de desarrollo en este tipo de cálculos frente a aquellos otros que tienden a simplificar los modelos con objeto de reducir el tiempo de CPU.

AGRADECIMIENTOS

El autor agradece a sus compañeros de

la Cátedra de Tecnología Nuclear su ayuda en el análisis e interpretación de resultados, en especial a José Antonio Fernández Benítez e Ignacio Más Molina. Asimismo, agradece a José Ángel Martínez, del Consejo de Seguridad Nuclear, sus comentarios en la revisión del texto.

REFERENCIAS Y BIBLIOGRAFÍA

- (1) BAYLESS P.D. 1988 - *Analyses of Natural Circulation during a Surry Station Blackout using SCDAP/RELAP5* - NUREG/CR-5214, EGG-2547.
- (2) F. MARTÍN-FUERTES - *Natural Circulation of vapor into the primary circuit under severe accident conditions* - Proceedings of the International Conference on "New Trends in Nuclear System Thermohydraulics", Vol. II, May 30-June 2, 1994, Pisa, Italy.
- (3) PATANKAR S. 1980 - *Numerical Heat Transfer and Fluid Flow* - Hemisphere Publishing Corporation.
- (4) REOCREUX M. and PORRACHIA A. 1992 - *System Thermalhydraulics during PWR Severe Accidents* - Proceedings of the CSNI Specialist Meeting on Transient Two-phase flow, Aix-en-Provence, April 1992.
- (5) L.N. KMETIK, et al - *MELCOR 1.8.2. Assessment: Surry TMLB (with a DCH study)* - SAN93-1899, February 1994.

TRANSPORTE INTERNACIONAL DE MATERIAL RADIOACTIVO

**Empresas asociadas en Francia, EEUU,
Bélgica, Reino Unido, Japón, Alemania y Canadá**

Hermosilla, 57. 28001 MADRID.
Tel. 431 17 81. Fax 575 37 23. Télex 41366.



TRANSNUCLEAR SA