

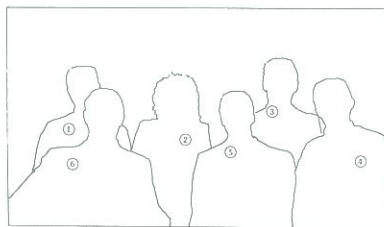
ANALISIS PROBABILISTICO DE SEGURIDAD

PROGRAMAS DE CALCULO EN LA ESTIMACION DE LOS RIESGOS INHERENTES A LAS CENTRALES NUCLEARES CON REACTOR DE AGUA LIGERA (*)

J. BLANCO ZURRO; L. FRANCIA GONZALEZ; E. GALLEGO DIAZ;
L. MORALES DORADO; P. ORTEGA PRIETO; C. TORRES VIDAL,
y A. ALONSO SANTOS



QUIEN ES QUIEN EN LA FOTOGRAFIA:



- 1 JULIO BLANCO ZURRO
- 2 LOLA MORALES DORADO
- 3 LORENZO FRANCIA GONZALEZ
- 4 EDUARDO GALLEGO DIAZ
- 5 PEDRO ORTEGA PRIETO
- 6 AGUSTIN ALONSO SANTOS
- 7 CARLOS TORRES VIDAL (no está en la foto)

Los autores pertenecen al Departamento de Tecnología Nuclear, ETSII, Universidad Politécnica de Madrid, y forman parte del Equipo de Investigadores, patrocinado por UNESA mediante un Convenio con la UPM, que participa en el desarrollo de una metodología para cuantificar riesgos nucleares. Todos ellos son Ingenieros Industriales. Durante los dos últimos años han puesto a punto y validado —a veces participando en ejercicios internacionales— las versiones más modernas de los programas de cálculo utilizados en esta especialidad y disponibles en los Organismos Internacionales. También han desarrollado programas propios.

(*) Este trabajo ha sido realizado dentro del Proyecto de Investigación sobre Análisis Cuantitativo del Riesgo, patrocinado por UNESA. El capítulo correspondiente al análisis de sistemas ha sido preparado por L. Morales, P. Ortega y L. Francia; el relativo a la fenomenología de los accidentes, por J. Blanco; el que se refiere al cálculo de los daños nucleares, por E. Gallego y C. Torres. A. Alonso ha realizado la labor de conjunción y edición.

INTRODUCCION

La cuantificación de los riesgos inherentes a las centrales nucleares con reactor de agua ligera alcanza el nivel metodológico formal durante la realización del *Reactor Safety Study*, publicado en su forma final en 1975 (1). Desde entonces han sido muy numerosas las aplicaciones de tal metodología, tanto en el país de origen como en otros. De forma paralela se inició y ha continuado una intensa labor de investigación y desarrollo de los diversos aspectos de la cuestión y, a tal fin, ha comenzado la recopilación racional de los datos de explotación de tales centrales.

Aunque los fundamentos de la nueva metodología no han variado ni se han ampliado de forma significativa, sí han crecido los detalles y se han mejorado los modelos teóricos que tratan de simular los complicados hechos y fenómenos físicos, que pueden tener lugar en tales instalaciones en caso de accidente. El objetivo de esta memoria se limita a dejar constancia de algunos de los programas de ordenador, que los autores mejor conocen o han desarrollado, y que se utilizan en tales cuantificaciones. Tienen además la gran ventaja de ser asequibles a través de las librerías de los organismos internacionales a los que pertenece el Estado Español, más concretamente la Agencia de Energía Nuclear de la OECD. Para completar la presentación, también se mencionan algunos de aquellos programas que, aun siendo del dominio privado, han sido referenciados con una cierta amplitud, haciéndolo así constar en tales casos. En este caso se encuentran algunos de los programas utilizados en el *Risikostudie* (2) de la República Federal de Alemania.

El propio *Reactor Safety Study* se dividió en tres grandes temas, o grupos de actividad, cada uno de ellos con características propias: a) el análisis de sistemas y cuantificación de secuencias accidentales; b) la fenomenología asociada a los accidentes, y c) la cuantificación de los daños nucleares ocasionados por los escapes radiactivos. Con el tiempo, esta división se ha ido acentuando hasta llegar a definirse tres campos de actividad bien diferenciados, llamados niveles, que integran de forma secuencial la división temática antes definida. El contenido y demás requisitos de cada uno de estos niveles se describe bien en el *PRA-Procedures Guide* (3).

Así, la cuantificación del riesgo se suele considerar en tres niveles; el Nivel I incluye sólo el análisis de sistemas

y cuantificación de secuencias accidentales. El Nivel II incluye al I y además el análisis fenomenológico de las correspondientes secuencias. Finalmente, el Nivel III incluirá los dos anteriores junto con la cuantificación de los daños nucleares, además de integrar los resultados para conseguir la *curva del riesgo* de la instalación en estudio. La ventaja del Nivel I reside precisamente en que tiene por sí solo fines específicos, sin depender de los demás. Sin embargo, cada uno de ellos requiere modelos propios de cálculo que tienen sus propias aplicaciones fuera del contexto que nos ocupa.

El objetivo de un análisis cuantitativo de riesgos de Nivel I consiste en predecir, en términos de probabilidad, la reacción esperada de la central cuando se introducen en ella estímulos perturbadores previsibles. Puesto que la central es un conjunto coordinado de componentes, sistemas, estructuras y acciones humanas, cada uno de los cuales cumple, en cada caso, una función bien determinada, el estímulo en cuestión desencadena la actuación sucesiva o simultánea de tales elementos, que pueden o no cumplir la misión encomendada o prevista, es decir, tener éxito o fracasar. Dado el estímulo iniciador, son entonces posibles todas las combinaciones de éxitos y fracasos de los elementos materiales y humanos que entren en juego. Cada uno de los caminos resultantes constituye una posible secuencia ante el estímulo perturbador. El juego consiste en determinar cuál es la frecuencia esperada de cada camino y si éste conduce o no al deterioro del núcleo y a la liberación de productos radiactivos, sin que en este tema se cuantifique tal deterioro, lo que constituye la esencia de los estudios fenomenológicos característicos del Nivel II. Se comprende que en la base del método se encuentre el *análisis de sistemas*.

Existen varios procedimientos para modelar la respuesta de la central y cuantificar la frecuencia esperada de cada respuesta posible. Sin embargo, el método más conocido es el que se basa en la metodología de los *diagramas de sucesos* y de *averías*, que resultan complementarios. Los métodos de cuantificación que se expondrán se referirán a esta metodología. Se comprende que también es posible modelar un solo sistema para determinar, por ejemplo, su fiabilidad o estimar la frecuencia óptima del mantenimiento de sus equipos. Puesto que la aplicación global incluye las particulares, no nos referimos a estas últimas.

La cuantificación de las respuestas de la central puede moverse dentro del intervalo cerrado por los dos extremos que definen la complementariedad de los diagramas de sucesos y de averías. Por un lado, cabe utilizar diagramas de averías grandes y diagramas de sucesos pequeños. Por otro, justo la situación opuesta. La primera requiere mayores recursos de ordenador. La segunda exige mayor esfuerzo en el análisis de siste-

mas. En el primer caso, resulta más fácil la realización de estudios complementarios, tales como los de sensibilidad y fallos dependientes. En el segundo, se está más cerca de los sistemas. El método mejor depende de la aplicación. En esta presentación nos referiremos, con preferencia, al primer caso; es decir, a los métodos que requieren mayores recursos de ordenador, por ser los más utilizados en la actualidad. No obstante, se advierte al lector la existencia de los otros.

De lo anterior resulta que los programas de ordenador que se utilicen se han de basar en la *teoría de conjuntos*, de modo que el problema a resolver consiste en adaptar con fidelidad la realidad a la teoría. El punto de partida se ha de encontrar en las características del estímulo iniciador y comportamiento individual de las unidades del conjunto, lo cual no siempre se conoce con precisión. No obstante, las incertidumbres de los resultados suelen ser menores que las asociadas a los frutos de los otros niveles.

El objetivo de un análisis cuantitativo de riesgos de Nivel II consiste en obtener la frecuencia esperada y las características de cada tipo posible de escape de radiactividad al medio ambiente. Este escape se ha de caracterizar por su magnitud, por su composición isotópica y por su evolución en el tiempo. Tales escapes son el resultado final del análisis y cuantificación de los fenómenos asociados a cada secuencia accidental. El espectro complejo de posibles escapes se reduce en la práctica a unos cuantos característicos —en el *Reactor Safety Study*, nueve para reactores PWR y cinco para reactores BWR—, a cada uno de los cuales se le asigna una frecuencia esperada obtenida por integración de los resultados del Nivel I. Por otro lado, la fenomenología de los accidentes tiene interés por sí sola en estudios deterministas.

Se han de modelar complejos fenómenos nucleares, termohidráulicos, mecánicos y químicos, incluyendo el comportamiento de aerosoles, que además dependen del tiempo y tienen lugar en geometrías complejas y cambiantes. Aunque se conozca con precisión la ciencia que soporta tales fenómenos, su complejidad hace imposible establecer modelos que partan de primeros principios, por lo que resulta imprescindible acudir en ocasiones al empirismo. Esta necesidad explica la búsqueda intensiva de hechos reales y circunstancias experimentales que sirvan para verificar los modelos.

De lo anterior resulta que los programas de ordenador que se utilicen han de simular fenómenos muy variados y, con frecuencia, muy mal conocidos, así como muchos de los datos de partida. Las incertidumbres resultan así grandes, lo que hace inevitable los estudios de sensibilidad.

Finalmente, el objetivo de un análisis de riesgos de Nivel III consiste en determinar, para cada tipo de daño en consideración, la curva del riesgo caracterís-

tico de la instalación. Ello requiere determinar los daños nucleares para cada *categoría de escape* que resulte del Nivel II. En la mayor parte de los casos, los daños nucleares de referencia se han de estimar en el exterior, lo que exige cuantificar el transporte de los contaminantes en la atmósfera. Este transporte depende de los parámetros atmosféricos, cuya naturaleza temporal es aleatoria. Esta aleatoriedad se ha de conjugar con la del propio escape.

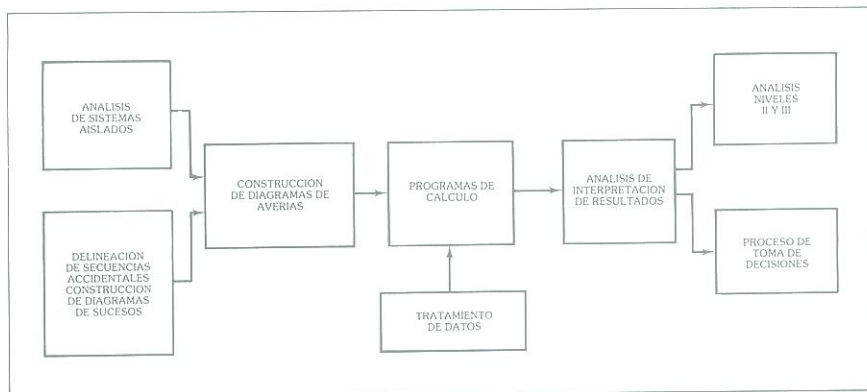
Además, en el caso de daños nucleares a los individuos, que es la circunstancia que más interesa, la respuesta de las personas expuestas al agente agresor es también de naturaleza aleatoria, dentro de ciertos límites, lo que también ha de ser incorporado al análisis, como en el caso anterior. Se comprende que la cuantificación de daños tiene también un valor propio fuera del contexto de la cuantificación de riesgos.

Los modelos de cálculo han de contemplar fenómenos atmosféricos, cuyos aspectos físicos son, por lo general, bien conocidos, así como el comportamiento humano y sus características bio y fisiológicas, no tan bien conocidas, en especial las primeras. En este caso, los modelos pueden basarse, en parte, en primeros principios y, en parte, en el empirismo. Por lo general, las incertidumbres resultan intermedias entre las que corresponden a los dos primeros niveles.

El *Reactor Safety Study* utilizó básicamente seis programas de ordenador. El análisis de sistemas y cuantificación de secuencias accidentales se llevó a cabo con el conjunto PREP-KITT. Los estudios de fenomenología y cálculo de escapes mediante la trilogía ORIGEN-BOIL-CORRAL. Finalmente, la cuantificación de daños y construcción de las curvas del riesgo mediante CRAC. El *Risikostudie* utilizó los mismos o parecidos programas, la mayor diferencia se encuentra en el programa RALLY para el análisis de sistemas. Todos los programas anteriores han sido mejorados a lo largo del tiempo y se han desarrollado o están en desarrollo otros nuevos. De ello se da cuenta resumida en lo que sigue.

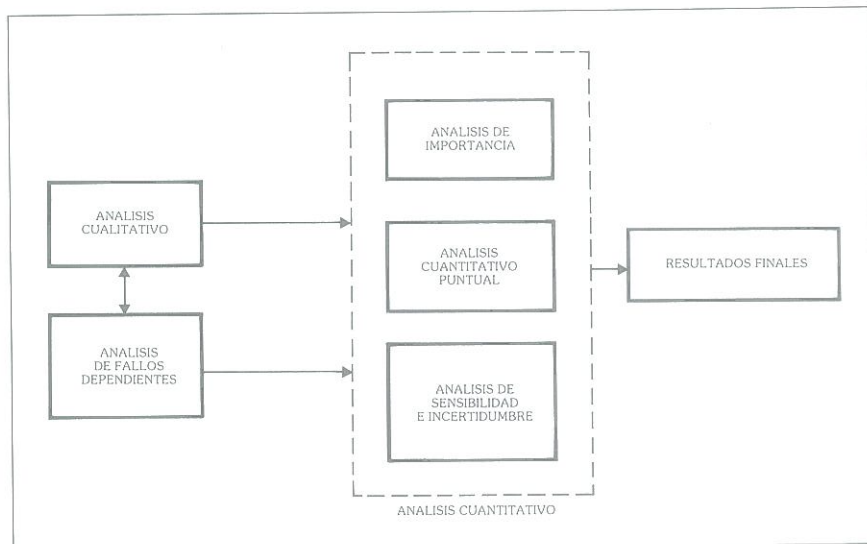
ANÁLISIS DE SISTEMAS. METODOLOGÍA DE CÁLCULO

El análisis de fiabilidad de sistemas y la cuantificación de secuencias accidentales requieren los hitos siguientes: a) elaboración de los diagramas de sucesos y fallos; b) evaluación cualitativa de los diagramas ya construidos, que permita hallar los posibles *conjuntos mínimos de fallo* y posibilite la realización posterior del análisis cuantitativo; c) análisis de sensibilidad, incertidumbre e importancia de los resultados obtenidos, lo que viene obligado por la naturaleza de los datos y modelos empleados, y d) tratamiento sistemático de fallos dependientes.



FI Esquema global de cálculo de un análisis nivel I.

FII Esquema de utilización de programas de cálculo en un análisis nivel I.



Atendiendo a tales consideraciones, en las figuras I y II se presenta el esquema de cálculo que se debe seguir en la realización de un análisis de Nivel I. También se describen los programas básicos mejor conocidos por los autores para acometer el proceso y sobre los que existe información pública disponible. La simple enumeración se saldría de los límites de este trabajo. El lector interesado podrá encontrar en el documento *PRA-Procedures Guide* (3) una lista más exhaustiva de programas aplicables a este tipo de análisis.

PROGRAMAS PARA EL ANALISIS CUALITATIVO

En general, estos programas emplean al menos uno de los siguientes métodos de cálculo:

- **Método determinista:** Utiliza los principios del álgebra de Boole para manejar el diagrama, que primero debe ser codificado.
- **Aproximación de Monte Carlo:** Selecciona aleatoriamente los sucesos en el diagrama y los combina para probar si se satisface la lógica de fallo.

A continuación se describen los programas más conocidos de este tipo:

SETS (1) realiza la manipulación sim-

bólica de ecuaciones booleanas, lo que permite hallar conjuntos mínimos de fallo de cualquier longitud, partiendo de cualquier tipo de bloque lógico. El análisis se ejecuta empleando un programa del usuario, diseñado por éste, que permite dirigir el flujo de control de la ejecución.

Cuando los diagramas de averías son muy grandes o complejos, la técnica de reducir la ecuación booleana en un solo paso resulta impracticable, a causa de la amplitud de memoria que se precisa o del excesivo tiempo de cálculo. Para obviar este problema, SETS permite aplicar tres técnicas avanzadas: a) segregación de subdiagramas independientes; b) análisis en etapas, y c) composición de las dos anteriores.

El programa incorpora procedimientos que facilitan el manejo, agrupación y tratamiento de diagramas de averías, por lo que se pueden analizar secuencias accidentales, incluyendo, de manera ordenada, las dependencias entre sistemas que fallan y sistemas que no fallan dentro de una misma secuencia. SETS posee también una cierta capacidad cuantitativa que permite obtener una primera aproximación del valor de la frecuencia esperada de cada secuencia que se analice.

PREP (2) define los conjuntos mínimos de fallo utilizando bloques lógicos

O e Y, mediante un método determinista, o por simulación de Monte Carlo. Consta de dos secciones: a) **TREBIL**, que lee el diagrama de averías y construye una subrutina FORTRAN que contiene su ecuación booleana representativa, y **MINSET**, que utiliza la subrutina generada por TREBIL para obtener los conjuntos mínimos de fallos.

Su aplicación está limitada a diagramas de averías de tamaño pequeño y medio, si bien, como parte del programa de investigación llevado a cabo en el Departamento de Tecnología Nuclear de la ETSII y patrocinado por UNESA, se han realizado diversas modificaciones, enfocadas a aumentar su capacidad de cálculo y a permitir su conexión directa con otros programas de análisis cuantitativo (3, 4). También se ha desarrollado un programa de transformación de entradas entre PREP y SETS, que incorpora la generación automática de programas del usuario para este último (5).

FTAP (6) determina los conjuntos mínimos de fallo utilizando bloques lógicos Y, O, K-de-N, NO. El algoritmo que emplea puede basarse en tres métodos: de arriba-abajo, de abajo-arriba, y Nelson; la eficacia del código puede aumentarse mediante la utilización de un algoritmo dual o por segregación de partes independientes del diagrama.

A causa de sus opciones de cálculo, FTAP es capaz de generar, con gran eficacia, conjuntos de fallo de orden alto, para diagramas grandes.

MOCUS (7) halla los conjuntos mínimos de fallo utilizando bloques lógicos Y, O e Inhibición, empleando un algoritmo de sustitución booleana sucesiva, partiendo del suceso inicial y avanzando hacia abajo en el diagrama, hasta que todos los bloques han sido reemplazados por sucesos primarios. Puede obtener conjuntos mínimos de fallo de sucesos intermedios.

Es un código eficaz si el orden de los conjuntos de fallo no es muy elevado y el diagrama de averías no es excesivamente grande.

WAMCUT-II (8) obtiene los conjuntos mínimos de fallo utilizando bloques lógicos, Y, O, NO, NOR, NAND, ANOT, ONOT, y K-de-N, reestructurando la lógica del diagrama para identificar y reemplazar subdiagramas independientes por «supercomponentes», optimizando el proceso de cálculo. Es sencillo de utilizar, posee una cierta capacidad de análisis cuantitativo, con tiempos de ejecución razonables, pero no es un código público.

RALLY es un paquete de códigos para la evaluación cualitativa y cuantitativa de diagramas de averías. Ha sido desarrollado por la organización GRS, de la República Federal de Alemania, y fue utilizado en la realización del *Risikostudie*. No es posible adquirirlo a través de los organismos oficiales, pero en la publicación GRS-17 (9) se puede encontrar una descripción detallada de cada uno de los códigos que componen el paquete.

PROGRAMAS PARA EL ANALISIS CUANTITATIVO PUNTUAL

Se han desarrollado gran cantidad de programas para la cuantificación de diagramas de averías y secuencias accidentales. Como entrada, algunos necesitan los conjuntos mínimos de fallo obtenidos por los programas cualitativos y otros no; a estos últimos se les llama códigos de evaluación directa. En general, gran parte de los programas de análisis cuantitativo puntual incorporan procedimientos para realizar estudios de propagación de incertidumbres, e incluso cálculo de medidas de importancia. Sin embargo, sólo se describirá en esta sección su capacidad de cálculo puntual. Los programas más conocidos son los que siguen:

KITT-1 y KITT-2 (3) calculan las características de fiabilidad de los sucesos primarios, conjuntos mínimos de fallo y suceso no deseado. Parte de los conjuntos mínimos de fallo o de los caminos mínimos de éxito definidos por PREP. KITT-1 es un código de una sola fase, mientras que KITT-2 analiza sistemas multifase. Ambos consideran distribución exponencial de fallos: los componentes pueden ser reparados en un intervalo de tiempo constante o ser no reparables; las condiciones de inhibición deben tener probabilidad de ocurrencia constante, y los sucesos se consideran independientes.

Las características de fiabilidad del sistema se pueden obtener por dos métodos: aproximación por límite superior, y procedimiento de ajuste. En el caso de diagramas de averías muy grandes, los tiempos de cálculo pueden ser muy elevados, lo que les hace poco efectivos en comparación con otros programas.

IMPORTANCE (10), aunque la principal utilidad de IMPORTANCE radica en el cálculo de medidas de importancia, obtiene la probabilidad de ocurrencia del suceso no deseado utilizando la aproximación del límite superior de corte mínimo.

Es un código muy rápido, lo que aconseja su utilización especialmente para la realización de análisis de sensibilidad, con la ventaja de poder encadenarse directamente a SETS, FTAP, y también a PREP como se ha conseguido en la versión del Departamento de Tecnología Nuclear de la ETSII.

SEP (13) permite realizar el análisis cuantitativo puntual de un diagrama de averías a partir de las ecuaciones booleanas simplificadas en forma de conjuntos mínimos de fallo hallados por SETS. Emplea un procedimiento de ajuste, pudiendo truncar primero las ecuaciones que contengan un gran número de términos en función de su probabilidad, y disminuir así los tiempos de cálculo sin perder efectividad.

WAM-BAM (14) calcula probabilidades puntuales para los sucesos no deseados. Consta de cuatro códigos: WAM, WAMTAP, BAM y CUT. Los dos primeros son preprocesadores de la entrada al BAM; éste emplea una com-

binación de conceptos del método GO y de análisis de diagramas de averías. La probabilidad del suceso no deseado se obtiene a partir de una tabla de verdad.

WAM-BAM es muy fácil de utilizar; sin embargo, **WAMCUT-II** puede ser más rápido y eficiente en determinados casos.

PROGRAMAS PARA EL ANALISIS DE LA INCERTIDUMBRE

El tratamiento de la incertidumbre se lleva a cabo, por lo general, a través de uno de los dos métodos siguientes: procesos de simulación de Monte Carlo y técnicas de propagación de momentos. La mayoría de los programas de análisis pueden manejar distribuciones de tipo normal, lognormal, uniforme y loguniforme, si bien algunos de ellos admiten otras distribuciones, como beta, gamma, *t* de Student y Johnson. Los programas más conocidos en ese área se indican seguidamente.

SAMPLE (15) utiliza un muestreo de Monte Carlo para obtener la media, desviación típica, distribución y rango de probabilidad de una función $Y = f(x_1, x_2, \dots, x_n)$, supuesto que las distribuciones de $x_1, x_2, \dots, x_n$ son conocidas, así como la relación entre Y , y las x_i . El código realiza el muestreo N veces, ordenando los valores estimados de Y en orden ascendente para obtener los límites (percentiles) de la distribución de Y . Permite tres tipos de distribuciones de entrada: normal, lognormal y loguniforme, debiendo tener todas las variables de entrada el mismo tipo de distribución. Admite el tratamiento de múltiples funciones en secuencia en una sola ejecución.

Es sencillo de utilizar, pero requiere como entrada la ecuación representativa del sistema, lo que puede dificultar su empleo en determinados casos.

SEP (13) realiza el análisis de incertidumbres de los resultados obtenidos, considerando los sucesos primarios como variables aleatorias de distribución lognormal, empleando un proceso de simulación de Monte Carlo, análogo a **SAMPLE**. Se pueden obtener también ciertas estadísticas sobre sucesos dependientes y sucesos relacionados con la verificación y el mantenimiento de componentes y sistemas. Tiene la ventaja de encadenarse directamente a SETS, lo que evita la tarea de construcción de la ecuación representativa del sistema.

SPASM (16) evalúa la distribución de probabilidad del suceso no deseado mediante técnicas de simulación de Monte Carlo. Utiliza como datos de entrada parte de los resultados de salida de **WAMCUT**.

Admite diversos tipos de distribuciones para los sucesos primarios y presenta los resultados en forma gráfica.

PROGRAMAS PARA EL ANALISIS DE MEDIDAS DE IMPORTANCIA

El cálculo de medidas de importancia para componentes, conjuntos de fallo o sucesos no deseados facilita la rápida

identificación de los puntos débiles del diseño del sistema, así como sus discrepancias con determinados criterios de seguridad. Los códigos más utilizados para este fin son los siguientes:

IMPORTANCE (10) clasifica los sucesos primarios y los conjuntos mínimos de fallo según varias medidas de importancia, a elección del usuario. Es capaz de manejar diagramas de averías con sucesos dependientes del tiempo, bajo la hipótesis de que los sucesos primarios sean estadísticamente independientes y tengan distribuciones de fallo y reparación exponenciales.

Para sucesos primarios, las medidas de importancia que puede calcular son: Birnbaum, Birnbaum estructural, criticidad, función de mejora, Fussell-Vesely, Barlow-Proschan y contribución secuencial. Para los conjuntos mínimos de fallo puede calcular dos medidas: Barlow-Proschan y Fussell-Vesely.

En la versión procedente de Sandia National Laboratories (17), **IMPORTANCE** puede encadenarse directamente a SETS. En el Departamento de Tecnología Nuclear de la ETSII se han hecho determinadas modificaciones a esta versión, con el fin de corregir algunos errores que en ella se detectaron (11) y (12).

SEP (13) como complemento a su capacidad global de análisis cuantitativo, calcula las medidas de importancia de Birnbaum y de Fussell-Vesely para componentes, y ordena los mínimos conjuntos de fallo en función de su probabilidad.

PROGRAMAS PARA EL ANALISIS DE FALLOS DEPENDIENTES

El análisis de fallos dependientes es una tarea tan difícil como importante. Los programas más utilizados se describen seguidamente.

COMCAN (18) identifica las posibles causas comunes de fallo de los conjuntos mínimos de fallo de un diagrama de averías; utiliza la metodología de análisis de fallo por causa común genérica desarrollada por EG&G. Incluye la asignación de susceptibilidades de sucesos básicos a partir de una librería de susceptibilidades, y la generación de localizaciones comunes a través de datos iniciales. No sólo busca susceptibilidades compartidas a varios sucesos secundarios, sino también uniones comunes entre componentes, tales como fuentes comunes de energía; en el caso de susceptibilidades comunes, realiza un chequeo de localización para determinar si existen barreras entre componentes a la causa común; puede además identificar fabricantes comunes de componentes que puedan aparecer en un mismo conjunto mínimo de fallo, e incluye un esquema de rango relativo para susceptibilidad a sucesos secundarios. Incluye también un módulo de resolución de diagramas de averías, para evitar su dependencia respecto a otros códigos de análisis cualitativo.

SETS (1) realiza el análisis de fallos dependientes empleando la técnica de

transformación de variables. Consiste en reemplazar cada suceso primario en la ecuación booleana del suceso no deseado por su ecuación de transformación en función de las causas comunes que la afectan, y en realizar una reducción booleana de la misma para obtener una ecuación transformada del suceso no deseado en función de las causas comunes.

Tiene la ventaja de poder manejar diagramas de averías muy grandes, incluso secuencias de accidente, y es además capaz de pasar de forma automática los candidatos de causa común a diferentes programas cuantitativos, a fin de calcular su importancia e influencia en la indisponibilidad del sistema o en la frecuencia esperada de la secuencia.

FENOMENOLOGIA DE LOS ACCIDENTES. METODOLOGIA DE CALCULO

La metodología actualmente considerada más avanzada para analizar la fenomenología asociada a los accidentes nucleares en análisis de riesgos es la definida por la *Nuclear Regulatory Commission* de los EUA (1). Los programas elegidos dan resultados suficientemente conservadores, pero mucho más realistas que los utilizados anteriormente en el desarrollo del *Reactor Safety Study*.

En la figura III se incluye el esquema de utilización de tales programas, desde la identificación de la planta y secuencia accidental a analizar, hasta la cuantificación final de la liberación de radionucleidos al ambiente, pasando por los aspectos termohidráulicos y químicos que afectan al combustible y el comportamiento de los gases, vapores y aerosoles que se generen.

PROGRAMAS PARA EL ANALISIS TERMOHIDRAULICO

Para el análisis de las distintas fases de un accidente catastrófico, es decir: el

calentamiento, fusión y derrumbamiento del núcleo, la fusión penetrante de la vasija, la caída del corium fundido en la cavidad del reactor, las interacciones de la masa fundida con el hormigón y el comportamiento de la contención y sistema primario, se utiliza el código MARCH (Meltdown Accident Response Characteristics). A partir de las condiciones generales establecidas por este código, MERGE hace un cálculo más detallado de la termohidráulica del sistema primario. En las secuencias que conllevan interacción corium-hormigón, la termodinámica asociada se estudia con el código CORCON, que estudia el problema de una forma más rigurosa que la subrutina INTER del código MARCH.

En la figura III se puede ver el papel del programa MARCH dentro del esquema completo de cálculo. La versión MARCH-2.0 (2) es la última y proporciona la información básica sobre presiones, temperaturas e inventario de materiales, en las distintas regiones de interés.

MARCH calcula la potencia residual con una subrutina que incluye la propuesta en la norma ANSI 1979. Esta opción es una buena aproximación a la solución dada por el código ORIGEN, que se usará para calcular el calor residual sólo cuando sea necesaria la fracción de calor residual correspondiente a cada grupo de radionucleidos. Realiza un cálculo del inventario de agua y vapor existente en el sistema, incluyendo las contribuciones intermitentes de varias fuentes de refrigeración de emergencia del núcleo. Considera los puntos de apertura y cierre de las válvulas de alivio de presión, así como la localización de cualquier fuga o rotura en el sistema refrigerante. Hasta que el núcleo queda al descubierto, MARCH realiza un cálculo muy sencillo, modelando todo el sistema primario con un solo nodo. Los fenómenos de transmisión de calor y de masa se describen mediante correlaciones empíricas. Por ejemplo, el flujo de refrigerante en los canales entre

barras se describe reduciendo el sistema a una tubería por donde circula un fluido incompresible.

El núcleo del reactor se modela como un apilamiento axial de anillos concéntricos con geometría cilíndrica. Se modela la fuente de calor por oxidación del Zr y la generación de hidrógeno molecular. El modelo de fusión del combustible considera que existe fusión una vez se haya superado una temperatura determinada; quizá sea este modelo el que proporciona mayores incertidumbres.

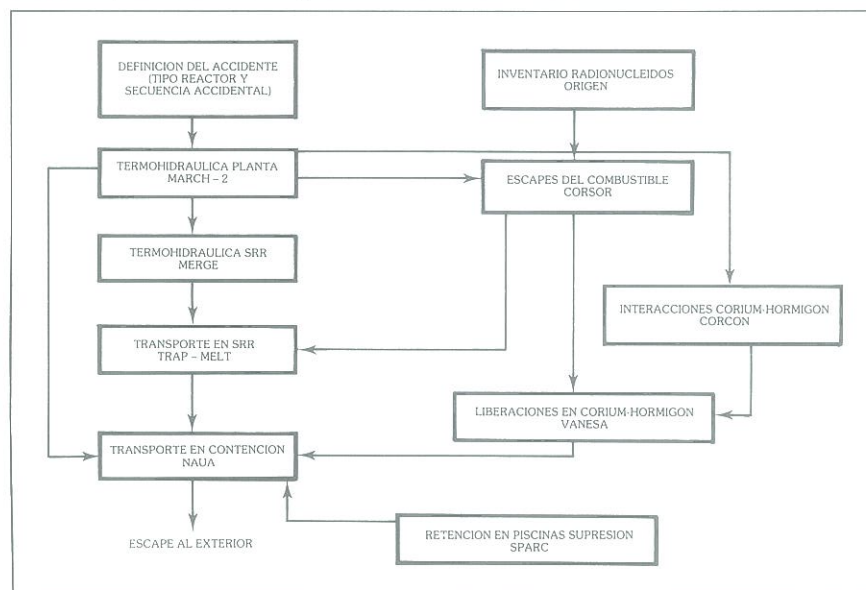
Se simula también el ataque de la masa fundida a la vasija y los modos de penetración de la misma. Las aportaciones de vapor e hidrógeno a la atmósfera de la contención se calculan secuencialmente, así como todas las variables termodinámicas importantes. También se incluyen modelos de combustión de hidrógeno y monóxido de carbono, así como el efecto de las piscinas de supresión, sistemas de aspersión y condensadores de hielo. Los modelos de combustión de H_2 y CO no son mecanicistas, sino que se basan en resultados empíricos. El programa CONTAIN proporciona un mejor tratamiento de la combustión en la contención.

MERGE (3) calcula el flujo de vapor e hidrógeno a través del sistema primario usando datos de salida de MARCH. Se considera flujo unidimensional y mezcla perfecta. Para calcular los flujos y temperaturas en el sistema, en cada volumen de control, se usan las ecuaciones de estado para vapor e hidrógeno, junto con las de conservación de la energía y la de transmisión del calor a las estructuras. Se calculan también tiempos de residencia, tasas de condensación y evaporación, separación de las fases y fenómenos de termofóresis. La ecuación del momento para el flujo no se resuelve, considerando como válidos los resultados de MARCH.

MELPROG es un modelo mecanicista avanzado, desarrollado en el Laboratorio Nacional de Sandia en los EUA, que estudia los fenómenos termohidráulicos de los accidentes con fusión del núcleo en sus diferentes fases. Este programa incluye el análisis de las fases anteriores a la fusión del núcleo con el código TRAC desarrollado por el Laboratorio Nacional de Los Alamos. TRAC permite un modelo hidrodinámico tri y monodimensional para la vasija del reactor. Este esfuerzo también lo está desarrollando INEL con el código termohidráulico RELAP5-MOD2. En la fase de la secuencia accidental en la que se manifiesta daño al combustible, INEL ha desarrollado el código mecanicista SCDAP que está integrado en el código RELAP5.

Cuando el material fundido del núcleo ataca la base de hormigón se produce una gran cantidad de gases combustibles y no-condensables. El ataque sobre la base se modela dentro del código MARCH con subrutinas, que se reemplazan por el código CORCON,

F III Esquema de la metodología de cálculo en los análisis de nivel II de PRA's.



más avanzado, para calcular la generación de gases y aerosoles.

CORCON (4) toma la temperatura y la composición de la masa fundida y material estructural de las salidas de MARCH y CORSOR, y lo deposita como capas separadas de óxido y metal sobre la base de hormigón. No considera la dispersión espacial de este material dentro de la contención. El cálculo trata la descomposición del hormigón y la liberación asociada de gases, así como los procesos de transmisión de calor entre capas y superficies.

PROGRAMAS PARA EL CALCULO DEL ESCAPE DURANTE EL DETERIORO DEL NUCLEO

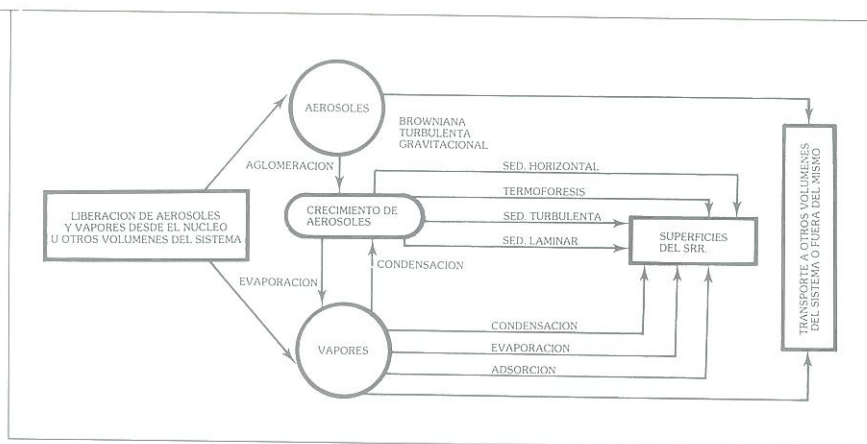
Para que escapen a la atmósfera exterior, los productos de fisión deben de salvar las barreras de retención de la radiactividad; es decir, deben liberarse del propio combustible, salir del núcleo del reactor y viajar por el interior de la barrera de presión hacia la rotura o fuga. Una vez en el recinto de contención tendrán que salvar este edificio para salir al exterior. En el camino hacia el exterior, los gases, vapores y aerosoles generados en el accidente encuentran multitud de trampas y sumideros, tanto naturales como artificiales, que deben ser también modelados en los programas de cálculo. La fracción que escapa, o integral de escape, es el objetivo final del cálculo.

Existen varios programas para estimar las distintas fases que antes se explican. Un conjunto muy utilizado incluye los programas que siguen. El cálculo del inventario de radionucleidos se hace con ORIGEN (5). Las fracciones de liberación del combustible y materiales estructurales se calculan con CORSOR (6) y la liberación adicional por interacciones con el hormigón con VANESA (7). El transporte y retención en la barrera de presión se modela con TRAP-MELT (8) y el comportamiento en la contención con NAUA (9) y en el caso de las centrales con reactor BWR los procesos de retención en piscinas de supresión se modelan con SPARC (10).

ORIGEN2 recibe información del tipo de reactor, composición del combustible y nivel de potencia. Internamente, el programa requiere las secciones eficaces de las distintas reacciones nucleares, los rendimientos de fisión y los esquemas de desintegración para todos los nucleidos que forman parte de las cadenas radiactivas. El conjunto de ecuaciones diferenciales de primer orden, lineales y acopladas, se resuelve numéricamente para obtener el inventario de isótopos y el calor residual.

Durante el calentamiento y fusión del combustible se generan en el núcleo grandes cantidades de vapor. Por ello, para obtener estimaciones cuantitativas de las tasas de liberación y fracciones de escape del material radiactivo, MARCH interacciona con CORSOR, que modela la liberación de productos de fisión del combustible fundido.

CORSOR toma de MARCH las tem-



F IV Mecanismos de Retención de aerosoles y formas vaporizadas incluidos en TRAP-MELT.

peraturas de las distintas zonas en que se ha dividido el núcleo y de ellas deduce la liberación del material del núcleo fundido. Se usa un modelo completamente empírico basado en resultados experimentales. Como es lógico, los resultados son mejores para las sustancias de alta volatilidad.

CORSOR ignora también los efectos originados por cambios en la relación de área superficial a volumen del núcleo fundido durante las etapas tardías de la fusión. Los efectos químicos no se tratan más que de una forma muy aproximada, pues sólo se tienen en cuenta las especies más probables, y sin tener en cuenta que las variaciones ambientales pueden suponer cambios en las tasas de oxidación o reducción. Tampoco se consideran de forma convincente los efectos de los materiales de las barras de control.

En la actualidad se están desarrollando nuevos códigos, más mecanicistas y realistas, como el VICTORIA.

TRAP-MELT modela el transporte de materiales procedentes del núcleo fundido a través de la barrera de presión; para ello tiene en cuenta el flujo de gases y vapores existentes en el primario, que había determinado el código MERGE. Los procesos físicos simulados en el programa pueden observarse en la figura IV.

El código es una aproximación razonable para estimar los efectos de la retención; sin embargo, contiene aproximaciones mejorables. Por ejemplo, sólo considera la presencia de vapor, ignorando el hidrógeno, cuya viscosidad cinemática es cinco veces mayor que la del vapor de agua. Además, TRAP-MELT es un modelo de sistema diluido, despreciando por ello el efecto de las altas densidades de aerosoles existentes en algunas zonas del sistema, en cuanto a la probable violación de la hipótesis de mezcla perfecta. También es importante la transmisión de las incertidumbres acumuladas en el análisis termohidráulico, pues se ha demostrado la gran sensibilidad que tiene el fenómeno del transporte a las magnitudes termohidráulicas. El código TRAP-MELT está siendo objeto de validación y mejora a través de un gran número de experi-

mentos a pequeña y gran escala, entre los que hay que mencionar los experimentos de MARVIKEN, LACE y LOFT.

VANESA modela la reducción del agua y CO_2 a H_2 y CO , así como la liberación de otros materiales del corium durante su interacción con el hormigón, entre los que han de encontrarse gases y aerosoles. Para ello parte de los resultados de CORCON. La validación del programa está aún por completarse sobre una base experimental mayor.

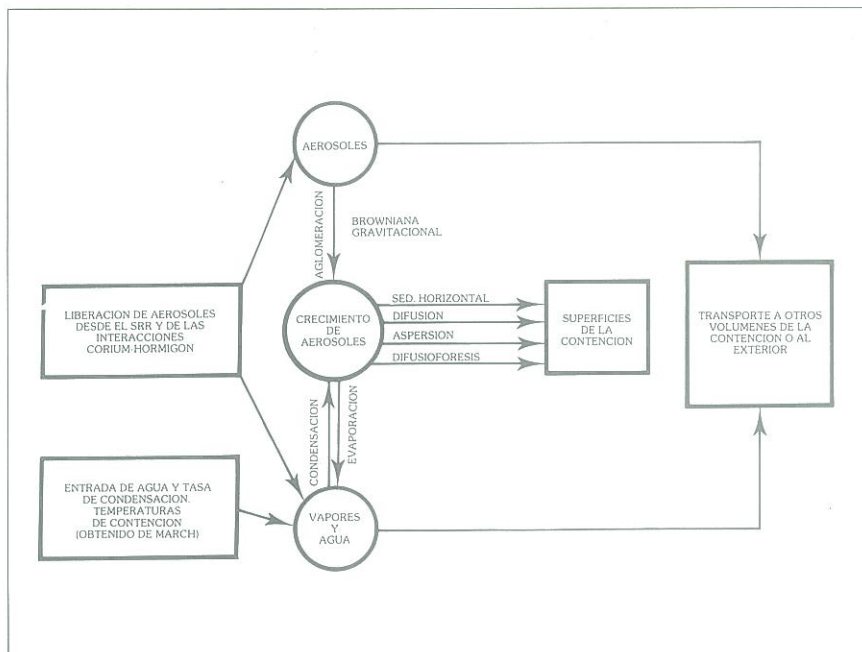
PROGRAMAS PARA LA ESTIMACION DE LAS INTEGRALES DE ESCAPE

Dentro de la contención se pueden presentar una gran cantidad de procesos de sedimentación y retención por la acción de fenómenos naturales y de las salvaguardias tecnológicas. Los mecanismos de eliminación de productos de fisión son aspectos importantes en esta etapa del accidente.

NAUA modela la interacción de los aerosoles con vapores y agua de la forma indicada en la figura V. Los cálculos indican que la aglomeración y adhesión a paredes horizontales son los factores más importantes en la eliminación de partículas grandes, mientras que las pequeñas se eliminan principalmente por condensación de vapor de agua, por la acción de flujos de Stefan y por la aglomeración con grandes partículas.

La combustión de H_2 o CO no se tiene en cuenta y es previsible que tenga importancia en caso de producirse. Tampoco se incluye la aglomeración turbulenta.

Además de NAUA, sin duda el más utilizado, existen otros programas menos avanzados pero útiles. Recientemente, el Departamento de Tecnología Nuclear de la ETSII, dentro del proyecto de investigación patrocinado por UNESA, participó en un ejercicio de comparación de programas, bajo el auspicio del CSNI de la Agencia de Energía Nuclear (11). A tal fin se utilizaron con éxito CORRAL-2 y HAARM-S, a pesar de sus limitaciones. De hecho el binomio MARCH/CORRAL fue la base de los estudios de fenomenología de accidentes que se incorporaron en el *Reactor Safety Study*.

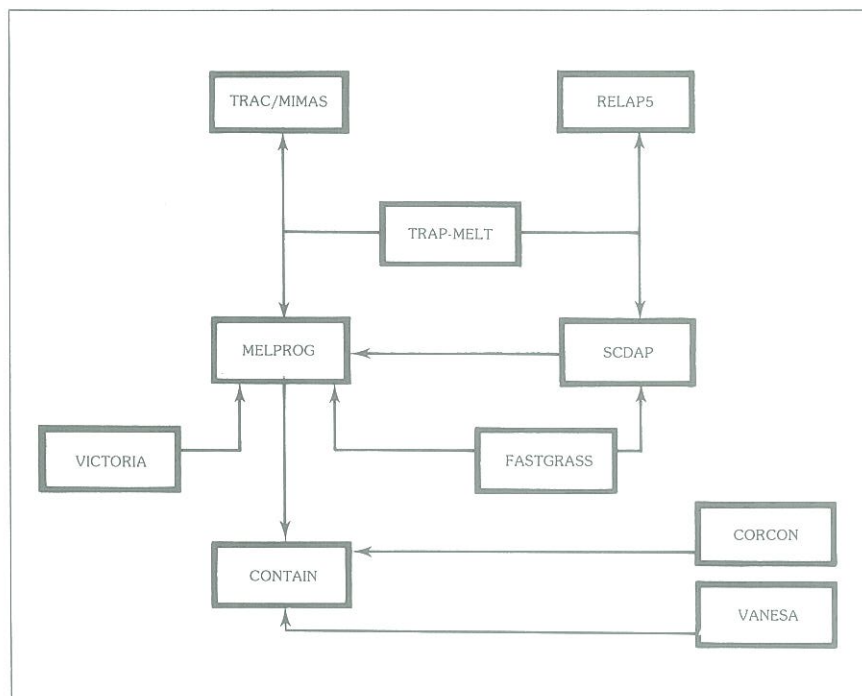


FV Mecanismos de Retención modelados en el código NAUA.

CODIGOS DE CALCULO DE FENOMENOLOGIA DE LOS ACCIDENTES

Descripción	Modelo de evaluación	Modelo realista
Termohidráulica del SRR	March, Merge	Trac, Relap 5
Calentamiento y degradación combustible.	March	Scdap, Melprog, Mimas
Liberación radionucleidos y materiales estructurales desde el núcleo	Corsor	Grass, Victoria
Transporte especies en SRR	Trap-Melt	Trap-Melt
Interacción corium-refrigerante	March	Wisci
Interacción corium-hormigón	Corcon	Corcon
Liberaciones en int. corium-hormigón	Vanessa	Vanessa
Termohidráulica contención	March	Contain
Comportamiento del hidrógeno	March	Contain
Transporte especies en contención	Naua, Sparc	Naua, Contain

FVI Esquema de la metodología avanzada de cálculo del término fuente.



CONTAIN, recientemente desarrollado, mejora estas deficiencias, en especial el tratamiento integrado de los aspectos de transporte y termohidráulicos. Tampoco contiene el tratamiento químico, ni las características radiactivas de los productos depositados. Estos efectos no son incluidos hasta el momento en ningún programa, y pueden tener importancia en el caso de emisiones de yodo (^{132}Te a ^{132}I y del $^{131\text{m}}\text{Te}$ a ^{131}I).

PROGRAMAS PARA EL ANALISIS REALISTA DE LA FENOMENOLOGIA DE LOS ACCIDENTES

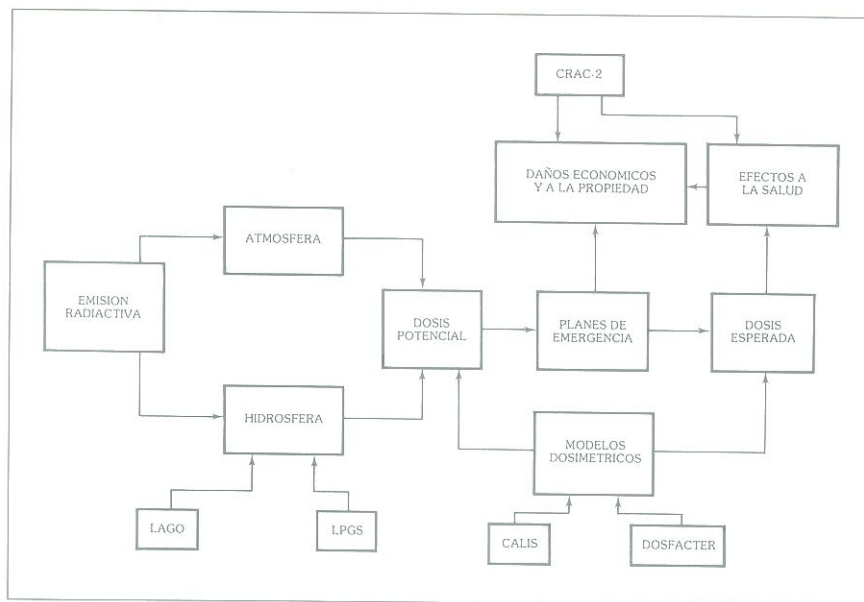
Se están desarrollando muchos programas avanzados que con un tratamiento mecanicista tratan de predecir, de forma realista, la evolución del deterioro y los escapes en una secuencia accidental determinada. Estas herramientas se indican en la tabla I, junto con las anteriormente mencionadas. En la figura VI se detalla el esquema de utilización. Los nuevos son más complejos y elaborados y requieren mucho más tiempo de cálculo. La aplicación de estos programas proporcionará nuevos resultados y posiblemente modelen fenómenos que todavía no han sido tratados suficientemente bien.

CUANTIFICACION DE DAÑOS. METODOLOGIA DE CALCULO

En la figura VII se incluye un esquema de los aspectos que han de contemplarse en la cuantificación de daños. Sólo se incluyen aquellos programas que posee o ha desarrollado el Departamento de Tecnología Nuclear y que son de aplicación directa a alguna de las fases de cálculo o a todas. Como programa de tipo general que abarca todo el análisis, desde el término fuente hasta los daños ocasionados, destaca CRAC-2.

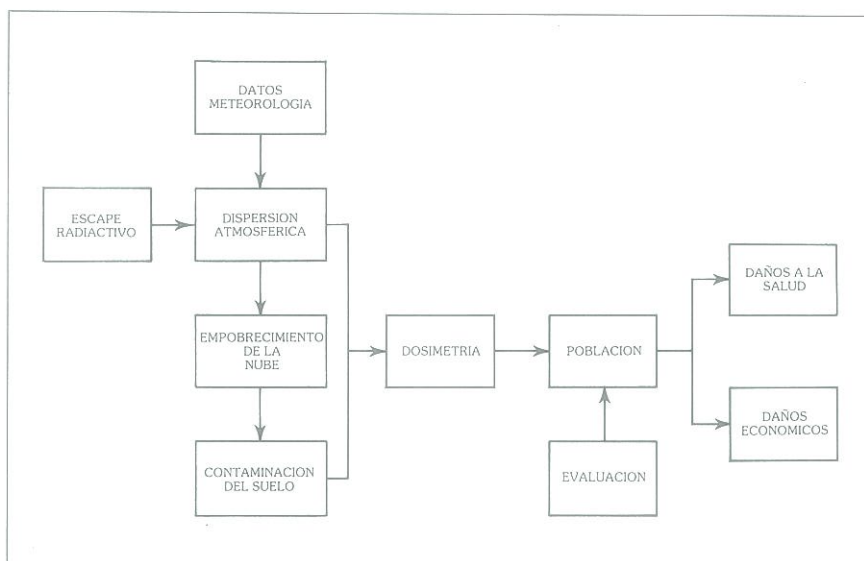
Para el análisis de la distribución e impacto de los vertidos a la hidrosfera, se dispone de los códigos LPGS y LAGO –este último desarrollado en el Departamento de Tecnología Nuclear de la ETSII de Madrid, bajo el patrocinio de UNESA–. Finalmente, la estimación de las dosis de radiación recibidas por las personas, se realiza con el código DOSFACTOR, para la dosimetría externa, y con el código CALIS –también original del mencionado Departamento– para la dosimetría interna. En lo que sigue se describen todos estos modelos.

Una panorámica muy completa de los códigos existentes en 16 países para el análisis global de consecuencias, con intercomparación de los resultados para varios problemas tipo, se encuentra en el ejercicio internacional de comparación patrocinado por el Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE (1).



F VII Esquema de las fases del Análisis de nivel III. Códigos aplicables.

F VIII Código CRAC-2. Modelo de cálculo.



MODELOS GLOBALES. EL PROGRAMA CRAC-2

CRAC-2 (2, 3) es una versión mejorada del modelo empleado en el *Reactor Safety Study*; incluye modelos enlazados para estimar la dispersión de los contaminantes en la atmósfera, las dosis recibidas por las personas y los daños nucleares. Pero es también un programa integrador, en el sentido de que también obtiene las *curvas del riesgo*. La figura VIII constituye un esquema de la sucesión de modelos que incorpora el programa.

Las curvas del riesgo se calculan a partir de los distintos escapes radiactivos y de las probabilidades de las diferentes condiciones atmosféricas potencialmente presentes en el momento del accidente. Se parte de los datos meteorológicos horarios para un año completo. Mediante un muestreo adecuado se seleccionan varias secuencias meteorológicas representativas de todo el espectro posible.

Se analiza después la dispersión en la atmósfera mediante un modelo de tipo gaussiano, corregido en numerosos aspectos para considerar: 1) la variación de las condiciones meteorológicas sobre el emplazamiento con el paso del tiempo; 2) la estela turbulenta producida por el edificio del reactor; 3) la duración del escape; 4) la rugosidad del terreno; 5) la presencia de una capa de inversión a determinada altura en la atmósfera, y 6) la elevación del penacho por su contenido calorífico. Por otro lado, se consideran los fenómenos que empobrecen el contenido radiactivo de la nube: 1) la desintegración radiactiva; 2) la precipitación seca de los aerosoles sobre el terreno, y 3) el arrastre de dichos aerosoles por la lluvia.

Una vez conocidas, para cada radisótopo, las concentraciones en el aire y en el suelo, a diferentes distancias, el programa pasa a utilizar los modelos dosimétricos, que son de dos tipos, según el instante de la evaluación: inmediatos y

crónicos. Las dosis inmediatas serán debidas a: 1) la radiación directa de la nube; 2) la radiación externa desde el suelo contaminado, y 3) la inhalación de los tóxicos radiactivos durante el paso de la nube. Las dosis de tipo crónico pueden producirse por tres vías de exposición: a) la exposición crónica al suelo contaminado; b) la inhalación de aerosoles resuspendidos desde el suelo, y c) la ingestión de alimentos contaminados (cosechas y leche). Para todas ellas se considera la reducción de la actividad con el paso del tiempo por efecto de la desintegración, la meteorización y la absorción.

Una vez calculadas las dosis, se procede a la estimación de los daños sobre la salud. Esta tarea se realiza sobre modelos revisados por el Comité para la evaluación de los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes (BEIR), procedentes de numerosos estudios realizados sobre animales y sobre poblaciones expuestas a las radiaciones. Los tipos de efectos observables se reducen a inmediatos y latentes. Los primeros se caracterizan mediante relaciones dosis-probabilidad de aparición del daño, generalmente con un umbral mínimo. Los segundos se evalúan mediante la probabilidad de que aparezca un efecto dado, en un intervalo de tiempo después de un período de latencia, en función de dosis recibida por el individuo. Además, son también latentes los efectos genéticos que podrían aparecer en la descendencia de los afectados y que se cuantifican de manera análoga.

Finalmente, los daños económicos que calcula CRAC-2 son los derivados de las medidas adoptadas para proteger la población, fundamentalmente costes de la evacuación y cambio de residencia de las personas, costes de las descontaminaciones a efectuar, valor de las cosechas o productos lácteos que se deban confiscar, y valor de las propiedades rústicas y urbanas que sea necesario expropiar.

Como se aprecia, la gran cantidad de modelos que incorpora CRAC-2 hace que el nivel de incertidumbre sea en general elevado, obligando a estimarlo antes de presentar los resultados finales. El código CRAC-2 posee una estructura informática que facilita los análisis de sensibilidad e incertidumbre, permitiendo enlazar múltiples ejecuciones en un mismo trabajo, con el consiguiente ahorro de recursos de computador, característica atractiva para el investigador.

Además de CRAC-2 existen otros códigos derivados del primitivo CRAC no asequibles a través de las librerías internacionales con acceso público. Se trata de CRACIT y NUCRAC. Sin embargo, se sabe que el primero tiene en cuenta la topografía del terreno, la variabilidad de la dirección del viento y de otros parámetros meteorológicos, mientras que el segundo incorpora modelos más desarrollados para el cálculo del poso radiactivo y las dosis crónicas a través de la vía alimentaria.

Muchos países han desarrollado programas de ordenador para estimar las consecuencias de los escapes. Entre otros, sobresalen UFOMOD, en la República Federal de Alemania; MARC en el Reino Unido; ALICE en Francia y ARANO en Finlandia.

PROGRAMAS PARA EL ANALISIS DE LAS DESCARGAS A LA HIDROSFERA

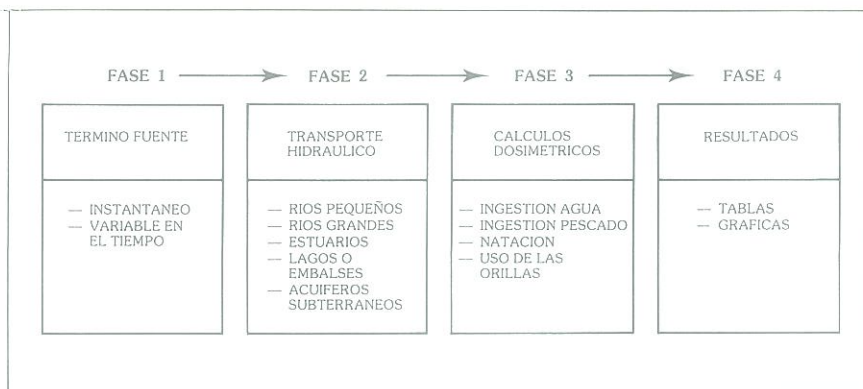
El análisis de las consecuencias de los accidentes nucleares resultaría incompleto si no se considerase la contaminación de las masas de aguas que rodeen un emplazamiento. Entre los efectos a considerar se incluyen: 1) la contaminación interna del organismo por ingestión de agua de bebida, productos alimenticios procedentes de las aguas afectadas o productos del campo que hayan sido regados por las mismas, y 2) la exposición externa por actividades profesionales o recreativas realizadas por las personas en las proximidades, sobre o en las masas de agua contaminada.

No obstante, salvo casos muy especiales, los riesgos derivados del transporte atmosférico se consideran dominantes. En primer lugar, porque dicho transporte es más rápido, en tanto que la mayor lentitud de las vías acuáticas favorece la disminución de la actividad inicial de muchos isótopos por desintegración. Por otro lado, mientras que la exposición inicial a una nube radiactiva suele ser involuntaria, la adopción de medidas adecuadas puede proteger casi totalmente a la población de la contaminación de las aguas. Se presentan a continuación los programas LPGS y LAGO, que se emplean para evaluar la importancia de los vertidos radiactivos sobre la hidrosfera.

LPGS (4) se desarrolló en los EUA como herramienta de cálculo para la realización del «Liquid Pathway Generic Study» (5). Permite calcular las concentraciones de radionucleidos en aguas superficiales y subterráneas después de vertidos accidentales, evaluando asimismo las dosis recibidas por la población como consecuencia de los mismos. El código considera numerosos escenarios accidentales, tal como se plasma en la figura IX, que recoge las sucesivas fases de su funcionamiento.

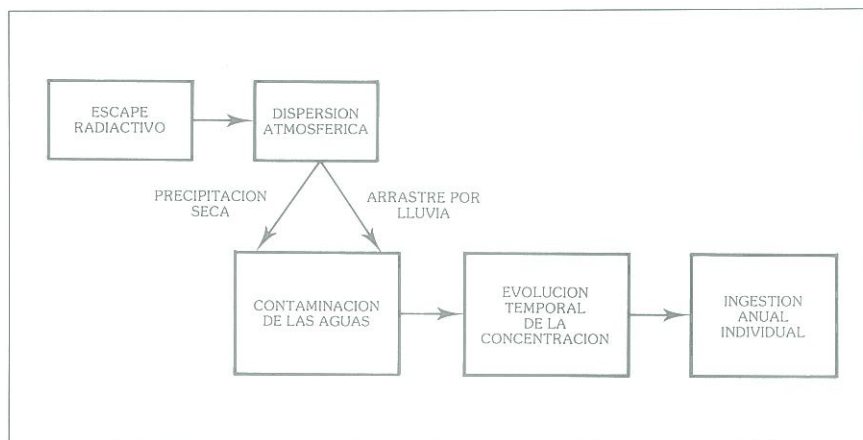
El programa calcula las dosis a través de las siguientes vías de exposición: a) para dosis internas, agua de bebida y consumo de pescados procedentes de las aguas contaminadas, y b) para dosis externas, práctica de natación y permanencia en las orillas. Para ello dispone de una completa librería de factores de dosis y datos de 169 radionucleidos. También realiza una estimación de las dosis recibidas por la fauna acuática (peces e invertebrados).

La presentación de estos resultados es especialmente útil, dado que el código LPGS origina una serie de gráficas con la evolución temporal de las dosis recibidas por cada una de las vías de ex-



FIX Código LPGS. Fases del cálculo.

FX Código LAGO. Modelo de cálculo.



posición y totales, de modo que su interpretación es inmediata.

LAGO (6) fue desarrollado en el Departamento de Tecnología Nuclear de la ETSII. Tiene como objeto el cálculo de la contaminación producida en un embalse o lago tras el paso de una nube radiactiva sobre la superficie del agua. Es, por tanto, útil para analizar aquellas situaciones accidentales en las que junto a una central nuclear se encuentre un pantano o lago cuyas aguas pudieran quedar afectadas. Con esta herramienta se estudia una vía de transporte de los radionucleidos desde la atmósfera hacia la hidrosfera, y de ésta al hombre.

La estimación de los niveles de contaminación se realiza en función de las actividades de cada isótopo ingeridas por la población a través del agua de bebida, comparándolas con los límites de incorporación anual de cada isótopo establecidos por el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes, para evaluar, en caso necesario, el tiempo de prohibición del uso de las aguas del pantano o embalse.

En el código LAGO se han considerado dos modelos de precipitación de los contaminantes sobre el agua: la seca, evaluada a través de una velocidad de precipitación, y la arrastrada por efecto de la lluvia, cuantificada mediante un coeficiente de arrastre. Además, se ha desarrollado un modelo para la evolución temporal de la actividad de cada isótopo presente en las aguas, considerando como sumideros: la desintegra-

ción radiactiva, la precipitación sobre los lodos del fondo del embalse y la desaparición de contaminantes con los vertidos de agua. Una vez conocida la concentración en cada instante, se puede calcular la cantidad ingerida por un individuo a través de la bebida, en todo un año. Dicha cantidad se relaciona con los límites del Reglamento, determinando así la importancia de la contaminación, y la posible adopción de medidas confiscatorias de las aguas. La figura X presenta un esquema de los modelos que incorpora el código LAGO.

LOS MODELOS DOSIMETRICOS

Como puede observarse en la figura VII, los modelos dosimétricos intervienen en el cálculo inmediatamente después de analizar el transporte y distribución de los tóxicos en el ecosistema. Se utilizan para estimar las dosis potenciales, básicas para la elección y diseño de las medidas de protección. También se emplean para el cálculo de las dosis recibidas por los individuos y la población en su conjunto una vez introducidas las medidas de protección establecidas.

Para estimar las dosis externas existen dos tendencias: a) modelar de la forma más detallada posible el problema real, mediante programas de ordenador y, b) realizar hipótesis ideales y simplificaciones de la forma de exposición de los individuos y de la colectividad a la radiación. Un esquema de las posibles

metodologías se encuentra en la figura XI.

La construcción y posterior implementación de modelos que simulen la situación real, nos llevaría a analizar un número elevado de situaciones diferentes y, por tanto, el cálculo adquiriría una complejidad no deseada, aumentando los recursos de ordenador y humanos necesarios. Además, tal complejidad no sería coherente con otras fases del análisis cuantitativo del riesgo.

Esta situación conduce a realizar hipótesis simplificadoras de la situación real, entre las que se incluyen, por ejemplo: a) la extensión infinita o semi-infinita de los componentes del ecosistema que se encuentra contaminado, y b) la distribución uniforme del contaminante en el medio en los alrededores del lugar donde se encuentra el individuo en consideración. Dado el limitado alcance en aire de la radiación beta, e incluso de la gamma, estas hipótesis no resultan inapropiadas, en la mayor parte de los casos, desde el punto de vista práctico.

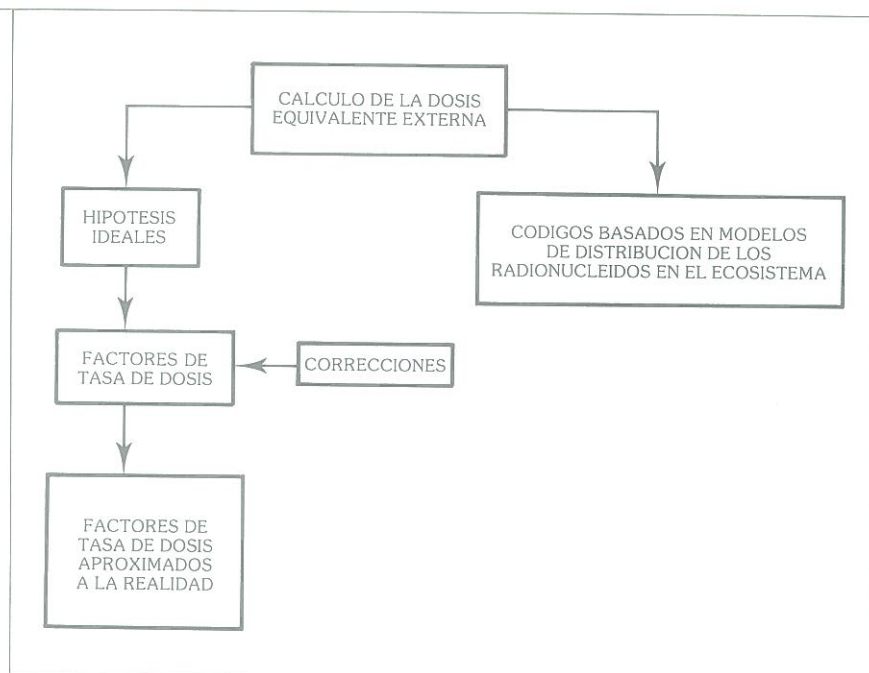
Estas hipótesis conducen al concepto de «factor de tasa de dosis externa», ya que la tasa de dosis externa equivalente, en un instante determinado, resulta proporcional a la concentración del contaminante en ese instante. El coeficiente de proporcionalidad es precisamente el factor de tasa de la dosis externa, definido como la tasa de dosis equivalente externa que recibiría un individuo sometido a un modo de exposición ideal y con una distribución de concentración unitaria y uniforme.

Con el concepto de *factor de tasa de dosis externa* se consiguen independizar los fenómenos físicos involucrados en el transporte y distribución de radionucleidos en el ecosistema, de los que se ven envueltos en la producción del daño biológico a la materia viva por la radiación externa. Según esto, y empleando esta metodología, bastaría que los programas para estimar consecuencias radiológicas, como los mencionados en el apartado IV.1, incluyesen librerías con tales factores para cada radionucleido, modo de exposición del individuo y del órgano y tejido en el que se estimaría la dosis.

De entre los códigos para estimar este factor, se han de señalar dos, uno por razones históricas y otro por razones prácticas. A saber: EXREM III (7), y DOSFACTER (8).

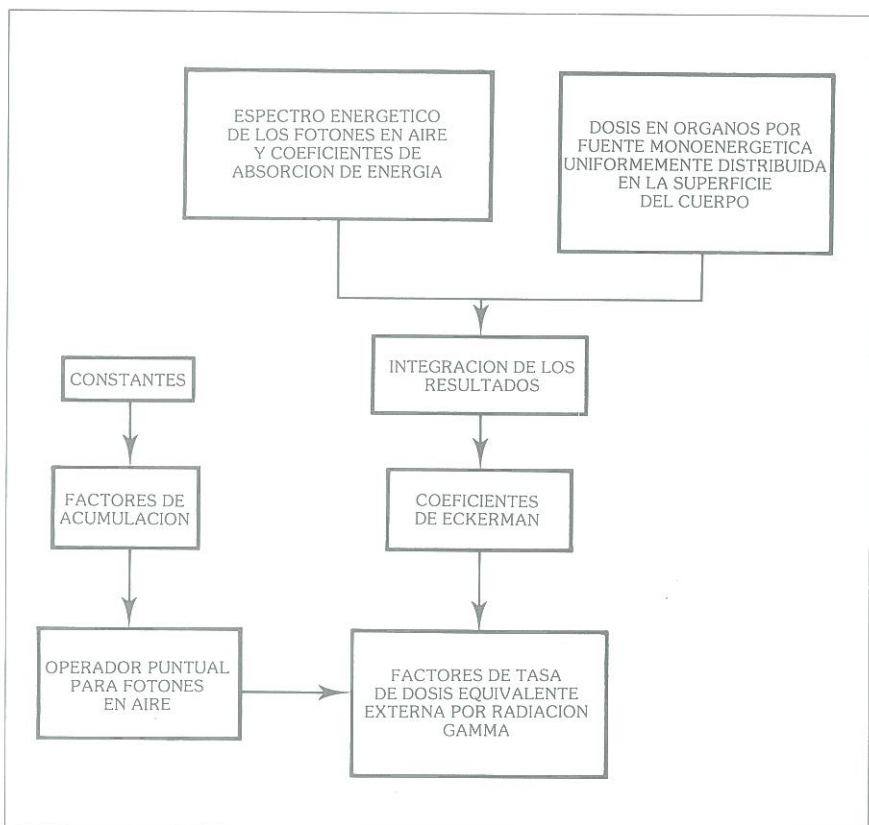
EXREM (año 1968), en su primera versión del código se desarrolló con el objetivo de estimar las dosis externas producidas por contaminación ambiental. La última versión de este código, «EXREM III» fue empleada en la realización del *Reactor Safety Study*.

DOSFACTER, en sus versiones 1979 y 1981 presenta diferencias a nivel teórico con respecto a EXREM III que lo hacen más valioso: a) utiliza métodos más elaborados para el análisis del transporte de la radiación en el medio donde se encuentra inmerso el individuo; b) tiene en cuenta el transporte de



FXI Metodología para la estimación de las dosis equivalentes externas.

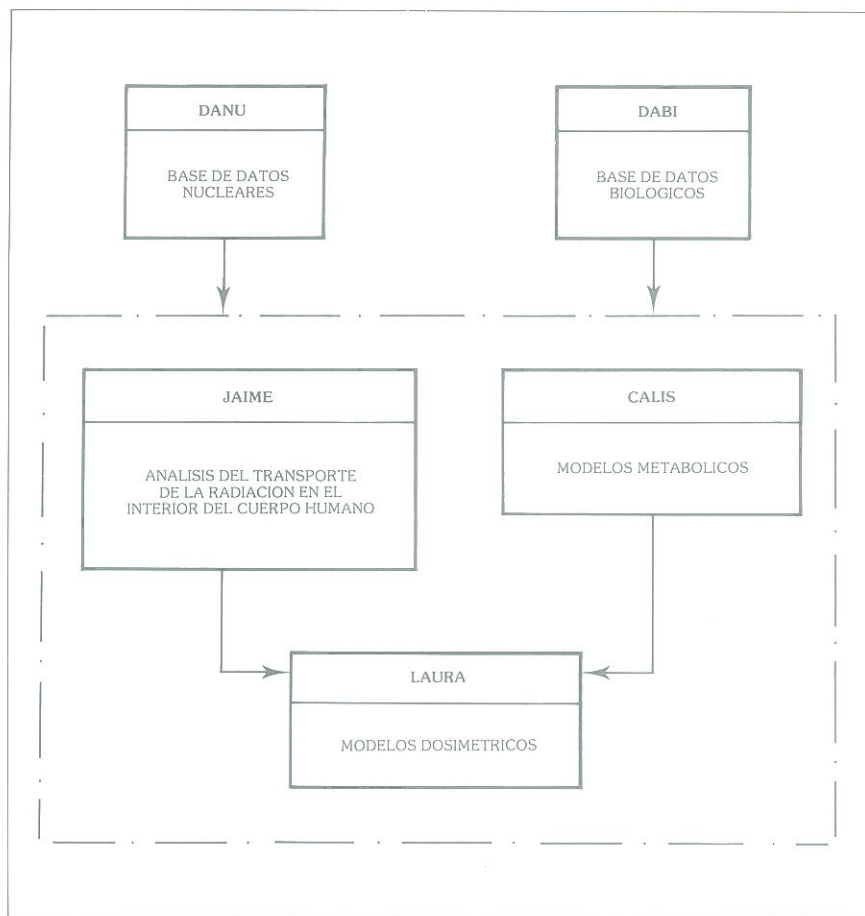
FXII Estructura del Código DOSFACTER.



la radiación en el interior del cuerpo humano, considerando la superficie uniformemente contaminada con fuentes monoenergéticas y analizando la dosimetría en cada órgano, y c) estima los factores de conversión a tasa de dosis por electrones en los tejidos radiosensibles de la piel. Una descripción de los modelos matemáticos de DOSFACTER se pueden encontrar en las publicaciones del Profesor Kocher (8), así como en las del Departamento de Tecnología Nuclear

(9 y 10). En la figura XII se presenta la estructura del programa.

La contaminación interna, por inhalación o ingestión de isótopos radiactivos, es el punto de partida para calcular los factores de conversión de dosis en órganos y tejidos del cuerpo humano. Este análisis implica la construcción de tres modelos diferentes y dos bases de datos, cuya estructura en el bloque de códigos que desarrolla el Departamento de Tecnología Nuclear, en base a las recomen-



F XIII Esquema de la estructura de códigos y bases de datos para análisis de intoxicaciones por productos radiactivos.

daciones dictadas por la Comisión Internacional de Protección Radiológica, se muestra en la figura XIII. En ella aparecen:

- Modelos que simulan el comportamiento metabólico de los elementos químicos contaminantes (CALIS).
- Modelos que simulan el transporte de la radiación gamma en el cuerpo humano, con objeto de cuantificar la energía absorbida en los órganos en los que no reside el isótopo (JAIME).
- Modelos dosimétricos que permitan estimar la energía absorbida en los órganos contaminados (LAURA).
- Base de datos que contenga los parámetros biológicos del cuerpo humano que importan el análisis dosimétrico interno (DABI).
- Base de datos nuclear que contenga las propiedades nucleares de los elementos contaminados (DANU).

JAIME (11), consiste en un fichero de lectura para el subbloque *LAURA* (12), y contiene la fracción de energía depositada en un órgano afectado por un fotón emitido en otro, en función de su energía, y para el denominado patrón-hombre definido por la Comisión Internacional de Protección Radiológica en su publicación 23 (13).

El análisis del metabolismo de un radionucleido en el cuerpo humano, después de una inhalación o ingestión, siguiendo la metodología propuesta por

la Comisión Internacional para la Protección Radiológica, implica simular dos fenómenos sucesivos: a) el comportamiento cinético de los productos incorporados en el sistema respiratorio y tubo digestivo hasta su llegada a los fluidos corporales, b) el comportamiento del tóxico radiactivo desde su entrada en los fluidos corporales hasta su expulsión del organismo. Los modelos del primer caso son característicos del individuo, los del segundo del elemento químico en cuestión.

CALIS (14), en su versión *CALIS-VA85*, permite modelar el comportamiento metabólico de cualquier isótopo en el sistema respiratorio y digestivo, y analizar el caso del yodo para todo el organismo. En este momento se están desarrollando modelos para simular el comportamiento de los tóxicos radiactivos en el tejido óseo, incluyendo el tejido hematopoyético. Como en los casos anteriores, los modelos se basan en las publicaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (16, 17, 18 y 19), así como otras específicas del tema no pertenecientes a la Comisión. Finalmente hay que señalar que las bases de datos nucleares y biológicos, *DANU* y *DABI*, se encuentran en fase de diseño y construcción y que siguen las directrices marcadas por las publicaciones 38 (21) y 23 (14) de la Comisión Internacional de Protección Radiológica.

CONCLUSIONES

Lo antes expuesto se puede resumir en las conclusiones que siguen:

Primera.—Sobre los programas básicos de ordenador y en evolución en la cuantificación del riesgo. El *Reactor Safety Study* definió la nueva metodología para cuantificar los riesgos nucleares. Como parte del estudio se desarrollaron varios programas de cálculo, de los cuales seis constituyeron la base de las estimaciones numéricas: *PREP-KITT* para el análisis de sistemas y cuantificación de secuencias accidentales, *ORIGEN/MARCH/CORRAL* para los estudios fenomenológicos y cuantificación de escapes y *CRAC* para el análisis de daños nucleares e integración de resultados. Los programas anteriores han sido mejorados sustancialmente y han aparecido otros nuevos, por lo general más elaborados en cuanto a los detalles.

Segunda.—Sobre los programas utilizados en el análisis de sistemas y cuantificación de secuencias accidentales. Dentro de la línea de los programas que requieren grandes recursos de ordenador, se estima que *SETSEP-IMPORTANCE*, en especial en sus últimas versiones, constituye un conjunto completo para el análisis de sistemas y cuantificación de secuencias accidentales que constituyen los estudios de nivel I cuando no se consideran estímulos externos ni el comportamiento de la contención.

Tercera.—Sobre los programas utilizados en el estudio de la fenomenología de los accidentes y cuantificación de escapes. La serie *ORIGEN2/CORSOR-MARCH2/CORRAL2*, mejorada con respecto a la utilizada en el *Reactor Safety Study*, constituye el conjunto mínimo necesario para llevar a cabo estudios fenomenológicos y de escape que puedan completar un análisis simplificado del nivel II. Se han desarrollado y están en vías de desarrollo mejores paquetes de programas, cuya validación experimental está siendo en la actualidad objeto de decidida atención a nivel internacional.

Cuarta.—Sobre los programas utilizados en la cuantificación de daños y en la integración de resultados. El programa *CRAC 2*, versión mejorada del utilizado en el *Reactor Safety Study*, constituye una herramienta valiosa para completar estudios de nivel III. Se han desarrollado y se están desarrollando nuevos programas, mucho más detallados, en especial para modelar el transporte atmosférico y la dosimetría.

BIBLIOGRAFIA

GENERAL

1. US NRC, *Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*, WASH-1400 (Oct. 1975).

2. BMFT. *Deutsche Risikostudie Kernkraft Werke* (Agosto 1979).
3. US NRC, *PRA Procedures Guide*, NUREG/CR-2300 (1983).

ANÁLISIS DE SISTEMAS

1. Worrel, R.B., *SETS Reference Manual*, NUREG/CR-4213, SAND83-2675, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, Mayo 1985.
2. Vesely, W.E., y Narum, R.E., *PREP and KITT Computer Codes for the Automatic Evaluation of a Fault Tree*, Idaho Nuclear Corporation, Idaho Falls, Idaho, IN-1349, 1970.
3. Morales Dorado, L., y Ortega Prieto, P., *Implementación de los códigos PREP-KITT*, PIACR-I-01/84, Madrid, Julio 1984.
4. Morales Dorado, L., y Ortega Prieto P., *Informe sobre modificaciones del código MINSET: Código MINSETI*, PIACR-I-09/84, Madrid, Noviembre 1984.
5. Morales Dorado, L., Ortega Prieto, P., y Alonso Santos, A., *Análisis cuantitativo del riesgo nuclear. Experiencia operativa con los códigos SETS/SEP/IMPORTANCE en el análisis de fiabilidad de sistemas y cuantificación de secuencias de accidentes*, PIACR-S-02/85, Ponencias del Proyecto PIACR presentadas a la XI Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Barcelona, Mayo 1985.
6. Willia, R.R., *Computer-Aided Fault Tree Analysis*, ORC-78-14, Operations Research Center, University of California, Berkeley, 1978.
7. Fussell, J.B., Henry, E.B., y Marshall, N.H., *MOCUS-A Computer Program to Obtain Minimal Sets from Fault Trees*, USAEC Report ANCR-1156, Aerojet Nuclear Company, 1974.
8. Putney, B.F., Kirch, H.R., *WAMCUT-II-A Fault Tree Evaluation Program*, SAI-SR-234-81-PA, Science Applications, Inc., Palo Alto, Calif., 1981.
9. Güldner, W., Polke, H., Spindler, H., y Zipf, G., *Computer Code Package RALLY, for the Probabilistic Safety Assessment of Large Technical Systems*, Gesellschaft für Reaktorsicherheit, GRS-57, 1984.
10. Lambert, H.E., *Fault Tress for Decision Making in System Analysis*, Lawrence Livermore Laboratories, DCRL-51829, 1975.
11. Morales Dorado, L., y Ortega Prieto, P., *Implementación del código IMPORTANCE (1975)*, PIACR-I-03/84, Madrid, Julio 1984.
12. Morales Dorado, L., y Ortega Prieto, P., *Implementación del código IMPORTANCE (1980)*, PIACR-I-05/84, Madrid, Noviembre 1984.
13. Olman, M.D., *Quantitative Fault Tree Analysis Using the Set Evaluation Program (SEP)*, NUREG/CR-1935, SAND80-2712, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, Septiembre 1982.
14. Leverenz, F.L., y Kirch, H.R., *User's Guide for the WAM-BAM Computer Code*, EPRI-217-2-5 (PB-240-624), prepared by Science Applications, Inc., Palo Alto, Calif., for the EPRI, 1976.
15. US NRC, *Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*, WASH-1400, NUREG-75/014, Apéndice II, pag. 2-64 a 2-74, Octubre 1975.
16. Leverenz, F.L., SPASM, *A Computer Code for Monte Carlo System Evaluation*, EPRI-NP-1685, EPRI, Palo Alto, Calif., 1981.

17. Lambert, H.E., y Davis, B.J., *The Use of the Computer Code IMPORTANCE with SETS Input*, NUREG/CR-1965, SAND81-7068, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, Marzo 1981.
18. Rasmuson, D.M., Marshall, N.H., Wilson, J.R., y Burdick, G.R., *COMCAN II-A. A Computer Code for Automatic Common Cause Failure Analysis*, EG&G Idaho, Inc., Idaho Falls, Mayo 1979.

FENOMENOLOGIA

1. US NRC, *Reassessment of the Technical Bases for Estimating Source Terms (DRAFT)*, NUREG-0956, Julio 1985.
2. Wooton, R.O., Cybulskis, P., and Quayle, S.F., *MARCH2 (Metdown Accident Response Characteristics) Code Description and User's Manual*, Battelle Columbus Laboratories, NUREG/CR-3988, BMI-2115, Septiembre 1984.
3. Freeman-Kelly, R.G., and Jung, R.G., *A User's Guide for MERGE*, Battelle Columbus Laboratories, NUREG/CR-4172, BMI-2121, Marzo 1985.
4. Cole, R.K., Kelley, D.P., and Ellis, M.A., *CORCON-MOD2: A Computer Program for Analysis of Molten-Core Concrete Interactions*, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-3920, SAND84-1246, Octubre 1984.
5. Croff, A.G. *ORIGEN2: A Versalite Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials*, Nuclear Technology, Vol. 62, pag. 335, Septiembre 1983.
6. Kuhlman, M.R., Lehmicke, D.J., and Meyer, R.O., *CORSOR User's Manual*, Battelle Columbus Laboratories, NUREG/CR 4173, BMI-2122, Marzo 1985.
7. Powers, D.A., Brockmann, J.E., and Shiner, A.W., *VANESA. A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions with Concrete*, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4308, SAND85-1370, Draft.
8. Jordan, H., and Kuhlman, M.R., *TRAP-MELT2 User's Manual*, Battelle Columbus Laboratories, NUREG/CR-4205, BMI-2124, Mayo 1985.
9. Bunz, H., Kayro, M., and Schoch, W., *NAUA-MOD4: A Code for Calculating Aerosol Behaviour in LWR Core Melt Accidents*, KfK-3554, Agosto 1983.
10. Owczarski, P.C., Postma, A.K., and Schrech, R.I., *Technical Bases and User's Manual for the Prototype of SPARC - A Suppression Pool Aerosol Removal Code*, Battelle Pacific Northwest Laboratories, NUREG/CR-3317, PNL-4742, Mayo 1985.
11. Committee on the Safety of Nuclear Installations, CSNI. Nuclear Energy Agency-OECD, *Report on the Results for the GREST LWR Containment Aerosol Code Comparison Exercise*, SINDOC (85) 249, Octubre 1985.

CUANTIFICACION DAÑOS

1. Committee on the Safety Nuclear Installations, *International Comparison Study of Reactor Accident Consequence Models*, Nuclear Energy Agency, OCDE, 1983.
2. Ritchie, L.T., Johnson, J.D., Blond, R.M., *Calculations of Reactor Accident Consequences; Version 2: User's Guide*, NUREG/CR-2236, SAND81-1994, U.S. NRC, 1983.

3. Ritchie, L.T., Alpert, D.J., y otros. *CRAC-2 Model Description*, NUREG/CR-2552, SAND82-0342, U.S. NRC, 1984.
4. White, J.E., y Eckerman, K.F., *User's Manual for LPGS: A Computer Program for Calculating Radiation Exposure Resulting from Accidental Radioactive Releases to the Hydrosphere*, NUREG/CR-2974, ORNL-TMDC-2, U.S. NRC, 1982.
5. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Liquid Pathway Generic Study*, NUREG-0440, U.S. NRC, 1978.
6. Alonso, A., Gallego, E., y Torres, C., *Contaminación de aguas embalsadas tras el paso de una nube radiactiva. Código LAGO*, I Congreso Nacional de Protección Radiológica, Madrid, Febrero 1985.
7. Trubey, D.K., Kaye, S.V., *The EXREM III Computer Code for Estimating External Radiation Doses to Populations from Environmental Releases*, Oak Ridge National Laboratory, 1973.
8. Kocher, D.C., *Dose Rate Factors for External Exposure to Photons and Electrons*, NUREG/CR-1918, U.S. NRC, 1981.
9. Torres, C., *Modelos para la cuantificación de las dosis equivalentes*, Departamento de Tecnología Nuclear, E.T.S.I.I.M., PIACR-D-05/85, Madrid, Junio 1984.
10. Torres, C., *Dosimetría Aspectos genéricos. Dosimetría externa y dosimetría interna*, Curso monográfico sobre análisis de accidentes nucleares, Instituto de Estudios Nucleares, Junta de Energía Nuclear, Madrid, Mayo 1985.
11. Torres, C., Gallego, E., *Una solución para el análisis del transporte de la radiación en dosimetría interna. Descripción del subbloque JAIME/N85*, Departamento de Tecnología Nuclear, E.T.S.I.I.M., PIACR-D-02/85, Madrid, Noviembre de 1985.
12. Torres, C., Gallego, E., *Planteamiento de un modelo para la estimación teórica de las dosis en el tiroides por contaminación interna*, Departamento de Tecnología Nuclear, E.T.S.I.I.M., PIACR-D01/85, Madrid, Octubre 1985.
13. ICRP 23, *Report of the Task Group on Reference Man*, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, 1974.
14. Alonso, A., Torres, C., Gallego, E., *Comportamiento de radioisótopos inhalados o ingeridos en los sistemas respiratorio y gastrointestinal. Código CALIS-1*, I Congreso Nacional de Protección Radiológica, Madrid, Febrero 1985.
15. Alonso, A., Torres, C., Gallego, E., *Análisis del comportamiento de los isótopos del yodo en el tiroides tras una inhalación o ingestión*, XI Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Barcelona, Mayo 1985.
16. ICRP 30, *Limits for Intakes of Radionuclides by Workers*, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, 1976.
17. ICRP 26, *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, 1977.
18. ICRP 11, *A Review of the Radio-sensitivity of the Tissues in Bone*, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, 1968.
19. ICRP 20, *Alkaline Earth Metabolism in Adult Man*, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, 1972.
20. ICRP 38, *Radionuclide Transformations*, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, 1983.