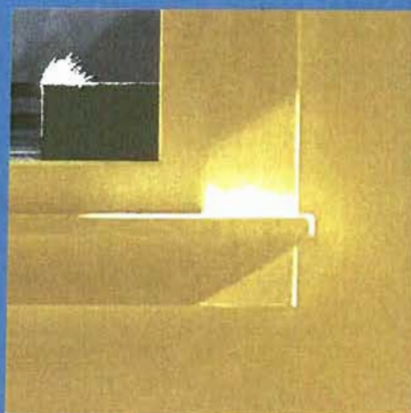


Revista del CSN / Número 13
IV Trimestre 1999

Seguridad Nuclear



Análisis termohidráulico en centrales nucleares

- ▶ **Perspectiva histórica y futuro**
- ▶ **Códigos termohidráulicos**
- ▶ **Aplicaciones en el sector eléctrico**
- ▶ **El proyecto Giralda**
- ▶ **Uso de códigos en el CSN
y otras organizaciones**

Seguridad Nuclear

Revista del CSN

Año IV / Número 13

IV Trimestre 1999

Director

Rafael Caro

Comité de redacción

Agustín Alonso, José A.

Azuara, Juan M. Kindelán,

Aníbal Martín, Carmen

Martínez Ten, Luis del Val

Secretaría de redacción

Fátima Rojas

Noticias**Directora**

Matilde Ropero

Comité

A. Esteban Naudín, G. Ló-

pez Ortiz, Javier Reig, M.

Rodríguez Martí, M. F. Sán-

chez Ojanguren, M. A. Vi-

llar Castejón

Consejo de**Seguridad Nuclear**

Justo Dorado, 11

28040 Madrid

Tf. 91 346 02 00

Fax 91 346 06 66

Coordinación editorial

RGB Comunicación

Princesa 3, dpdo.

28008 Madrid

Tf. y Fax 91 542 79 56

Impresión

Gráficas Naciones

Río Sil, 3

28110 Algete (Madrid)

Tf. 91 629 21 45

Fax 91 629 22 79

ISSN: 1136-7806

D. Legal: M. 31.281-1996

Portada: Debussy, número 2

(José María Cerezo)

Los autores asumen la total responsabilidad de los trabajos que firman. El CSN al publicarlos no pretende expresar su acuerdo con ellos.

1

Presentación

2

Perspectiva histórica y futuro del análisis termohidráulico

🔍 José María Izquierdo, Isabel Veci y Javier Hortal

12

Contenido y estructura de los códigos termohidráulicos

🔍 César Queral

21

Utilización y aplicaciones de códigos termohidráulicos en el sector eléctrico nuclear

🔍 Grupo CAMP-Unesa

28

El proyecto Giralda

🔍 Diego Molina

33

Uso de códigos en el CSN, ingenierías, universidades y centros de investigación

🔍 Miguel Sánchez, Agustín Tanarro, Tomás Núñez y Gumersindo Verdú

44

Noticias

44 Consejo de Seguridad Nuclear / 45 Principales acuerdos del CSN / 45 Información general / 46 Entrevista con Eduardo González, director de gestión unificada de las centrales de Almaraz y Trillo / 48 El efecto 2000 en las centrales nucleares / 51 Centrales nucleares / 54 Tecnología / 54 Investigación y desarrollo / 55 Protección radiológica / 55 Publicaciones

56

Resúmenes

Presentación

La evolución del entorno nuclear en los últimos años y la madurez tecnológica alcanzada han incentivado el aumento de la autonomía de las organizaciones de soporte de las centrales nucleares españolas, con creciente necesidad de mejora del conocimiento de su comportamiento en caso de fallos y anomalías, al objeto de optimizar y agilizar la gestión de la operación. El Consejo de Seguridad Nuclear supervisa este proceso, vigilando que repercuta positivamente en la seguridad de las instalaciones. Estas circunstancias han obligado a una actualización permanente de las bases profundas de la optimización y diseño de las protecciones. Aspectos destacados incluyen los procedimientos de emergencia, las especificaciones técnicas de funcionamiento y el entrenamiento de operadores. En todos ellos, la tecnología de simulación termohidráulica del comportamiento ante fallos constituye una de las técnicas más complejas y profusamente utilizadas, situando en primer plano los códigos termohidráulicos como herramientas fundamentales.

Debido a su complejidad, este campo resulta poco conocido en sus detalles, dificultando la comunicación tanto entre los grupos de profesionales inmersos en él como entre ellos y los situados en otros ámbitos. Debido a su carácter central al desarrollo de la tecnología de seguridad, el ambiente que le rodea ha sido más propio de los suministradores principales. En él convergen disciplinas como la mecánica de fluidos, la teoría de control, de protección y de transporte neutrónico, junto con el desarrollo de tecnologías informáticas y de simulación, y la aportación de la ingeniería de operación y de diseño de cada instalación específica, a la que se han sumado recientemente las técnicas de simulación del comportamiento humano. Cada una de ellas es ya compleja en sí misma, obligando a un esfuerzo organizativo de expertos diversos y generando necesidades de conocimiento cuyo mantenimiento y actualización se hacen más críticos en el nuevo marco al desaparecer o decrecer las posibilidades de apoyo por migración de importantes participantes en el proceso a otras áreas de actividad.

Esta dificultad de comunicación complica la apreciación externa del enorme esfuerzo exigido a los profesionales españoles, al no ser fácil juzgar la calidad de los resultados en función del esfuerzo requerido, ni las asignaciones de recursos y su eficacia a corto y largo plazo, ni diseñar estrategias conjuntas con visión adecuada en el marco de un futuro incierto con inversiones arriesgadas. Entre ellas, las orientadas a la mejora del a veces denominado dominio del proyecto paradójicamente requieren el refuerzo de este tipo de actividades en tiempo de crisis y de cambio.

Este número de la revista pretende aportar su grano de arena mediante una revisión básica de las actividades españolas en este campo, abordando los códigos termohidráulicos en diferentes ámbitos y aplicaciones. Ha sido organizado en un artículo que ofrece una perspectiva histórica y de conjunto, y cuatro artículos más específicos. En ellos se aborda el problema desde las necesidades del organismo regulador y del sector, así como de las organizaciones de soporte a los mismos, incluyendo universidades e ingenierías.

Rafael Caro

✉ José María Izquierdo, Isabel Veci y Javier Hortal*

Perspectiva histórica y futuro del análisis termohidráulico

El artículo ofrece una panorámica global del estado sobre el análisis termohidráulico en centrales nucleares y su evolución, marcada en los últimos quince años por los desarrollos de grandes códigos. Se puede

asegurar hoy que la comunidad nuclear española conoce mejor los fenómenos que tienen lugar durante la operación de nuestras plantas y está más capacitada para tomar decisiones valoradas en términos de seguridad.

1. Necesidad de la simulación termohidráulica

Una central nuclear es un ejemplo paradigmático de instalación compleja, cuyo funcionamiento puede potencialmente producir daños a sus trabajadores y al público, y en la que es inevitable la optimización de sus medidas protectoras. A diferencia de sus homólogas convencionales, la reacción en cadena generadora de su potencia puede hacerla variar en un orden de magnitud en cuestión de segundos. Por otro lado, una vez detenida la reacción, el combustible residente en el núcleo continúa generando calor, lo que constituye un problema potencial de fusión del núcleo en caso de pérdida de su refrigeración.

Las intervenciones de carácter protector previstas para garantizar la seguridad son diversas (rápidas o lentas, automáticas o manuales) y, debido a las grandes potencias alcanzadas, pueden resultar muy costosas y agresivas. Debe cumplirse por tanto el principio de que "es muy importante intervenir

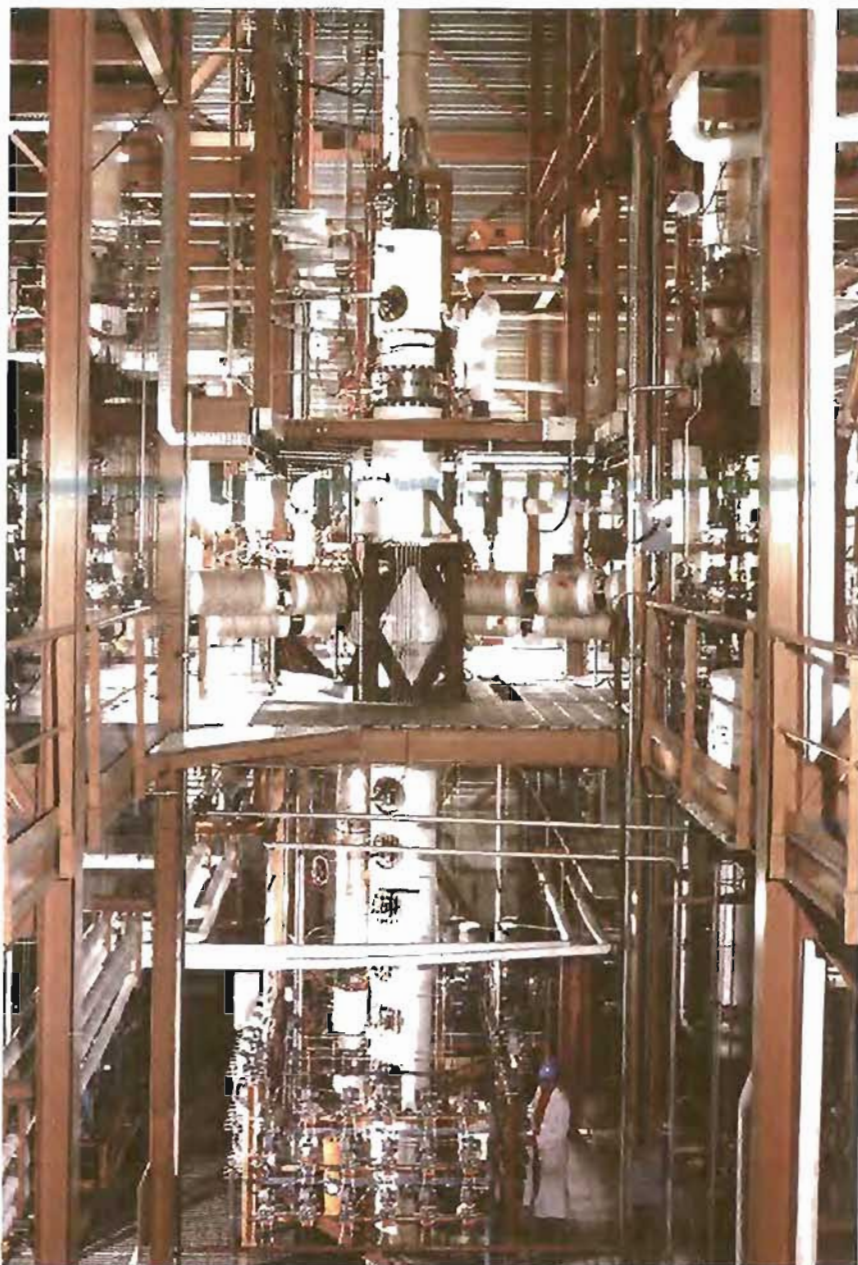
cuando es necesario, así como no intervenir cuando no lo es", del cual se deriva la necesidad de optimización.

La tarea de optimizar protecciones en este tipo de instalaciones se enfrenta con problemas de gran envergadura. Así como los sistemas de control pueden ser verificados y ajustados mediante respuestas *en central* a perturbaciones enteramente representativas, sería absurdo someter a la central a accidentes representativos para una optimización experimental equivalente de las protecciones. Además, la experiencia de operación normal, aunque importante, resulta limitada cuando se requiere la respuesta a situaciones anormales. Se hace pues inevitable el recurso a la simulación con el objetivo de diseñar protecciones (automáticas y/o manuales) que defiendan de todas las situaciones plausibles.

El grado de fidelidad de la simulación requerida debe garantizar la totalidad del espectro de escenarios y el carácter envolvente de las actuaciones protectoras, no exigiéndose, en principio, una estimación óptima de las respuestas a

perturbaciones concretas. No obstante, la exigencia de realismo en las simulaciones resulta crítica en el diseño de ciertos aspectos concretos donde la optimización resulta más limitativa, y en aquellos casos en que se pretende flexibilizar la operación. El diseño de las salvaguardias para refrigeración del calor residual una vez detenida la reacción en cadena, así como el diseño del sistema de señales de iniciación del disparo del reactor y de los procedimientos de emergencia, exigen un conocimiento preciso de los trasvases de energía entre los diferentes circuitos refrigerantes, teniendo muy en cuenta sus posibles cambios de fase (líquido a vapor o vapor a líquido). La disciplina científica subyacente, la mecánica de fluidos bifásica, especialmente para refrigerantes de agua ligera, es denominada comúnmente termohidráulica. Según las posibilidades de comparación con medidas experimentales, el alcance y/o la orientación, cabe distinguir la *termohidráulica de instalación experimental* (predictiva y de validación) de la *termohidráulica de central* (confirmatoria y envolvente).

* Los autores del artículo son técnicos del Consejo de Seguridad Nuclear.



► Figura 1. Instalación integral BETHSY del Centro Experimental de Grenoble (Francia).

2. Importancia de los códigos en el proceso de optimización de la protección

El objetivo final del conjunto de sistemas protectores (sistemas de disparo y salvaguardias) es asegurar su capacidad para evitar un daño inaceptable ante cualquier situación anormal. Sin embargo, dado que el número de transitorios susceptibles de generar daño en la planta es virtualmente infinito, se impone, como primer paso, la reducción drástica de situaciones «considerar», de manera que un diseño con garantías se pueda realizar con un esfuerzo razonable.

Este proceso de reducción debe hacerse de manera inteligente para poder asegurar que, si el sistema de protección cumple sus objetivos en el conjunto de escenarios seleccionados, también los cumplirá en cualquier otra situación imaginable. El procedimiento, de carácter genérico y por tanto aplicable a todas las centrales de igual tecnología, se basa en técnicas de acotación (maximización o minimización de determinados parámetros) o en la aplicación de determinadas hipótesis dependientes de las características de la planta y de las circunstancias

operativas consideradas. Como resultado, se obtiene un conjunto de transitorios base de diseño de los sistemas protectores y generalmente también un código (o conjunto de códigos) relativamente sencillo, propiedad del diseñador. Son los denominados códigos de diseño.

La fase siguiente del proceso consiste en hacer análisis específicos incluyendo las características particulares de cada planta. Se simulan los transitorios base de diseño utilizando, generalmente, los códigos de diseño resultantes de la fase genérica. En estos análisis se supone, además, un número limitado de fallos en los sistemas protectores y se obtienen, como resultados más importantes, los ajustes de estos sistemas, fundamentalmente sus señales de iniciación y las condiciones límite de operación que deben ser respetadas para garantizar el carácter envolvente de los transitorios base de diseño. Estos análisis deben repetirse (total o parcialmente) cada vez que se realiza un cambio significativo en la planta, por ejemplo en cada recarga.

Resultado del proceso anterior es la obtención de un conjunto de especificaciones de los sistemas automáticos de protección basados en hipótesis conservadoras. En otras aplicaciones (ver artículo quinto de la revista) puede ser conveniente un mayor grado de optimización de las hipótesis planteadas, reduciendo los márgenes de conservadurismo mediante análisis más detallados y verificando el comportamiento real de la planta. En tales situaciones, los códigos de diseño podrían no ser apropiados y se ha hecho necesario el desarrollo de códigos más realistas y detallados, que han recibido el nombre de códigos de estimación óptima (*best estimate*).

3. Reseña histórica

3.1. Los experimentos termohidráulicos en el diseño de centrales nucleares

A mediados de los sesenta, expertos en reactores se cuestionaron la

posibilidad de un fallo en la contención (hasta entonces considerada barrera de seguridad con garantía de defensa independiente de las demás) a consecuencia de una pérdida masiva de refrigerante por el fallo del sistema de refrigeración de emergencia (ECCS) y consecuente fusión del núcleo. Ello dio origen a una larga controversia sobre la necesidad de garantizar el funcionamiento del ECCS, sistema del que en ese momento se tenían pocos datos experimentales sobre su comportamiento en grandes roturas. Se diseñó entonces la instalación LOFT (Loss of Fluid Tests), si bien su construcción se retraxó de forma indefinida. Como parte de su diseño, se realizaron experimentos de efectos separados, los llamados *semiscale tests*, que dieron resultados sorprendentes, poniendo en evidencia que los códigos existentes no eran capaces de predecirlos. Se adoptaron como consecuencia los denominados *ECCS interim acceptance criteria*, una serie de recomendaciones muy conservadoras para simular los fenómenos termohidráulicos en el diseño del ECCS de las nuevas centrales. Con ello se facilitaba de manera provisional la continuación del proceso de licenciamiento de centrales entonces en fase de concesión de permisos de construcción. Sin embargo, estos criterios no aseguraron la suficiente confianza del público ni de un cierto sector de investigadores, provocando un periodo de incertidumbre. La puesta en marcha de la instalación LOFT en 1978, equipada con combustible real y con una escala cercana a la de las plantas reales, propició la clarificación de la controversia suscitada.

Además de LOFT, se desarrollaron numerosas instalaciones experimentales en todo el mundo (figura 1 de la página anterior). Los experimentos cubrieron un largo espectro de efectos separados, orientados a dar información sobre aspectos específicos de fenómenos individuales, así como experimen-

tos integrales con orientación demostrativa y de validación de conjunto, que simulaban escenarios completos. Desde el comienzo, el producto final pretendido era el desarrollo de códigos termohidráulicos. Durante los años setenta apareció una buena pléyade de ellos, para ir especializándose, primero, y concentrándose, después, en unos pocos durante los ochenta. Como ejemplo de particular interés describimos a continuación la evolución de uno de los códigos más populares y de mayor utilización en España: el código RELAP5.

3.2. Historia del RELAP5

La serie de códigos RELAP se viene utilizando en la industria nuclear desde hace más de treinta años. En 1966 se lanzó RELAPSE-1, el primero de la serie, en el que el primario de un reactor PWR estaba representado con sólo 3 volúmenes concentrados identificando al presionador, un volumen caliente y un volumen frío. Seguidamente RELAP2, también limitado a tres volúmenes, extendió su alcance a reactores BWR e incluía modelos de separación de burbujas en dos fases.

La aparición de RELAP3 trajo consigo mejoras relevantes, al permitir al usuario definir sistemas concretos mediante volúmenes de control conectados por uniones, limitados inicialmente a 20 volúmenes de control y 50 uniones. Asimismo, introdujo un modelo de conducción de varilla de combustible, y mejoras significativas en las correlaciones de la transferencia de calor.

La aparición en 1974 de RELAP4 añadió importantes mejoras en las ecuaciones de conservación, en las correlaciones de cierre y en el tratamiento numérico. Además, se incrementó significativamente el número y tipo de opciones de usuario, que tuvieron como contrapartida un aumento en el grado de responsabilidad del usuario, que debía valorar el impacto y aplicabilidad de cada una

de ellas, y la elección más adecuada (sobre efecto usuario, véase epígrafe 5.2).

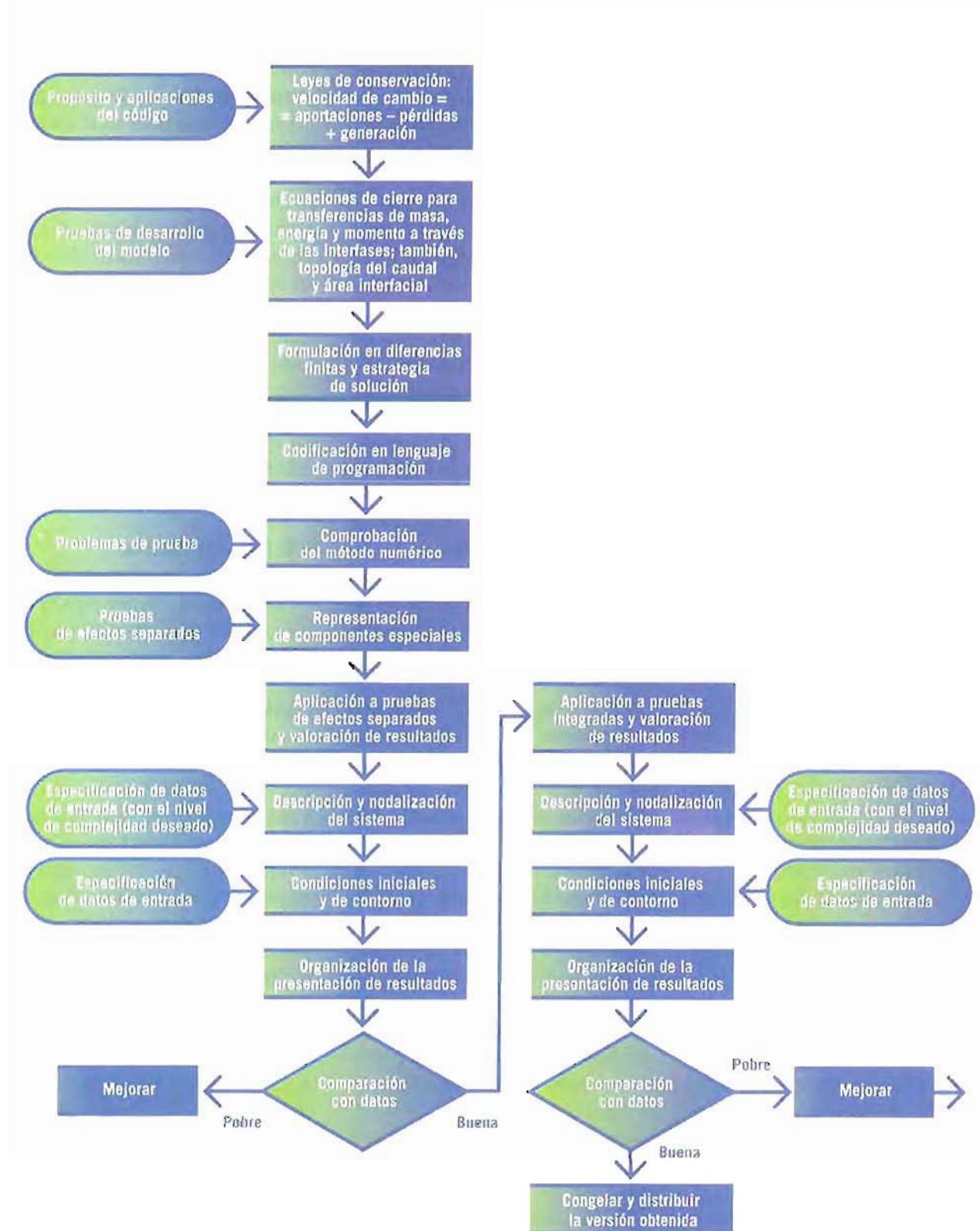
El uso de RELAP4 se extendió ampliamente a toda la comunidad TH internacional. Una de sus versiones, modificada para cumplir con los *ECCS interim acceptance criteria*, fue utilizada por la NRC como *modelo de evaluación* en la evaluación independiente de cálculos y aplicaciones al análisis de seguridad.

Finalmente a partir de 1976, con RELAP5, último y actual código de la serie, se invirtieron importantes esfuerzos para disponer del primer código de estimación óptima para aplicación a un PWR. Se introdujeron primero cinco y luego las seis ecuaciones de conservación (masa, energía y cantidad de movimiento) y las de concentración de solutos y gases incondensables. Se consiguió un formato libre para entrada de datos, un amplio chequeo y diagnóstico de los datos de entrada, capacidad de obtención de gráficos, y una gran flexibilidad para simular cualquier sistema termohidráulico. A finales de los años ochenta, se desarrolló el Nuclear Plant Analyzer (NPA), una interfaz gráfica de usuario que permite el manejo cómodo de resultados de RELAP5 y actuaciones interactivas sobre el modelo.

En la actualidad, el uso del RELAP5 se ha extendido a nivel mundial en numerosos ámbitos como la industria nuclear, organismos reguladores, centros de investigación, universidades, empresas de ingeniería, fabricantes de combustible, etcétera. En nuestro país existen innumerables ejemplos que se pueden encontrar en las secciones siguientes y en el resto de artículos de esta revista.

4. El desarrollo de códigos

Básicamente un código de cálculo es un conjunto de modelos matemáticos, es decir, de ecuaciones que representan los fenómenos que se desean simular. Un modelo par-



► Figura 2. Etapas de desarrollo de un código termohidráulico de estimación óptima.

particular se desarrolla a partir de primeros principios o a partir de correlaciones experimentales.

En el caso de los modelos termohidráulicos, el comportamiento básico de los fluidos queda descrito por un conjunto de ecuacio-

nes de balance (masa, energía y cantidad de movimiento). Sin embargo, estas ecuaciones no describen la totalidad del problema y una fracción importante de la fenomenología se describe a través de relaciones constitutivas que

cierran y hacen soluble el sistema de ecuaciones. Muchos de los fenómenos que dan lugar a relaciones constitutivas no se conocen con el grado de detalle necesario para plantear una modelación basada en primeros principios. Por

ello, es frecuente recurrir a estudios realizados en instalaciones experimentales que dan como resultado una correlación representativa del fenómeno estudiado. Son los denominados *experimentos de efectos separados*.

En una de las últimas fases de su desarrollo, los códigos necesitan pasar por un proceso de validación que garantice el grado de precisión de sus modelos y la fidelidad de los resultados. Sobre la metodología que se sigue y otros aspectos de la validación de códigos, el lector podrá informarse en el artículo de este monográfico titulado *Contenido y estructura de los códigos termohidráulicos*.

Otra característica reseñable de los códigos es la posible combinación de modelos de fenómenos y componentes en un modelo integral, que puede hacerse de manera única implantada en el propio código o bien hacerla configurable por el usuario. La primera de las formas puede optimizar más el método de combinación y el método numérico global. Sin embargo, es deseable el carácter modular de los elementos que componen el modelo, aumentando así las posibilidades de aplicación del código resultante a distintas instalaciones y situaciones operativas. Un código modular necesita métodos de resolución más elaborados pero, al ser más universal permite también la concentración de esfuerzos de desarrollo. Por otra parte, también exige mayor preparación y cuidado por parte del usuario, pero a cambio le permite universalizar notablemente el campo de aplicación. En la figura 2 de la página anterior puede observarse en esquema las etapas de desarrollo de un código TH de estimación óptima.

5. El desarrollo de modelos de centrales

5.1. El modelo de central

Un modelo de planta es un conjunto de datos que aportan la información suficiente y necesaria para

adaptar la estructura del código a la misma. A través del conjunto de datos de entrada se definen las características físicas, geométricas y de funcionamiento de los componentes y sistemas representados, el comportamiento de los sistemas de control que pueden actuar en el proceso, las interacciones de todas las operaciones con los mecanismos de reactividad neutrónica y sus realimentaciones, así como las malfunciones y condiciones anómalas que se desee simular. Con esta información, el código simulará el comportamiento de la planta y, mediante la resolución numérica del modelo matemático definido, calculará la evolución temporal del transitorio seleccionado.

En un modelo completo de planta se pueden diferenciar las siguientes partes: la termohidráulica, el reactor, y la instrumentación y el control.

La *termohidráulica*, representada mediante un conjunto de elementos básicos, como son volúmenes, uniones, válvulas, bombas, conexiones laterales, estructuras de calor y otros modelos específicos de componentes (separadores, acumuladores, presionador, etcétera) resuelve mediante algoritmos numéricos las ecuaciones de balance.

El *reactor* está constituido por un módulo que describe la generación de potencia térmica dentro del combustible, incluyendo la potencia de fisión, calor de decaimiento, oxidación de las vainas, y sus respectivas distribuciones espaciales.

La *instrumentación* y el *control* es la parte del modelo de planta que define la conversión de variables de proceso medidas en señales electrónicas; los mecanismos de procesamiento electrónico que modulan los requisitos para activar cualquier acción automática que haya sido incluida en el modelo; las decisiones del operador al demandar acciones; la modelación de los actuadores que ponen en servicio componentes y sistemas; y las conexiones del actuador con otras partes del modelo

Una idea de la envergadura de este tipo de modelos completos de planta la da el hecho de que puedan llegar a ser equivalentes a sistemas de al menos 1.500 ecuaciones en derivadas parciales, y por ejemplo en el caso de RELAP5 y modelos de centrales españolas la base de datos de entrada pueda contener de 15.000 a 20.000 registros. En otros artículos de este monográfico, especialmente en el dedicado a las actividades del sector eléctrico, se discute también la problemática en la construcción de modelos de planta. Un ejemplo del proceso de cualificación del modelo de planta puede verse en la figura 3.

5.2. El efecto usuario.

La verificación de los resultados

Al contrario de lo que ocurre con los códigos de la industria, que se utilizan en contextos muy concretos y procedimentados, la exigencia de universalidad de aplicaciones trae como contrapartida la posibilidad de elegir entre muchas opciones, dejando al usuario una gran flexibilidad con la consiguiente posibilidad de error. La complejidad de los modelos de central implica volúmenes de datos de entrada muy grandes y complejos, resultado de una tarea colectiva y muy sensibles a muchos factores intrínsecos (tipos de correlaciones, opciones, etcétera) y extrínsecos (hipótesis de los análisis, tipo de escenarios, tipo de máquina, cambios de personal, etcétera) al propio código termohidráulico. Es evidente y reconocida la necesidad de ayudar a los usuarios para evitar una mala calidad en los resultados. El propio CSN, como recoge el informe *Good Practices for User Effect Reduction*, CSN/PWG2 *ad-hoc* Task Group, en el que ha participado el CSN, ha mostrado su preocupación por este problema, en particular en actividades relacionadas con el licenciamiento.

Para minimizarlo, la USNRC está promoviendo y desarrollando

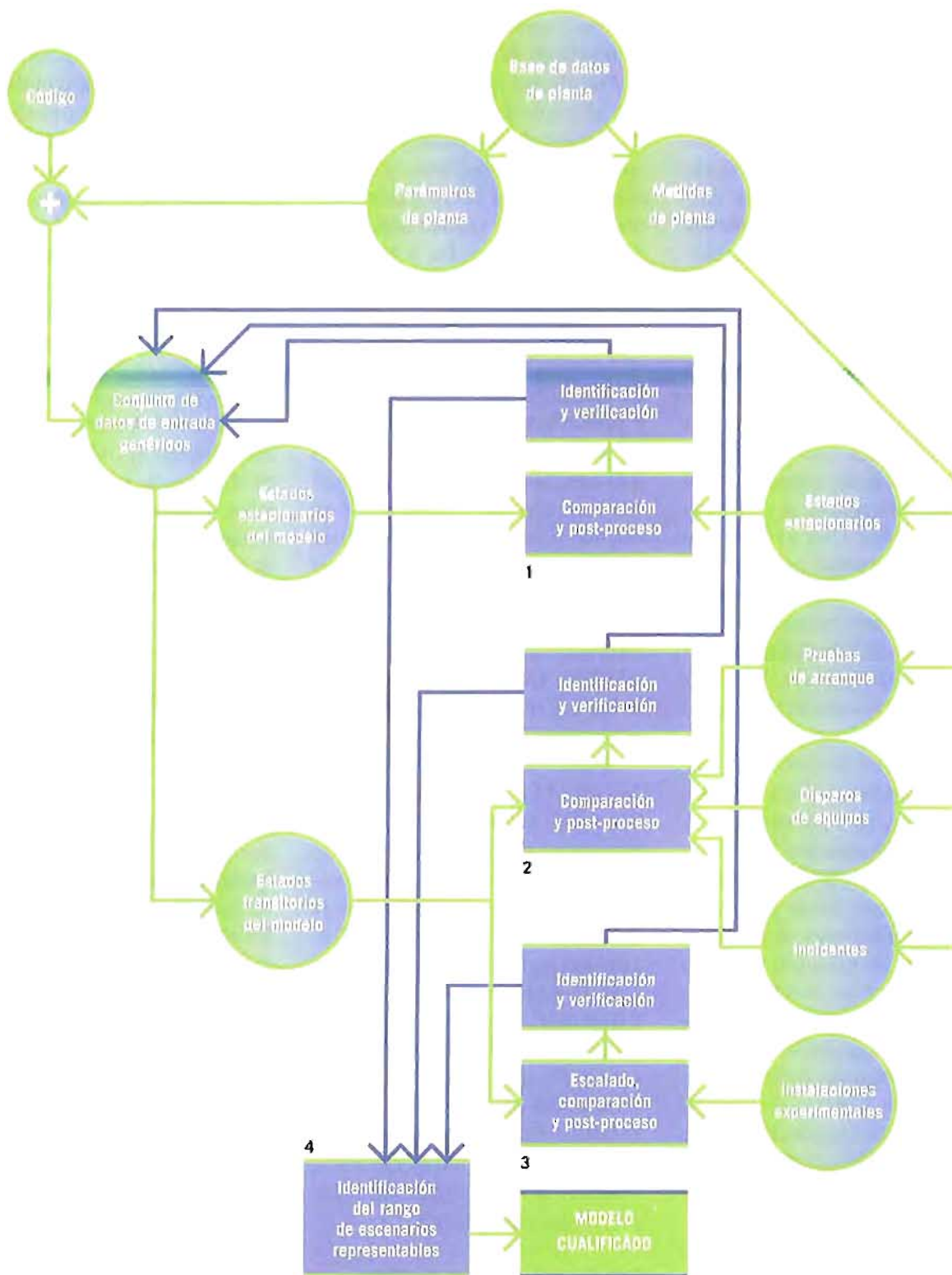


Figura 3. Esquema de un proceso de cualificación de modelos de planta.

una interfaz gráfica de usuario denominada SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Program), con la que se pretende facilitar la preparación de la entrada de datos, la interpretación de resultados y el análisis de los mismos.

5.3. Limitaciones de la simulación termohidráulica

Dejando aparte las limitaciones inherentes a la confección del modelo de planta, las primeras dificultades surgen al definir las condiciones iniciales para la simulación de

un transitorio, que suelen corresponder a las de un estado estacionario. La selección de un estado estacionario consiste en fijar el valor de un número mínimo de elementos de información que constituyen los grados de libertad del

sistema. Tanto la falta como el exceso de información impiden la obtención rigurosa del estacionario inicial.

Algunos códigos usan un modelo específico basado en ecuaciones algebraicas para el cálculo del estacionario. Otros, sin embargo, simulan los estacionarios con el mismo sistema de ecuaciones diferenciales utilizado en transitorios, anulando cualquier perturbación externa (transitorio nulo). El primer método garantiza mejor la estacionariedad del resultado, pero debe asegurarse la compatibilidad con el modelo transitorio para no introducir una perturbación espúrea al principio del transitorio. Con el segundo método, en cambio, no se puede garantizar en general la obtención de un verdadero estacionario representativo de la realidad, puesto que el resultado puede depender de la inicialización del código y ésta es arbitraria.

Un problema que afecta a cualquier simulación estacionaria o transitoria es que, bien por deficiencias en los modelos, bien por insuficiencia de los datos que éstos demandan, se hace necesario ajustar ciertos parámetros (coeficientes de pérdidas, capacidades de válvulas, etcétera) para optimizar los resultados. Sin embargo, esta práctica aumenta artificialmente los grados de libertad y los valores obtenidos pueden no ser extrapolables a otras situaciones, quedando de esta manera limitada la capacidad predictiva del código y dando una falsa indicación sobre la cualificación del modelo.

Cabe señalar también que hay modelos de aplicación general y otros orientados sólo a situaciones o tipos de análisis muy específicos. En principio, los modelos más universales incluyen mayor detalle y mayor número de sistemas representados, pero introducen también mayor número de incertidumbres. Una juiciosa selección de fronteras del modelo y un razonable balance entre modelos

simplificados y detallados serán factores importantes para alcanzar un resultado aceptable.

Por último, hay que mencionar que el esquema numérico para la resolución de las ecuaciones, así como las correlaciones y tablas empleadas en el código, deben tener el rango de validez adecuado. En caso contrario, las soluciones obtenidas no son representativas de los fenómenos pretendidamente simulados.

6. Cooperación internacional y participación española

La implicación de varios países ha sido una de las características que han marcado esta investigación en alcance y recursos. Así, podemos reseñar el consorcio de la comunidad europea con la instalación LOBI, o bien los programas internacionales auspiciados por la USNRC: LOFT, ICAP y CAMP, de los que se habla en los apartados siguientes.

Dentro de Europa, en Francia destaca el Centro Experimental de Grenoble, con numerosas instalaciones de efectos separados, como Omega y Aquiles, e integrales como la instalación BETHSY (figura 1), bajo la dirección del IPSN (organismo regulador francés), que ha sido la base del desarrollo del CATHARE. En Alemania, los programas de la serie PKL y otros, como UPTF, han servido para el desarrollo del código ATHLETE por el GRS (organismo regulador alemán). Asimismo, Italia, Finlandia, Hungría, etcétera, han desarrollado programas equivalentes.

6.1. La participación española

Desde 1984, el CSN y Unesa, además de otras organizaciones coordinadas de modo directo por el CSN, vienen colaborando activamente en la asimilación, mejora y aplicación de los códigos termohidráulicos TRAC-P, TRAC-B y RELAP, desarrollados entre los años setenta y noventa bajo el patrocinio de la USNRC y surgi-

dos como consecuencia de un amplio programa experimental a nivel mundial. Como consecuencia, se dispone en la actualidad de una colección de modelos de plantas españolas relativamente validados, y de equipos humanos entrenados en su aplicación.

El proyecto OCDE-LOFT (Loss of Fluid Test) representó a nivel mundial un gran avance en el conocimiento de los procesos termohidráulicos y del comportamiento del combustible en casos de falta de refrigeración del núcleo de un reactor en operación. A finales de 1984, dos años después del inicio del proyecto en el marco de la OCDE, las principales instituciones españolas en el campo nuclear tomaron la decisión de incorporarse de forma consorciada al proyecto, evitando que nuestro país quedara descolgado del esfuerzo internacional generador de información de gran relevancia en el campo del diseño y de la seguridad de los reactores nucleares.

ICAP (International Code Assessment and Application Program) surgió en 1985, auspiciado por USNRC, para validar en un contexto internacional los códigos termohidráulicos RELAP5, TRAC-PFI y TRAC-BFI, desarrollados a raíz del proyecto LOFT y de las conclusiones habidas en su contexto. A través del CSN, se suscribió el correspondiente acuerdo con USNRC y se estableció mediante convenio nacional el consorcio ICAP-España. Como resultado del esfuerzo colectivo, los participantes españoles presentaron 29 cálculos al programa internacional, que permitieron consolidar los conocimientos y la experiencia adquirida e hicieron al país cada vez más independiente de servicios de suministradores extranjeros.

En 1992 surge CAMP (Code Applications and Maintenance Program), también auspiciado por USNRC y como consecuencia y evolución natural de ICAP, para atender al mantenimiento de los códigos y la validación de sus apli-

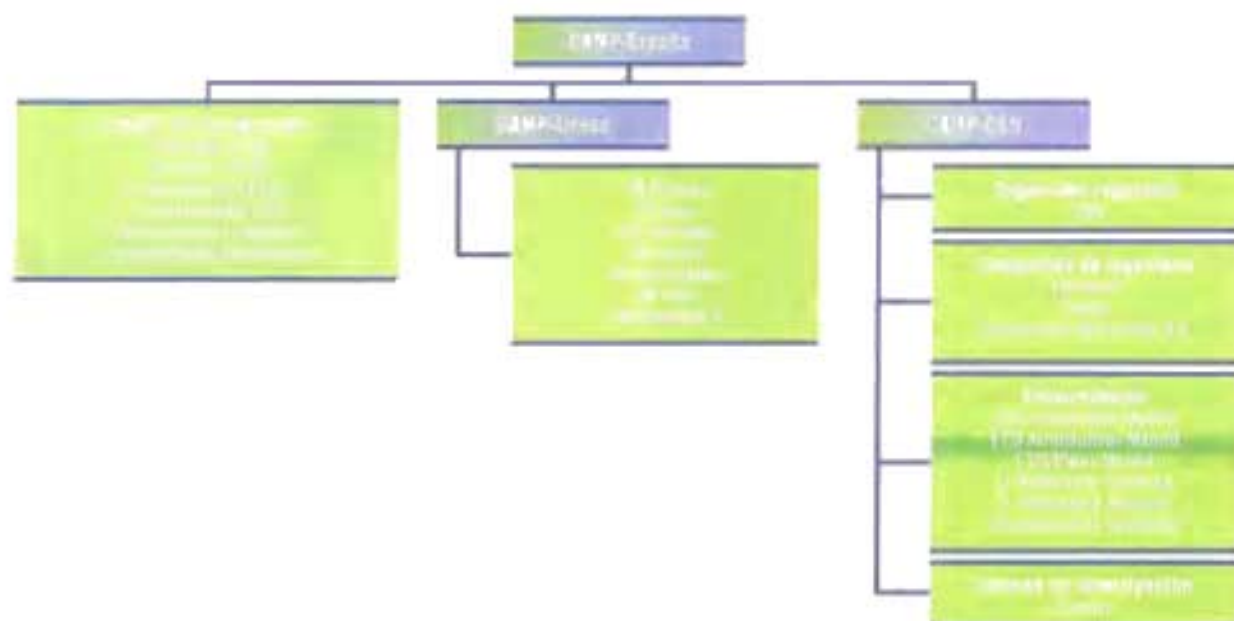


Figura 4. Organigrama CAMP-España.

caciones a escala internacional. Nuevamente el CSN, mediante la firma de los acuerdos correspondientes con USNRC y convenios nacionales, promovió la participación de otras organizaciones españolas a través del consorcio CAMP-ESPAÑA. Un total de 19 organizaciones participan en el programa (ver figura 4), vigente hasta el año 2000.

En líneas generales, la participación en este tipo de programas facilita que organizaciones españolas implicadas en la seguridad de las plantas puedan:

- Obtener una serie de códigos termohidráulicos, modelos y procedimientos realistas, validados mediante un esfuerzo de cooperación internacional, para su aplicación en reactores de agua ligera.
- Asimilar y contribuir al desarrollo de tecnologías realizadas con estos códigos termohidráulicos más perfeccionados para analizar el comportamiento de los reactores nucleares de agua ligera en condiciones transitorias y de accidente.
- Hacer posible la utilización de los resultados y de la experiencia adquirida por dicha participación en la evaluación de la segu-

ridad en las instalaciones nucleares españolas.

- Desarrollar y mantener modelos completos de planta de estimación óptima para todas las centrales nucleares españolas y para cuantas aplicaciones requieran disponer de una estimación realista de la respuesta dinámica de las centrales.

- Compartir experiencias (errores e insuficiencias en los códigos, análisis de seguridad en plantas, y de escalabilidad, aplicabilidad y estudios de incertidumbre) dentro de una numerosa comunidad internacional, y cooperar en la resolución de éstos y en el mantenimiento de una única versión reconocida internacionalmente.

- Mantener y mejorar la documentación sobre orientaciones al usuario y aplicabilidad de códigos y modelos.

- Formar especialistas en el uso de las herramientas más actuales de análisis de transitorios y accidentes.

7. Perspectivas del proyecto CAMP. El código termohidráulico consolidado

Dentro del contexto internacional, la orientación de los trabajos po-

dría resumirse en dos grandes grupos:

- Un movimiento de unificación de códigos termohidráulicos europeos y americanos, del que es exponente el proyecto de código consolidado de la USNRC.

- Un desplazamiento de los temas de interés en cuatro direcciones. En primer lugar, el llamado efecto usuario o influencia sobre los resultados de los detalles de la modelación de las plantas nucleares. En segundo lugar, la ampliación de modelos para los diseños de reactores avanzados y para simular componentes de tecnologías no americanas. En tercer lugar, el acoplamiento de los códigos termohidráulicos con otros de otras disciplinas, principalmente los códigos neutrónicos y de accidentes severos. Y, finalmente, el desarrollo de interfaces de altas prestaciones tanto para facilitar y hacer más rápido su uso para las aplicaciones clásicas como para otras como la simulación combinada con procedimientos de emergencia y/o de árboles de sucesos en aplicaciones de APS.

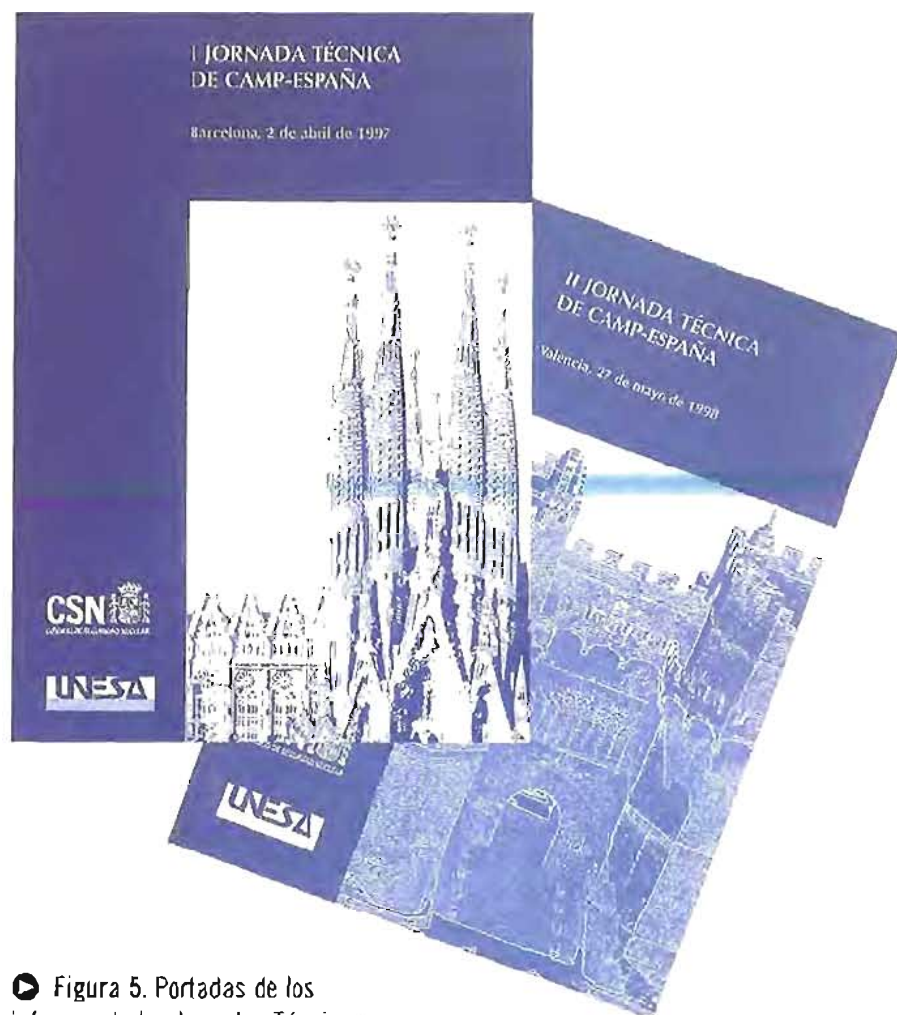
En su contexto nacional, el esfuerzo conjunto del país como con-

tribución al programa internacional es actualmente de 24 cálculos, ampliable presumiblemente a 28, elaborados por todos los miembros de CAMP-ESPAÑA, que están siendo ya entregados a USNRC para ser auditados y publicados como documentos NUREG/IA. Además, se han celebrado ya dos jornadas técnicas (Barcelona y Valencia) como foro de exposición de trabajos y de discusión de problemas y de políticas relativas al uso y desarrollo de los códigos termohidráulicos y se está planificando la tercera (figura 5).

7.1. El código consolidado de la USNRC

Un problema importante, puesto de manifiesto en reiteradas ocasiones, lo plantean las dificultades generadas por la existencia de tres códigos de la USNRC básicamente con el mismo objetivo, lo que ha obligado a una diversificación de modelos que, en el caso español, ha repercutido desfavorablemente en la asignación óptima de recursos y en la validación y credibilidad de los resultados. Por ejemplo, la circunstancia de que el único código contrastado en centrales de agua en ebullición sea el TRAC-B ha desconectado de alguna manera a sus usuarios de los de tecnologías PWR, más centrados en el código RELAP5, cuya estructura y detalle a nivel de aplicación es profundamente diferente, sin que ello obedezca esencialmente a la naturaleza del problema.

Por otra parte, la investigación teórica moderna sobre la naturaleza dinámica de las interfaces agua-vapor ha alcanzado un nivel de consenso apropiado en torno a la insuficiencia del enfoque tradicional, en exceso empírico y estático, de los llamados mapas de régimen de flujo y sus correlaciones asociadas, particularmente las relacionadas con el área interfacial. A ello se añade también la necesidad cada vez más identificada de un acoplamiento en cada paso de tiempo y en tres dimensiones de los códigos neutrónicos con



► Figura 5. Portadas de los informes de las Jornadas Técnicas de CAMP-España.

la termohidráulica del núcleo.

Consciente de estas dificultades, la USNRC ha madurado un plan de implantación inmediata para la consolidación y mejora de códigos. Básicamente, consiste en la conversión del código TRAC-P en un código de estructura modular, denominado TRAC-M, y la modificación y modernización de los demás para poder convertir los modelos de contenido específico, no cubiertos ya por TRAC-P, en módulos adicionales de TRAC-M. A este producto le será añadida una interfaz neutrónico-termohidráulica con el código PARCS como referencia. El producto resultante de la fusión termohidráulica-neutrónica será llamado *Código Consolidado*, y será probado a partir de su aparición mediante las fases usuales de validación.

Conscientes asimismo de la enorme tarea que puede suponer la

conversión de los datos de entrada de modelos de central de unos códigos a otros, se ha propuesto trabajar en paralelo, comenzando con el código RELAP5, en el desarrollo de una interfaz gráfica interactiva de carácter general que facilite esta tarea (véase el párrafo dedicado a SNAP en epígrafe 5.2).

El CSN y Unesa, en colaboración con las universidades españolas coordinadas por la UPM, han considerado conveniente el mantenimiento de una colaboración conjunta en este contexto. La aprobación el 18 de diciembre de 1998 del proyecto *Obtención del Nuevo Código Consolidado*, de la USNRC, incluido dentro del Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa, intenta poner en marcha el proceso de participación española en el mencionado plan de la USNRC.

8. Conclusiones

El artículo ha tratado de ofrecer una panorámica global del estado sobre el análisis termohidráulico de centrales nucleares y de su evolución, marcada en los últimos quince años por los desarrollos de los grandes códigos.

El resto de artículos de la revista ofrece también una panorámica global de las aplicaciones más cotidianas, lo que ilustra las capacidades existentes en España en el momento actual, así como el tipo de asuntos en debate. Se presentan aplicaciones en diversas áreas:

- Análisis de incidentes ocurridos y de escenarios base de diseño.
- Evaluación y análisis de modificaciones de componentes y sistemas.
- Desarrollo y evaluación de POE.
- Análisis de seguridad.
- Cálculos soporte para APS.
- Formación de personal.
- Validación y desarrollo de simuladores.
- Definición y análisis de transi-

torios en instalaciones experimentales.

- Definición y análisis de pruebas de inspección y evaluación de actividades de mantenimiento preventivo o correctivo.

- Efecto usuario y validación de modelos de planta.

A través del impulso de los programas nacionales e internacionales podemos asegurar que hoy la comunidad nuclear española conoce bastante mejor los fenómenos que tienen lugar durante la operación de nuestras plantas y durante los incidentes reales o simulados, y está más capacitada para tomar decisiones valoradas en términos de seguridad. Como resumen, destacaríamos:

- Se dispone de códigos termohidráulicos apropiados a las tecnologías de nuestras plantas. Estas complejas herramientas de cálculo, cuyo desarrollo exige capítulos costosísimos en recursos humanos, son ineludibles en la mayoría de los estudios de seguridad que se acometan.

- Todas nuestras centrales disponen de modelos de planta con un alto grado de calidad, necesario para garantizar las pretensiones de los cálculos que se planteen.

- Este esfuerzo colectivo de los últimos años ha significado un gran avance en la asimilación de la tecnología involucrada y en el aumento del grupo de expertos. Se dispone también de sistemas modulares españoles capaces de simulación termohidráulica.

- La actual situación internacional en el campo nuclear contempla reducciones importantes en soporte técnico exterior y presupuestos. Este aspecto, unido a la evolución del sector eléctrico español hace que nuestro país, con un importante parque nuclear en activo, esté obligado no sólo a mantener sino a aumentar las capacidades tecnológicas, de modo que puedan revertir en incrementar la autonomía e independencia a la hora de resolver nuestros propios problemas de seguridad nuclear. ☞

Contenido y estructura de los códigos termohidráulicos

Los códigos termohidráulicos son complejas herramientas de cálculo necesarias para los análisis de seguridad de centrales nucleares. Este artículo describe

las partes de que constan, cómo pueden clasificarse y aporta información significativa sobre tipos y características de los mismos.

1. Introducción

Un código termohidráulico es un programa de ordenador que contiene un conjunto completo de modelos matemáticos cuyo objetivo es el cálculo de los parámetros fundamentales implicados en instalaciones termohidráulicas en general, y nucleares en particular. Su alcance, exactitud y grado de realismo vienen determinados por el conocimiento teórico y los datos experimentales existentes sobre los distintos fenómenos físicos que intervienen y por los métodos de cálculo que se apliquen para la resolución numérica de las ecuaciones que representan dichos fenómenos.

En este artículo no se incluyen las aplicaciones de los códigos ni las líneas futuras de desarrollo por estar incluidos en otros de este mismo número de la revista. Al final de este artículo, tabla 6, se incluye un listado exhaustivo de códigos termohidráulicos, agrupados por países, que permite comprobar el gran número de códigos existentes y cuáles son los países que los han desarrollado.

2. Clasificación de los códigos termohidráulicos

En general, los códigos se pueden clasificar en cuatro grandes grupos:

- Neutrónicos: enfocados principalmente al diseño neutrónico de cada ciclo de recarga y gestión intranuclear del combustible.
- Termohidráulicos: para el análisis de transitorios y accidentes sin daño al núcleo.
- Accidente severo: análisis de accidentes fuera de la envuelta base de diseño (DBA).
- Termomecánicos: diseño del comportamiento mecánico del combustible.

Dentro de los códigos termohidráulicos se pueden hacer distintas clasificaciones atendiendo a varias perspectivas:

- Por la dinámica: pueden simular el estado estacionario o transitorios. Dentro de éstos se incluyen aquellos códigos que estudian el comportamiento dinámico en el espacio de las frecuencias y que se aplican al análisis de estabilidad de reactores BWR.
- Dependiendo de los sistemas que simula: subcanales del núcleo, componentes específicos (generadores de vapor), estructuras de tuberías y planta completa.
- Según los tipos de transitorio que puede analizar. Existen códigos

para simular transitorios operacionales, accidentes de reactividad, transitorios de sobrepresión, SBLOCA, LBLOCA, ATWS, etcétera.

- En relación con la complejidad del modelo termohidráulico (número de ecuaciones termohidráulicas en función de las hipótesis simplificadoras) y las correlaciones utilizadas. A su vez, dentro de esta clasificación cabe destacar otra que distribuye los códigos para análisis de seguridad en códigos conservadores y códigos de estimación óptima. En estos últimos se modelan los distintos fenómenos con la máxima precisión que permita el grado de conocimiento actual. Por su parte, los códigos conservadores utilizan un conjunto de ecuaciones y correlaciones, de forma que los resultados que se obtienen al aplicarlos sean acotaciones superiores de las variables más importantes en los análisis de seguridad. La utilización de cada uno de estos tipos de códigos implica la utilización de distintas metodologías en los análisis de seguridad.

- Dependiendo del modelo neutrónico existen códigos con cinética puntual o con cinética espacial: 1-D, 2-D, 3-D. Actualmente se tiende a utilizar la conexión de códigos termohidráulicos con códigos de cinética 3-D cuando el tran-

* El autor pertenece a la ETSE Minas-UPM. Isabel Vici (CSN) y Rafael Martínez (Tecnatom) han colaborado en la elaboración de este artículo.

● Tabla 1. Códigos termohidráulicos utilizados en España.

Código	Desarrollador	Dinámica	Sistema	Geometría	Reactor	TH	Neutrónica	Transitorio
RELAP5	INEL-NRC	Transitorio	Planta	1D	PWR	Estimación óptima	Cinética puntual	Todos
TRAC-B	INEL-NRC	Transitorio	Planta	1D-3D	BWR	Estimación óptima	Cinética puntual	Todos
TRAC-P	LANL-NRC	Transitorio	Planta	1D-3D	PWR	Estimación óptima	Cinética puntual	Todos
RETRAN	EPRI	Transitorio	Planta	1D-3D	LWR	Estimación óptima	CP-3D	Todos menos LBLOCA
ODYN	GE	Transitorio	Planta	1D	BWR	Conservador	Cinética puntual	Todos menos LOCA
LOFTRAN	W	Transitorio	Planta	1D	PWR	Conservador	Cinética puntual	Todos menos LOCA
COBRA	EPRI	Transitorio	Planta	3D	PWR	Estimación óptima	3D	LOCA
TRETA	CSN	Transitorio	Planta	1D	PWR	Conservador	Cinética puntual	Todos menos LOCA
SIMULATE	STV	Estacionario	Núcleo	3D	LWR	Estimación óptima	3D	—
LAPUR	OAK RIDGE	Frecuencia	Planta	1D	BWR			Estabilidad
MAAP	F&A	Transitorio	Planta	1D	LWR	Simple		Accidente severo
PCTTRAN	MST	Transitorio	Planta	1D	LWR	Simple	Cinética puntual	Todos/Docencia

sitorio a simular requiere dicho detalle (expulsión de barra, dilución de boro en reactores PWR, ATWS en un BWR y oscilaciones de potencia *out-of-phase* en BWR).

Existe otra clasificación importante desde el punto de vista de usuarios y diseñadores, que sería la siguiente:

- Diseñador de planta y/o recarga (Westinghouse, General Electric, Siemens-KWU, Enusa): su misión es el diseño de planta, análisis de recarga y apoyo a licencia. Los códigos desarrollados por estas compañías son códigos propietarios y los explotadores de las centrales nucleares no suelen tener acceso a ellos o no disponen de la información completa.

- Explotadores de las centrales nucleares (EPRI, EdF, Unesa, Iberdrola, Unión Fenosa, Nuclenor):

utilizan los códigos para apoyo a operación (soporte a procedimientos de operación de emergencia –POE–, reproducción de incidentes, etcétera) y demostración de márgenes de seguridad. Actualmente, en algunos casos están licenciando sus propias metodologías de análisis de seguridad; Iberdrola, por ejemplo, está licenciando su metodología de análisis de LOCA para recarga (TRAC-ApK).

- Compañías de ingeniería (Empresarios Agrupados, Tecnatom, Iberinco, Ufisa, PMSA): realizan cálculos de apoyo a planta, cubriendo una extensa variedad.

- Organismo regulador (NRC, CEA, GRS, CSN): análisis de licencia, POE y revisión de la operación de la planta. Estos organismos han desarrollado sus propios códigos para tener una capacidad inde-

pendiente de análisis de transitorios y comprobación de márgenes de seguridad de las plantas. En el caso de la NRC (organismo regulador estadounidense) el desarrollo de los códigos ha sido encargado a universidades (MIT, Penn State y Purdue) y a laboratorios nacionales (LANL, INEL, BNL) de su país.

- Centros de formación y universidades (Tecnatom, universidades politécnicas de Cataluña, Valencia y Madrid, y Universidad de Cantabria), con objetivos tales como: entrenamiento de operadores y supervisores de planta nuclear con simuladores de réplica de alcance total y simuladores gráficos interactivos (de alcance total o parcial); y docencia en universidades.

En la tabla 1 se recoge un listado de algunos de los códigos ter-

● Tabla 2. Modelos hidrodinámicos utilizados en los códigos de estimación óptima más importantes.

Código	Desarrollado por / Propietario	Ecuaciones	Modelo de caudal crítico
RELAP5	INEL/NRC	$C(L)$, $C(V)$, $E(L)$, $E(V)$, $M(L)$, $M(V)$	ALJ-HEM o Henry-Fauske
TRAC-BF1	INEL/NRC	$C(L)$, $C(V)$, $E(L)$, $E(V)$, $M(L)$, $M(V)$	ALJ-HEM
TRAC-PF1	LANL/NRC	$C(L)$, $C(V)$, $E(L)$, $E(V)$, $M(L)$, $M(V)$	ALI-Characterísticas
RETRAN-03	EPRI	$C(M)$, $C(V)$, $E(M)$, $E(V)$, $M(M)$, $M(L-V)$ o drift	Henry-Fauske, Moody y expansión isentrápica
CATHARE	EDF-CEA-IPSN-FRAMATOME	$C(L)$, $C(V)$, $E(L)$, $E(V)$, $M(L)$, $M(V)$	Características o correlación de los experimentos Moby-Dick
ATHLET	GRS	$C(L)$, $C(V)$, $E(L)$, $E(V)$, $M(M)$, drift	Modelo 1D incluyendo geometría del camino de descarga o HEM y Moody

mohidráulicos utilizados en España, especificando algunas de sus características más relevantes.

3. Descripción de los códigos termohidráulicos

Los códigos termohidráulicos que son capaces de simular el comportamiento de la planta completa y un extenso abanico de transitorios disponen de un amplio conjunto de modelos. Para describir la complejidad de dichos códigos se tendrán en cuenta los siguientes apartados: modelos neutrónicos y de transmisión de calor, modelos hidrodinámicos, modelos de componentes y sistemas de control; propiedades de los materiales; métodos numéricos; y nuevos modelos para reactores avanzados.

3.1. Modelos neutrónicos y de transmisión de calor

La gran mayoría de códigos termohidráulicos utiliza el modelo de cinética puntual con seis grupos de diferidos para calcular la potencia nuclear generada en el combustible, aunque existen algunos con cinética espacial como RAMONA-3B, TRAC-BF1 y RETRAN-3D. Actualmente, se tiende a utilizar códigos termohidráulicos acoplados con códigos neutrónicos 3-D cuando el transitorio a analizar lo requiere. El modelo neutrónico incluye un modelo de calor residual con uso opcional de curvas de decaimiento ANS.

Una vez que se genera el calor en las pastillas de combustible, se transmite por conducción al huelgo y la vaina, y posteriormente al refrigerante por convección, ebullición y radiación. El modelo de estructuras de calor permite el cálculo del calor transmitido a través de fronteras sólidas de los volúmenes hidrodinámicos. El modelo es general e incluye capacidad de simulación de barras o placas de combustible con calentamiento nuclear o eléctrico y transmisión de calor a través de los tubos del generador de vapor y paredes de tuberías y vasijas. Las estructuras de calor representan una conducción de calor unidimensional, con geometría rectangular, cilíndrica o esférica.

3.2. Modelos hidrodinámicos

En general, dentro de un reactor LWR se debe considerar la posible presencia de agua en dos fases: gases incondensables (nitrógeno, hidrógeno) y solutos en disolución (boro). El conjunto de ecuaciones que describen estos modelos forma la parte más compleja de los códigos termohidráulicos y se requiere un proceso de desarrollo y análisis muy detallado de los modelos para asegurar que describen la fenomenología de fluidos en dos fases de manera fiable. En la tabla 2 se resumen algunos datos de interés sobre los códigos de estimación óptima más importantes a nivel internacional (ecuaciones y modelos).

Ecuaciones de campo

Los modelos para caudales bifásicos constan de las ecuaciones de conservación de la masa, C , la energía, E , y el momento, M , para cada fase —líquido (L) y vapor (V)—, o para la mezcla de ambas, (M), dependiendo del grado de detalle del modelo. Por tanto, el número de ecuaciones del modelo varía de tres a seis. El modelo más completo, y que se utiliza en todos los códigos de estimación óptima actuales, se denomina *modelo de dos fluidos* y consta de cinco o seis ecuaciones. Estos modelos pueden presentar problemas de estabilidad ya que no suelen ser de carácter hiperbólico, exceptuando el del código francés CATHARE, lo que genera la necesidad de incluir términos como el de masa virtual en la fricción interfacial, diferentes presiones entre las fases o términos de difusión numérica.

Relaciones constitutivas del modelo hidrodinámico

En las ecuaciones de campo de los fluidos bifásicos existen diversos parámetros (tasa de generación de vapor, fricción interfacial, fricción en pared, transmisión de calor interfacial y transmisión de calor en pared), cuyas expresiones empíricas dependen de la estructura de la distribución espacial del vapor y el líquido. A la descripción cualitativa de estas estructuras se les denomina *regímenes de flujo*. Los regí-

menes de flujo dependen principalmente de la fracción de huecos, de la velocidad de ambas fases y de la geometría considerada. Como ejemplo, en la figura 1 se muestran los regímenes de flujo en tuberías verticales.

Existen muchos mapas de regímenes de flujo que han sido desarrollados a lo largo de los años. Lo único que tienen en común es que están basados en observaciones subjetivas de grupos de investigación —se muestra un ejemplo en la figura 2—. Por eso, actualmente se trabaja en el desarrollo e implementación de la denominada ecuación del área interfacial por unidad de volumen. Su inclusión en el sistema de ecuaciones permitirá eliminar estos mapas de regímenes de flujo.

En la ecuación de la energía de cada fase, $E(k)$, es necesario conocer el flujo calorífico de las paredes al fluido y el flujo calorífico interfacial en el seno del fluido. La transmisión de calor en el seno del fluido depende del coeficiente de transmisión de calor interfacial y del área interfacial por unidad de volumen. Las correlaciones de estos parámetros dependen a su vez del régimen de flujo (*bubbly*, *slug*, *annular*, etcétera) y de las condiciones termodinámicas de cada fase (subenfriada o sobrecalentada). Las correlaciones de los coeficientes de transmisión de calor en pared que permiten determinar dichos flujos caloríficos dependen del régimen de flujo que tenga el fluido bifásico y de la geometría considerada (tuberías, haces de tubos, anular, etcétera), así como de si el fluido se encuentra en el exterior o en el interior de la estructura considerada. Se pueden distinguir los siguientes modos de transmisión de calor en pared (figuras 3 y 4): condensación, convección a líquido subenfriado, ebullición nucleada subenfriada, ebullición nucleada saturada, ebullición de transición, ebullición en película y convección directa a vapor.

Figura 1. Regímenes de flujo de fluidos bifásicos en tuberías verticales.

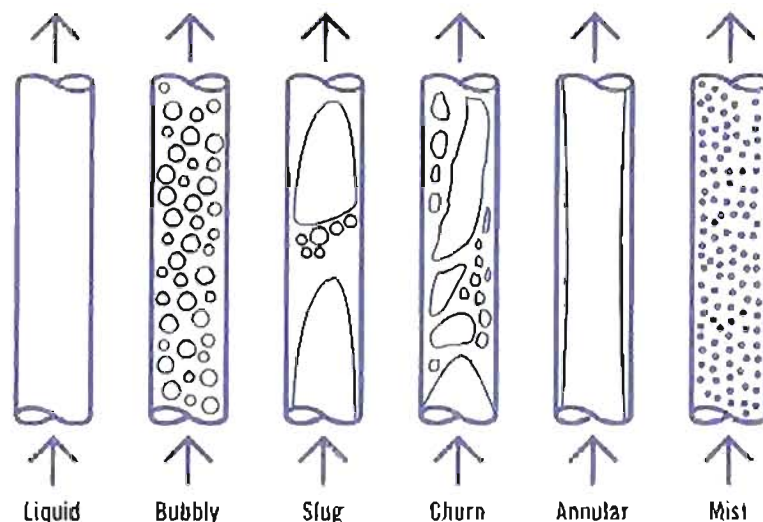
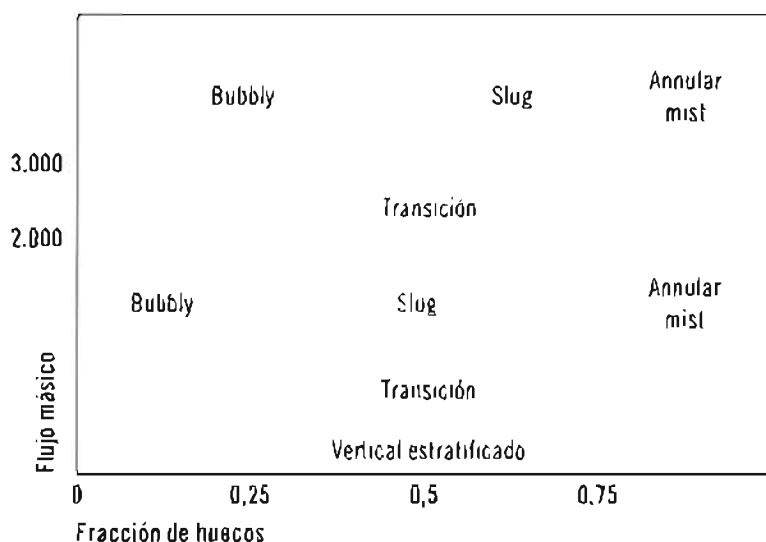


Figura 2. Mapa de regímenes de flujo de fluidos bifásicos en tuberías verticales.



Las condiciones que provocan la transición entre los distintos regímenes de transmisión de calor son de vital importancia en los análisis de transitorios, ya que estas transiciones provocan variaciones bruscas del flujo calorífico y de las temperaturas del combustible y la vaina. De entre ellas, la más importante es la de flujo calorífico crítico (CHF), correspondiente a la transición de ebullición nucleada a ebullición en película. Ésta es la condición más significativa de la degradación de la refrigeración, ya que la

capacidad de transmisión de calor disminuye drásticamente en este punto, pudiendo provocar daños en el combustible si la condición se mantiene durante cierto tiempo.

En los códigos de estimación óptima también se incluye un modelo específico para la fase de reinundación en un LOCA. Por último, para un cálculo preciso también es necesario conocer el flujo calorífico por radiación, aspecto que se da en las últimas fases de LOCA con núcleo descubierto y alta temperatura de vaina.

Figura 3. Relación entre los regímenes de flujo y modos de transmisión de calor.

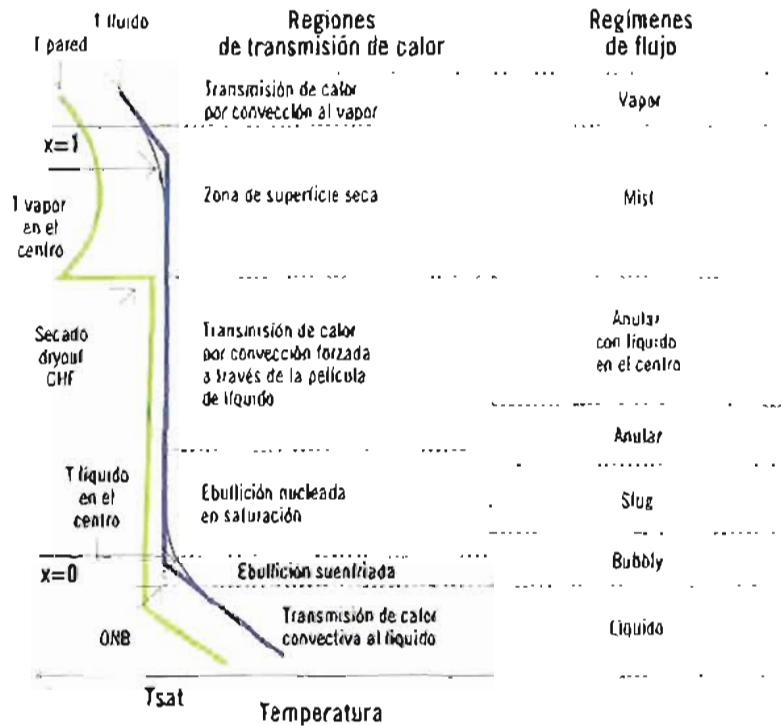


Figura 4. Variación de los regímenes de transmisión de calor en función del flujo calorífico y de la calidad.

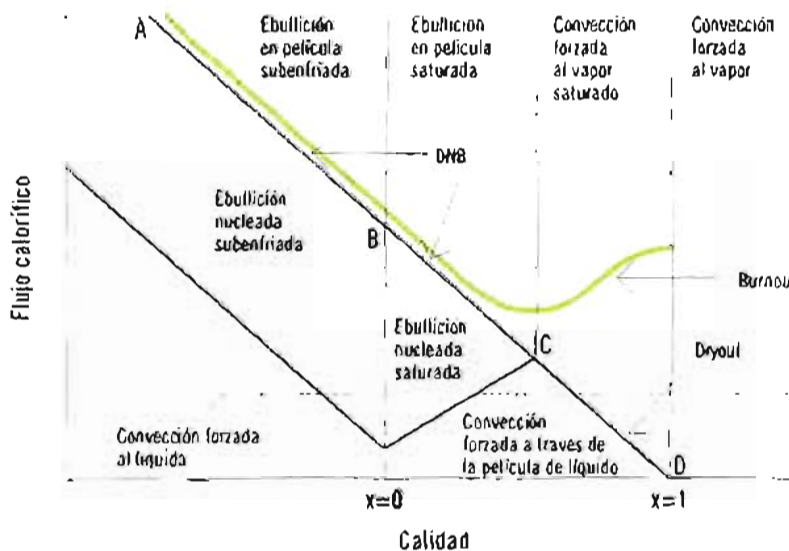
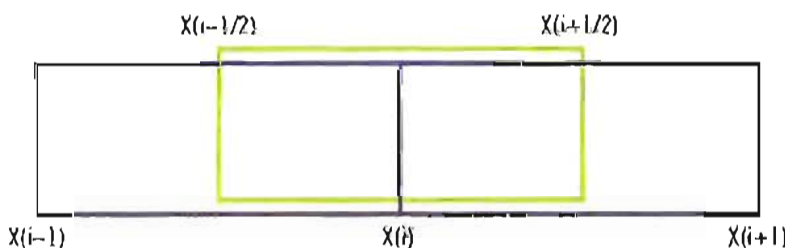


Figura 5. Malla espacial para el cálculo hidrodinámico.



En la ecuación de conservación de la masa de la fase k , $C(k)$, es necesario conocer la expresión de la tasa de generación de vapor que consta de dos componentes: ebullición/condensación en pared, y ebullición/condensación en el seno del fluido.

En la ecuación del momento de cada fase, $M(k)$, existen diversos términos cuyas expresiones dependen del régimen de flujo. Por una parte, están aquellos términos que también aparecen en las ecuaciones del fluido monofásico, fricción en pared y factores de forma; por otra, los términos de fricción entre fases que incluyen fricción de arrastre, fricción de cortadura y fricción por masa virtual.

Modelos hidrodinámicos específicos

Existen modelos específicos para distintas configuraciones, tales como:

- Expansiones y contracciones de los canales/tuberías.

- Caudal crítico en roturas y válvulas, que debe incluir modelos para distintas condiciones aguas arriba de la rotura tales como líquido subenfriado, dos fases con posible presencia de incondensables y vapor (ver modelos utilizados en tabla 2). Además, puede existir un modelo especial para los casos en que hay estratificación horizontal, ya que en este caso el caudal por la rotura dependerá de la fase que esté en contacto con la rotura, además del fenómeno de vapor *pull-through*.

- Caudales en contracorriente. Este fenómeno aparece cuando ambas fases van en diferentes direcciones, existiendo un límite a la diferencia de velocidades entre las fases denominado condición CCFL (Counter-Current Flow Limit). Se puede observar tanto en geometrías horizontales como verticales, aunque es más general encontrar códigos sólo con el modelo para geometría vertical.

► Tabla 3. Métodos numéricos y métodos numéricos de baja difusividad en códigos de estimación óptima.

Código	Método numérico / Límite de estabilidad	Método con baja difusión
RELAP5/MOD3	Semi-implícito y casi-implícito Estabilidad: límite de Courant. $\Delta t \leq \frac{\Delta t}{\max(v_b, v_w)}$	Godunov de segundo orden con limitador de flujo
TRAC-PF1	SETS. Método semi-implícito de tres pasos Límite de estabilidad superior al límite de Courant	Método QUICKEST con limitador de flujo ULTIMATE
TRAC-BF1	Método semi-implícito Límite de estabilidad superior al límite de Courant	No tiene
CATHARE	Completamente implícito Incondicionalmente estable	Van Leer con limitador de flujo
RETRAN-03	Implícito linealizado en fuentes Límite de estabilidad superior al límite de Courant	Técnica de partículas Lagrangianas con integración temporal

– Modelo con malla espacial adaptativa para la fase de reinundación en un LOCA.

– Modelo para el seguimiento del nivel.

– Uniones y separaciones de caudales.

– Condiciones de contorno.

– Modelos 3-D de componentes específicos.

– Reacción metal-agua.

3.3. Modelos de componentes y de sistemas de control

En los códigos de planta completa suele haber modelos para todos o algunos de los siguientes componentes: bombas, bombas de chorro, generadores de vapor, presionador, acumuladores, separadores, secadores, válvulas, turbinas, precalentadores y condensador.

Los sistemas de control consisten de diferentes tipos de componentes de control que modelan operaciones básicas como: operaciones aritméticas, funciones, integración y diferenciación, controles tipo PID, etcétera. Las acciones automáticas o manuales se contemplan mediante instrucciones lógicas.

3.4. Propiedades de los materiales

Para poder resolver el sistema de ecuaciones son necesarias las correlaciones de las propiedades de los materiales fluidos y sólidos. Las propiedades del agua se calcu-

lan en base a tablas de vapor de agua o correlaciones algebraicas incorporadas al código correspondiente. Respecto de las propiedades de los distintos materiales estáticos (combustible, huelgo, vaina, tubos del generador de vapor, tuberías y paredes de la vasija) es necesario evaluar la conductividad, el calor específico y la densidad, todos ellos en función de la temperatura del material. Una excelente biblioteca de materiales es MATPRO (*A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis*).

3.5. Métodos numéricos

La mayoría de los códigos termohidráulicos utilizan técnicas en diferencias finitas de primer orden con malla desplazada (figura 5). El límite de estabilidad de dichos métodos numéricos depende de la técnica utilizada: explícita, semi-implícita o completamente implícita (tabla 3). La figura 5 muestra el esquema espacial fundamental para la resolución de la ecuaciones de balance del modelo. Básicamente el modelo consta de una serie de volúmenes de control o nodos representados por $i-1$, i , $i+1$ y conectados entre sí por una serie de uniones $i-1/2$, $i+1/2$. En los nodos se resuelven las ecuaciones de balance de masa y energía, estando referidas las variables correspondientes (presión, entalpía y densidad) a di-

cho volumen de control, mientras que las velocidades de ambas fases se calculan en las uniones.

En varios de los códigos de estimación óptima se incluyen métodos numéricos que eliminan los problemas de difusión de los métodos de primer orden, y se utilizan cuando es necesario analizar transitorios de estabilidad en BWR, o transitorios con frentes de boro (tabla 3).

3.6. Nuevos modelos para reactores avanzados

Los nuevos diseños de los reactores avanzados generan la necesidad de analizar nuevos fenómenos físicos, tales como despresurización intencionada para permitir la inyección por gravedad del refrigerante de emergencia, grandes fuentes de refrigerante de emergencia dentro de la contención, y acoplamiento fuerte entre el sistema de refrigeración del reactor y la contención para la eliminación del calor residual, condensación en presencia de incondensables y transitorios largos de hasta tres días. Por eso, ha sido necesario planificar un nuevo proceso de desarrollo que deberían cubrir, al menos, los modelos reflejados en la tabla 4.

4. Validación del código

Para asegurar que un código simula los transitorios de las centrales nucleares con márgenes de error

► Tabla 4. Futuros modelos en códigos termohidráulicos para reactores avanzados.

Fenómeno	Modelo
Circulación natural con bajos caudales	Dependencia de los factores de forma respecto del número de Reynolds
Fenómenos físicos a bajas presiones	Optimizar diversos modelos para que reflejen adecuadamente la fenomenología a bajas presiones
Transmisión de calor en haces de tubos horizontales	Incorporación de las correlaciones adecuadas
Condensación en película con/sin la presencia de incondensables	Nuevo modelo de condensación
Análisis de detalle para la fase de reinundación del núcleo en un LOCA	Incorporar modelos tridimensionales
Transitorios muy largos	Utilización de técnicas numéricas implícitas que permitan la utilización de pasos de tiempo largos

► Tabla 5. ISP realizados desde el año 1980 encaminados a analizar la fenomenología del circuito primario.

Número	Instalación	País	Año	Objetivo
11	LOFT	EE.UU.	1981	SBLOCA 2,5%
12	ROSA-III	Japón	1982	SBLOCA en un BWR 5%
13	LOFT	EE.UU.	1983	LBLOCA
15	FIX-II	Suecia	1983	LOCA en BWR 31%
18	LOBI-MOD2	Italia	1985	SBLOCA 1%
20	DOEL-2-PWR	Bélgica	1987	Rotura de tubos en un GV
21	PIPER-ONE	Italia	1988	SBLOCA en un BWR 1,6% / 2,8%
22	SPES	Italia	1988	Pérdida de agua de alimentación
25	Achilles	Reino Unido	1988	Fase de reinundación con inyección de nitrógeno desde los acumuladores
26	ROSA-IV	Japón	1989	SBLOCA 5%
27	BETHSY	Francia	1991	SBLOCA 0,5%
33	PACTEL	Finlandia	1992	Circulación natural en un VVER
38	BETHSY	Francia	1997	Pérdida del RHR durante la operación a medio plazo
42	PANDA	Suiza	1999	Inyección por gravedad

aceptables es necesario que el código haya sufrido un largo *proceso de validación*. Este proceso se puede descomponer, en principio, en dos partes: la cualificación, que consiste en una validación por parte del grupo de desarrollo, y la verificación que es una validación independiente.

Por su parte, la cualificación del código sigue los siguientes pasos:

- Se seleccionan las correlaciones de la relaciones constitutivas necesarias para cerrar el sistema de ecuaciones seleccionado. Estas correlaciones deben tener un rango de validez en el cual esté incluido su rango de aplicación.

- Se comprueba por separado, siempre y cuando sea posible, cada modelo del código correspondiente a los distintos fenómenos físicos o componentes, y se comparan con problemas analíticos y con experimentos de efectos separados. Este tipo de experimentos sirve para analizar los efectos de un determinado fenómeno o una fase concreta de un transitorio: MARVIKEN, MOBY DICK, CANON, para el análisis de caudal crítico en roturas; FLECHT (Full Length Cooling Emergency Heat Transfer); análisis de la fase de reinundación en LOCA; UPTF (Upper Plenum Test Facility) para analizar diversos fenómenos durante la fase de remojado; PERICLES, para analizar la fase de reinundación; PANDA, diseñada para analizar fenómenos de contención y respuesta de los sistemas asociados en ALWR.

- Se simulan experimentos de instalaciones integrales, instalaciones a escala reducida de las reales, en las cuales aparecen distintos fenómenos interrelacionados entre sí: LOFT (Loss of Fluid Test) desarrollado en INEL para la validación/desarrollo del código RELAP. La participación de España en estos experimentos fue de gran importancia para el avance de la termohidráulica en nuestro país; LOBI (Loop of Blowdown Investi-

gation), para análisis de fenómenos en LOCA; PKL (Primärkreislauf), análisis de fase reinundación en LOCA; Semiscale, efecto de los distintos sistemas en todas las fases de un LOCA; TLTA (Two Loop Test Apparatus), específico para el análisis de la fase de descarga en BWR; ROSA (Rig of Safety Assessment); LSTF (Large Scale Test Facility), similar a TLTA; FIST (Full Integral Simulation Test) para BWR LOCA; BETHSY (Boucle d'Etudes Thermohydraulique Systeme), para el análisis de circulación natural. SBLOCA y LBILOCA. Asimismo, es de gran importancia la reproducción de transitorios que hayan sucedido en plantas comerciales, por ejemplo, rotura de tubos, rechazo de carga, pérdida de energía eléctrica, cierre o apertura inadvertidos de válvulas, o pérdida de agua de alimentación. Al conjunto de experimentos de efectos separados, efectos integrales y transitorios de planta reproducidos se les denomina *matriz de validación del código*.

— En paralelo al proceso anterior se debe comprobar que los resultados de la simulación sean independientes de la plataforma informática, estaciones de trabajo con distintas versiones de sistema operativo, del compilador y del nivel de optimización seleccionado en el compilador (efecto máquina). Finalmente, se debe minimizar la posibilidad de que usuarios distintos obtengan resultados distintos (efecto usuario). Este objetivo se intenta conseguir mediante la minimización del número de opciones disponibles para cada modelo y mediante unas guías de usuario, con información precisa sobre la experiencia de uso de opciones y modelos en aplicaciones concretas y específicas.

La verificación del código es un proceso llevado a cabo por los usuarios del código, similar al anterior, pero realizado de forma independiente al grupo de desarrollo. En este proceso se analizan nuevos

► Tabla 6. Relación de códigos termohidráulicos a nivel mundial.

País	Códigos
EE.UU.	ADVSIM, ATHOS, BASH, CADD, CEFLASH, CENTS, CESEC, CETRAN, Serie COBRA, COMMIX-2, CRAFT, DUVAL, FABL, FIBWR2, FLOW-MODEL, HIPA, ISCOR, K-FIX, KACHINA, LAMB, LAPUR, LOCTA, LOFTRAN, LOFTRAN-AP, MARVEL, MINET, MMS, NOTRUMP, ODYN, ODYSSEY, PCTRAN, RAMONA-3B, RASP, REDY, REFILL, Serie RELAP, RETACT, Serie RETRAN, SAFER, SATAN, STRIKIN, TASC, THERMIT2, THETAL-B, THINC-III, THINC-IV, THOR, Serie TRAC, TRANFLO, TRANSG, TRAP2, TREAT, VIPRE-D2, WCOBRA/TRAC
Francia	CATHARE, FICLA, GENEPI, TRIO, THYC, MELODIF, ASTRID, JCR, POSEIDON, SIGLE, STRIP, TRACAS
Alemania	ALMOD4, ALMOS, ATHLET, DAPSY, DRUFAN, FLUT, NLOOP, RS-SIEMENS, PUMA, LECKY/MOD2, HYDRANS, REWAS, WAK
Japón	BWRDYN, BWCAL, CANAC-II, MINCS, SABENA, THYDE-P2, TOKRAC, TOSDYN-2, JP-HYDRO
Canadá	ATHENA, ANTHEM, ASSERT-4, CATHENA, FAST, FIREBIRD-III, SOPHT, TUF
Suecia	TRANS, PRESTO, MONA, SIMULATE-K
Italia	PIPER-ONE, TRIP, COTHA
Finlandia	APROS, SMABRE, TRAB, HEXTRAN
Noruega	HYDRO-I, RAMONA-III, CONDOR, BISON, GOBLIN
Comunidad Europea	IMPI, RELAP5-MF, THERF, COSTAX-BOIL, FRANCESCA-BWR, MATTEO
Reino Unido	PHOENICS, RELAP-UK
Hungría	KIKO3D, KARATE
Corea del Sur	FISA-2
Dinamarca	BWRPLANT/ZERO
Australia	OWEN-1
España	TRETA, TIZONA

experimentos y posibles nuevos incidentes reales. Este proceso de verificación, habitualmente realizado por los usuarios de los códigos en sus aplicaciones propias y en programas internacionales de validación (por ejemplo, proyectos ICAP y CAMP), realimenta el primer proceso de cualificación, ampliando la matriz de validación del código.

Por su parte la OCDE/AEN/CSNI ha desarrollado programas de problemas estándar internacionales (International Standard Pro-

blems, ISP). Este conjunto de transitorios está pensado para proporcionar un conjunto unificado de casos que permita comparar la precisión de los distintos códigos y aportar nuevos datos al proceso de validación. En la tabla 5 se describen los ISP más recientes encaminados a analizar la fenomenología del circuito primario. Un trabajo complementario es el llevado a cabo por el grupo principal de trabajo sobre comportamiento del sistema de refrigeración (OCDE/AEN/CSNI/PWG2), desarrollando ma-

trices de validación de experimentos de efectos separados y de experimentos de efectos integrales. La NRC ha adoptado las matrices de validación del CSNI para sus propios propósitos.

5. Conexión de códigos: mejora del ámbito de aplicaciones

En numerosas ocasiones, los especialistas en simulación de sistemas físicos necesitan reproducir escenarios que no pueden ser abordados por los códigos de cálculo de que disponen, debido principalmente a que sobrepasan los rangos de aplicabilidad de los mismos. También, es cada vez más frecuente la necesidad de simular transitorios que implican varias disciplinas científicas, y que ningún código por separado puede tratar en toda la extensión requerida. Los ámbitos de aplicación de los códigos podrían ampliarse escribiendo nuevos programas que incorporaran los modelos o disciplinas científicas antes no disponibles, pero que ahora se muestran necesarios, así como los métodos numéricos requeridos para resolver el nuevo

conjunto de ecuaciones. Este enfoque implicaría la reescritura completa del código, por lo que el esfuerzo podría no compensar los supuestos beneficios que se obtendrían.

Una solución más viable es aprovechar los códigos ya existentes y acoplarlos para ampliar los dominios de aplicación de cada uno de ellos, haciendo que las salidas de unos actúen como condiciones de contorno o iniciales de los otros, y viceversa.

De los muchos ejemplos de códigos que pueden encontrarse en la literatura, muchos de ellos provienen de la industria nuclear. Por ejemplo, cabe citar la interfaz EU-MOD, que permite acoplar el código RELAP5 con modelos externos definidos por el usuario. También cabe mencionar las conexiones de: RELAP5-CONTAIN, RELAP5-COSBWR, RELAP5-PANBOX2, RELAP5-HECHAN2, RELAP5-COCO, TRAC-BFI-NEM-3D, CATHENA-PACE, CATHENA-ELOCA y CANSIM.

Las aplicaciones más recientes en seguridad nuclear tienen como objetivo el acoplamiento de códigos

termohidráulicos con códigos neutrónicos tridimensionales, con el objeto de simular transitorios de reactividad en los que se supera el rango de validez de los modelos de cinética puntual. Entre estas aplicaciones, las más significativas son la conexión RELAP5-PARCS, embrión del futuro código consolidado de la NRC, con el código de neutrónica tridimensional PARCS, la interfaz TALINK para acoplar RELAP5 y PANTHER y la interfaz ISAS 1 para unir el código termohidráulico de seis ecuaciones CATHARE con el de cuatro ecuaciones FLICA 4 y con el de neutrónica tridimensional CRONOS.

La cuestión de la conexión de códigos ha sido objeto de atención preferente en el OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements, celebrado en Annapolis (EEUU) en 1996.

La paralelización de los códigos, utilizada de una manera efectiva, es otro aspecto que puede acortar considerablemente los tiempos de ejecución. Es una de las técnicas a tener en cuenta cuando se persigue la ejecución en tiempo real. 

Utilización y aplicaciones de códigos termohidráulicos en el sector eléctrico nuclear

Los niveles de conocimiento y desarrollo alcanzados por el sector eléctrico en el uso de códigos termohidráulicos permiten garantizar una alta calidad en los análisis de

seguridad que se hacen en las centrales nucleares españolas, siendo éstos equiparables al resto de los países avanzados. A continuación se describe dicha contribución.

1. Introducción y revisión histórica del sector

El sector eléctrico, como responsable de la explotación de las centrales nucleares españolas, ha sido promotor histórico de un importante número de iniciativas encaminadas a la asimilación de aquellas tecnologías que permiten una operación más eficaz y segura.

Entre estas tecnologías se encuentran, junto a la modernización de equipos y sistemas, o a la optimización de procedimientos de ejecución de tareas de operación y mantenimiento, las relacionadas con la mejora de la capacidad de conocimiento del comportamiento de las propias plantas. Tanto los análisis probabilistas de seguridad, como los estudios dinámicos mediante códigos de cálculo, pertenecen a este tipo de tecnologías.

Después de una primera etapa, que coincide con la primera generación de reactores nucleares espa-

ñoles, en la que no se disponía de otra opción que la suministrada por el propio diseñador de la planta, el sector eléctrico tuvo una presencia relevante en todas y cada una de las acciones colectivas dedicadas a mejorar la capacidad predictiva.

El proyecto LOFT-España reunió a especialistas de todo el país entre los años 1985 y 1990. A raíz de la participación del sector eléctrico en LOFT, sus técnicos entraron en el uso de grandes códigos como RELAP y TRAC, y establecieron con la comunidad internacional de analistas termohidráulicos unas vías de diálogo que con el tiempo se han mostrado enormemente fructíferas. Esta iniciativa conllevó un esfuerzo importante, como el de integrar a un conjunto de técnicos en unos equipos de trabajo, tanto españoles como internacionales, durante un tiempo considerable.

El resultado fue alentador y al LOFT le siguió el ICAP (International Code Assessment and Application Program), en el cual se consiguió aunar esfuerzos y compaginar objetivos propios del sector con los inherentes al desarrollo de los

propios códigos. Finalizado el ICAP, las centrales nucleares españolas disponían, gracias al trabajo realizado durante el proyecto, de unos modelos termohidráulicos de sus plantas con un nivel de cualificación refrendado en cierta medida por un colectivo internacional.

Los modelos configurados en ICAP fueron de enorme utilidad en un proyecto español encaminado a la simulación de formación. El proyecto MAS (Modelos Avanzados de Simulación), liderado por Tecnatom, que fue el responsable principal del desarrollo realizado, hizo compatible la cualificación alcanzada con los requisitos del tiempo real.

Ya después de ICAP y durante todo CAMP (Code Application and Maintenance Program) los modelos fueron usados por los analistas con finalidades diversas: cambios tecnológicos, diálogo con la autoridad de seguridad, estudio de instrucciones de operación en emergencia o, en pocas palabras, en lo que se suele denominar apoyo a la explotación.

El proyecto CAMP ha permitido la consolidación plena del uso de los códigos actuales y de las re-

* J. Blanco (C.N. José Cabrera); J.V. López (C.N. Garoña); A. López (C.N. Almaraz); F. Castrillo (C.N. Colares); F. Reventós, C. Llopis (C.N. Ascó/Vandellós); M. Novo (C.N. Trillo); J. Puga y L. Francia (Unesa).

laciones con los organismos que intervienen en su mantenimiento, desarrollo y puesta al día.

En la actualidad, el sector eléctrico se encuentra abordando proyectos tales como el del nuevo código de la NRC, no sólo en perfecta armonía con sus socios de siempre, sino además con unas capacidades consolidadas de poder materializar su aportación técnica con garantías de éxito.

2. Generación de modelos de planta

Para un código termohidráulico determinado, el modelo de una planta está formado por el conjunto de datos de entrada que permiten simular su comportamiento y calcular la evolución temporal durante un transitorio, suceso o accidente, de las variables y parámetros que sean de interés, en función de la aplicación y propósito de los cálculos. En general, estos datos proporcionan al código información sobre la disposición física y características geométricas de los elementos y sistemas analizados (vasija del reactor, tuberías, elementos combustible, generadores de vapor, etcétera); sobre las características de funcionamiento de sistemas (bombas, válvulas); sobre el comportamiento de los sistemas de control que pueden actuar en el proceso: sobre la interacción con el comportamiento del núcleo (realimentación neutrónica); y sobre las malfunciones o condiciones anómalas (por ejemplo, roturas de tuberías) que se deseen simular.

El alcance final del modelo de la planta dependerá de las aplicaciones que vayan a darse al mismo.

Las figuras 1 y 2 representan esquemáticamente unos modelos típicos de plantas PWR y BWR.

Se comprende que la generación de un modelo de planta requiere conocer, además de las capacidades y limitaciones del código, las características de la planta que se modeliza, y además abarcando un amplio abanico de aspectos y disciplinas de ingeniería.

La generación de un modelo de planta se inicia con la definición topológica del mismo, es decir, se divide o discretiza el sistema real en una red de nodos conectados entre sí, mediante los cuales se puedan reproducir los caminos del refrigerante en el sistema. El código calculará la evolución temporal de las condiciones termohidráulicas (temperatura, presión caudal, fracción de vapor) en cada uno de los elementos de esta red. Los criterios para esta discretización (tamaño de nodos, disposición y distribución de los mismos) vendrán dictados, por un lado, por la propia validación del código y, también, por la experiencia acumulada sobre el uso de los códigos.

Si al modelo así construido se le especifican las condiciones de contorno y otros parámetros de entrada que definan unívocamente el estado de operación de la planta (nivel de potencia, etcétera), el código calculará una distribución inicial estacionaria (una especie de foto instantánea) de todas las variables termohidráulicas en la red de nodos establecida.

Una parte importante del modelo, sobre todo por la participación que puede tener en la simulación de sucesos transitorios *normales* que puedan producirse en la operación, es la relacionada con los sistemas de control que, realimentados por la evolución temporal del suceso estudiado, pueden generar actuaciones (arranque o disparo de bombas, cierre de válvulas, inserción de barras de control, etcétera) que van condicionando la trayectoria del mismo. De hecho, una de las aplicaciones de estos modelos de planta es el diseño y ajuste inicial de los sistemas de control, que más tarde, en las pruebas de arranque de la unidad, son ajustados más finamente para obtener una respuesta óptima y estable.

Las fuentes de datos para la construcción de un modelo de planta están fundamentalmente en la documentación de diseño. Los

planos de los distintos componentes, diagramas de proceso, especificaciones de funcionamiento, hojas de datos de instrumentos, especificaciones técnicas de funcionamiento y otros similares, son el origen de los datos necesarios para configurar el modelo.

Tan importante como la propia generación del modelo es su validación de conjunto. La existencia de una gran diversidad de matices en el uso de términos tales como *validar*, *cualificar* o *verificar* no debe frenar el intento de clarificar en la medida de lo posible el tema.

En este caso, parece interesante hablar de validación de conjunto de un modelo de instalación, ya que a otros niveles se han llevado a cabo con rigor tareas arduas que constituyen una parte fundamental de la garantía de validez del modelo en cuestión.

La calidad final de un modelo de planta depende, además de la llamada validación de conjunto, de:

- La validez del código (de sus modelos constitutivos, de sus ecuaciones, de sus métodos de resolución, etcétera).
- La validez de las pautas de modelación seguidas (en función del escenario, de las lecciones aprendidas en experimentos, etcétera).
- La validez de los datos utilizados (sean de diseño, de proceso, etcétera).

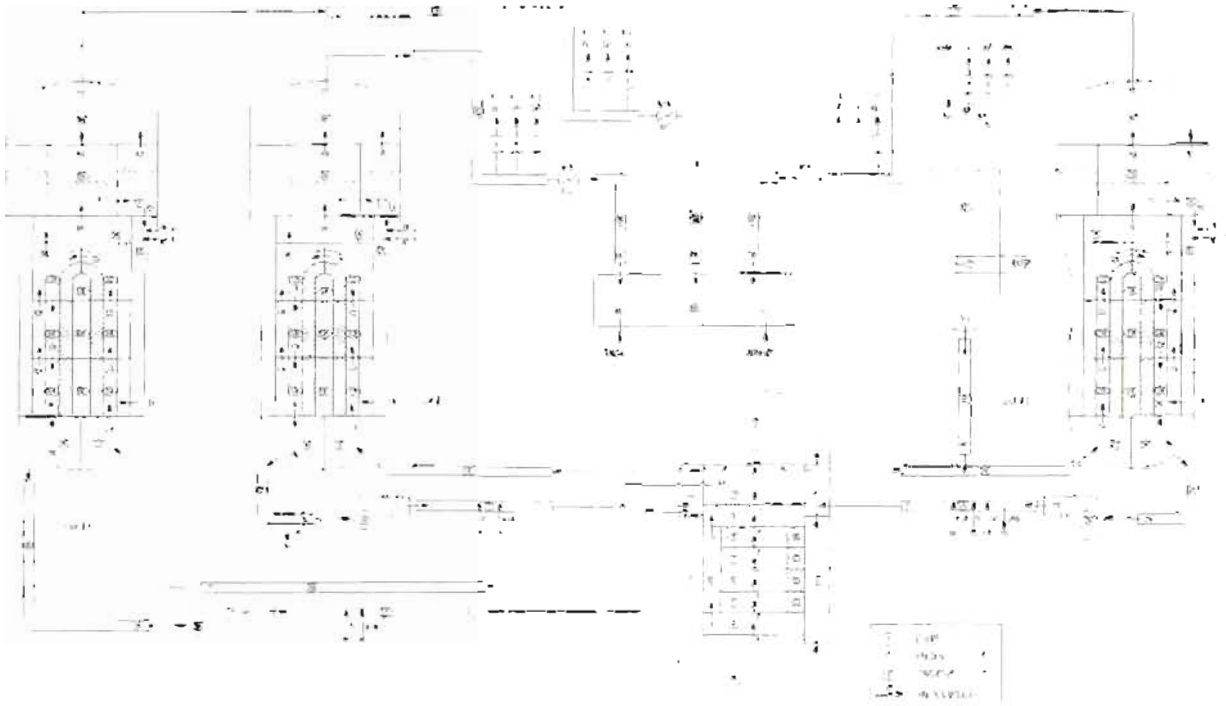
- La validez del tratamiento de las incertidumbres (en función del uso final de los resultados y de otros factores).

En estas condiciones, y sin menospreciar los términos anteriores, el proceso de validación de un modelo propiamente dicho empieza en la selección de transitorios de planta, en los que pueda comprobarse la función de los componentes y sistemas simulados.

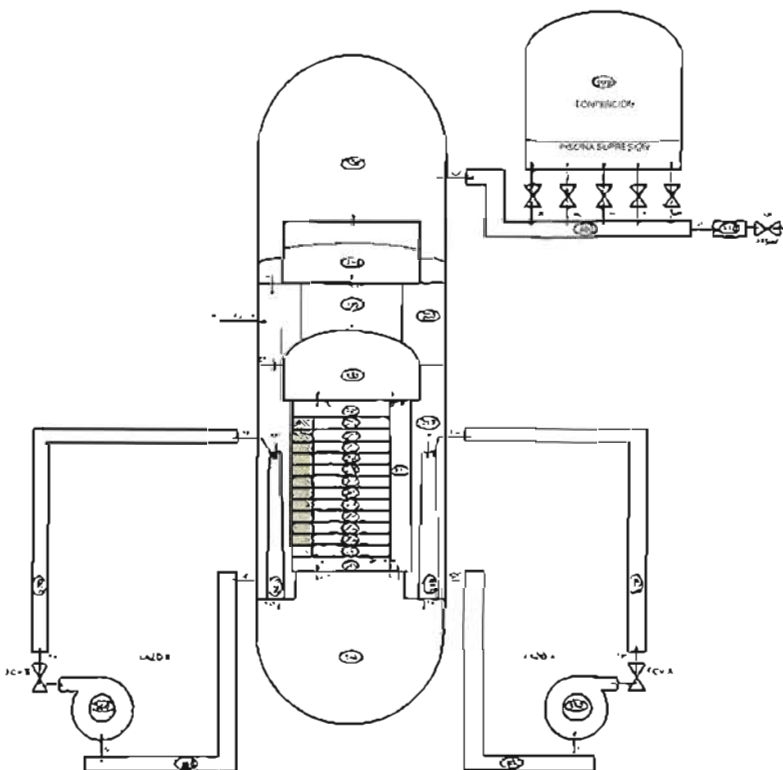
Entre estos escenarios son especialmente interesantes:

- Las pruebas de arranque de las unidades.
- Los incidentes operativos.

► Figura 1. Esquema de una planta PWR para el código RETRAN.



► Figura 2. Esquema de una planta BWR. Modelo de la central nuclear de Cofrentes para el código RETRAN.



En principio, las pruebas de arranque deberían bastar si se tiene en cuenta su finalidad específica de activar el funcionamiento de sistemas. En los siguientes apartados y en ocasión de la exposición de experiencias propias de cada planta se podrá comprobar la importancia que cada grupo de trabajo ha dado a este punto.

Las centrales nucleares intervienen en el sistema de regulación de la red eléctrica española como productoras de base y raramente se ven inducidas a cambios bruscos motivados por la gestión de la red. La mayor parte de su tiempo se encuentran en estado estacionario nominal produciendo potencia al 100%. Si a todo cuanto antecede se añade su buen funcionamiento y su alta disponibilidad, los transitorios son muy escasos. A pesar de ello, el analista termohidráulico debe estar preparado para aprovechar cualquier experiencia que le permita mejorar el ajuste de su modelo y, por lo tanto, simular los transito-

rios que tengan lugar y utilizarlos en bien de la validación de sus herramientas.

Tiempos de apertura real de válvulas; temperaturas, presiones y caudales alcanzados en ocasión del funcionamiento de algún sistema de actuación esporádica; solapamientos reales de sistemas; curvas reales de parada de bombas... Éste es el tipo de información que el analista recopila a partir de los registros de planta para su posterior incorporación en el modelo de la forma más conveniente.

Una vez alcanzada una cierta validación de conjunto, el modelo tiene capacidad para ser utilizado siempre que se hayan respetado las reglas de juego que establece el estado del arte.

Mantener y aumentar el nivel de validación es también función del responsable del modelo. Este objetivo deberá tenerse muy en cuenta sobre todo cuando se producen cambios de diseño, recargas y modificaciones tecnológicas en general.

3. Áreas de aplicación

Los códigos de cálculo para la modelización de procesos termohidráulicos son las herramientas adecuadas para, una vez obtenidos los modelos representativos de la instalación objeto del análisis, tener capacidad de predicción de su comportamiento en diferentes situaciones operativas (figuras 3 y 4), que pueden incluir un amplio abanico de situaciones accidentales. La aplicación de estas técnicas se utiliza normalmente en diferentes ámbitos dentro de la gestión técnica de la explotación de nuestras centrales. A continuación, se enumeran algunos de los más destacados:

- Análisis de núcleo y de canal de refrigeración del combustible, que sirven para determinar tanto la distribución de caudales a través de los diferentes elementos del núcleo del reactor, como las pérdidas de presión a través de los diferentes caminos del refrigerante y la trans-

misión de calor entre los materiales que configuran el núcleo del reactor. Este tipo de análisis se realiza en el diseño de recargas de combustible, así como en el seguimiento y gestión del núcleo del reactor.

- Análisis de transitorios, que se realizan cuando se pretende determinar la evolución dinámica que se puede producir en la planta como consecuencia de fallos de equipos o de operación. Los resultados de estos cálculos se emplean para establecer unos límites en las condiciones normales de operación, de forma que no se superen, en ningún caso, los límites de seguridad establecidos.

- Análisis de accidentes, como los que presentan pérdida de refrigerante en los que se pueden producir fenómenos físicos complejos que requieren capacidades especiales en la modelización de los procesos fluidodinámicos y de transmisión de calor. Entre tales fenómenos se encuentran los flujos contra corriente (el vapor circula en sentido contrario al líquido en el mismo volumen) o el rellenado y remojado del núcleo. La mayoría necesitan modelos específicos y una descripción muy detallada de estos fenómenos.

Se debe hacer mención especial a los grandes códigos termohidráulicos con capacidad para cubrir los análisis de transitorios y accidentes no severos mencionados en el párrafo anterior. Todas las centrales disponen de modelos y utilizan uno de los dos códigos públicos, TRAC y RELAP, obtenidos por la participación sectorial en los proyectos internacionales citados en los epígrafes previos.

Adicionalmente, el sector dispone en los simuladores de Tecatom de modelos avanzados de simulación desarrollados a partir del código de cálculo TRAC.

Los códigos termohidráulicos se utilizan actualmente de manera habitual en la explotación en las áreas de combustible, ingeniería de seguridad y de apoyo a operación y

formación, principalmente. Sus aplicaciones más habituales serán presentadas en el epígrafe siguiente, para cada planta.

4. Uso de los códigos

La implantación y desarrollo de una capacidad de análisis propios en las centrales nucleares españolas comenzó entre los años 1984 y 1988, según cada organización, con cálculos de núcleo utilizando COBRA o de planta completa con RELAP5/MOD1 o RETRAN. También en aquellas fechas se iniciaron colaboraciones fructíferas con grupos internacionales de reconocido prestigio en este tipo de análisis.

El desarrollo iniciado entonces se ha mantenido hasta el presente, concentrándose los esfuerzos en la familia de códigos que hoy son operativos. Éstos son TRAC para los BWR y RELAP5 para los PWR.

La actualización de aquellos primeros modelos y su adecuación a las nuevas versiones de los códigos (TRAC-BFI/MOD1 y RELAP5/MOD3.2 son las actuales) fue una tarea ardua, llena de dificultades, pero con un final a satisfacción de los equipos humanos responsables del producto creado. Esta puesta al día del modelo se compatibilizó y se estructuró con la producción de los resultados que la explotación de la planta exigía.

El proceso de validación de los modelos finalmente obtenidos, frente a transitorios de planta, constituyó una de las actividades llevadas a cabo por la mayoría de las plantas en estas primeras fases del trabajo.

Los modelos operativos desde aquellas fechas reprodujeron con éxito un número importante de los incidentes operativos ocurridos en las plantas en los primeros años de operación comercial. La frecuencia de aquellos incidentes en algunos casos, aunque obviamente no era deseable desde el punto de vista de explotación, dio lugar a un *subpro-*

ducto no despreciable desde la óptica del analista dinámico de la planta. Éste fue el conocimiento más directo de un buen número de modos dinámicos de la planta que, de otra manera, habrían pasado un tanto desapercibidos.

La evaluación de pruebas de arranque y transitorios operacionales llevada a cabo sistemáticamente con el modelo de planta desarrollado por parte de alguno de los equipos analistas, con ánimo de ajustar la respuesta del modelo y asegurar que el comportamiento real de la planta se corresponda con el esperado en el diseño, ha dado y sigue dando un amplio margen de confianza.

Algunas plantas han sistematizado también el proceso de verificación utilizando el concepto de matriz de validación.

La confianza adquirida en los resultados propios ha permitido la realización de auditorías de análisis de accidentes con cálculos alternativos y compararlos a los realizados por los diseñadores del combustible.

Esta evaluación independiente de los análisis del suministrador principal, mediante la aplicación de herramientas de simulación distintas, constituye un adelanto muy importante, ya que permite un control efectivo de los análisis efectuados, y aporta una base sólida para la discusión de las metodologías de diseño.

Gracias a estas herramientas, se evalúan también las modificaciones de diseño propuestas por el suministrador o cualquiera de los departamentos de la central, para decidir sobre la conveniencia de su implantación y su efecto sobre el conjunto de la planta.

El cambio de generadores de vapor realizado tanto por Almaraz como por Ascó en fechas recientes constituye un hecho singular altamente relevante y con un impacto importante en el uso de códigos de estimación óptima.

Con antelación al cambio, se dedicó un esfuerzo importante a la mo-

Figura 3. Evolución de algunas variables en un rechazo de carga sin derivación al condensador con el código RETRAN, para una central BWR.

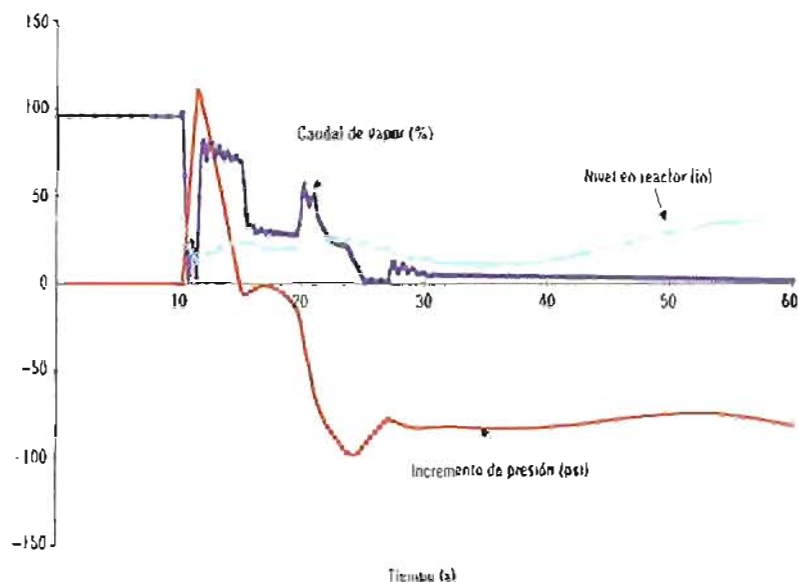
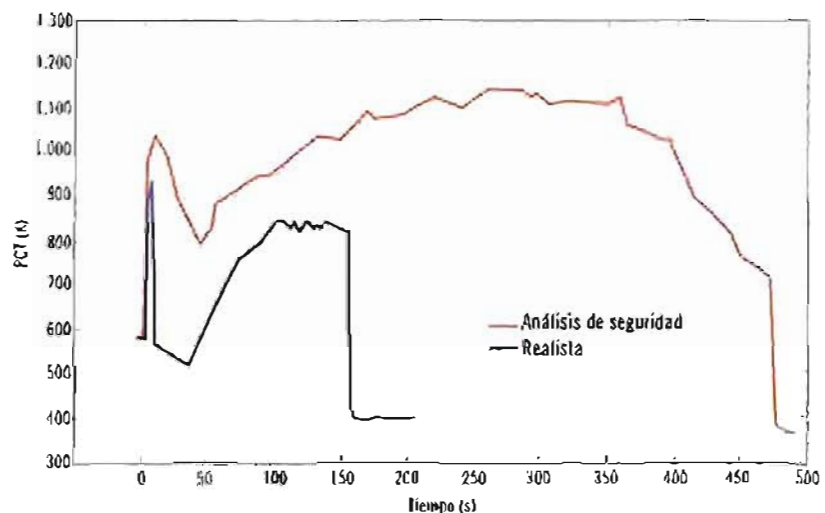


Figura 4. Evolución de la máxima temperatura en vaina durante un accidente (LOCA) en un reactor BWR, calculada con TRAC-B en un análisis realista y en un análisis conservador con requisitos reguladores.



delación de los nuevos generadores de vapor y al ajuste de su comportamiento, tanto en modo estacionario como en modo dinámico. Por ello se contó con el apoyo del propio diseñador del generador.

La evaluación de instrucciones del manual de operación y entrenamiento de operadores ha sido una de las preocupaciones comunes a todos los explotadores de plantas nucleares. Se han simulado escenarios de las instrucciones de operación anómala y de emergencia recogidas en los manuales de opera-

ción, cooperando de un modo muy activo tanto en su revisión como en la validación de herramientas de formación como son los simuladores gráficos interactivos (SGI) o en la realización de cálculos de apoyo para LPE/APS.

Dadas las amplias capacidades de RELAP en el campo de la modelación de los sistemas de control, se utilizó el código para simular el comportamiento de sistemas de control tan sofisticados como el de limitaciones de Trillo, o simplemente nuevos como los

de agua de alimentación de Ascó o Vandellós.

Los modelos mejorados permitieron estudiar transiciones de modos, analizar las anomalías detectadas o evaluar el comportamiento interactivo de los mismos con el resto de la planta.

Los análisis de accidentes bajo diferentes metodologías con códigos *best-estimate*, comprobando los resultados obtenidos por terceros, constituyen una aplicación relevante del presente y con notables perspectivas de futuro.

En otro ámbito, y en el convencimiento de que el analista termohidráulico debe conocer de cerca iniciativas experimentales que le permitan aplicar a su planta directrices de modelación probadas contra datos, se ha participado en el International Standard Problem 38 sobre seguridad en la operación a media tobera, previendo futuras aplicaciones de lecciones aprendidas.

La puesta al día de la documentación del modelo constituye tam-

bién un capítulo que requirió un esfuerzo importante.

La elaboración de una nota de cálculo detallada autosuficiente, que incluye referencias a documentación utilizada, cálculos previos para preparación de *input* (datos de entrada), y procesos de ajustes parciales y globales de cada modelo es una tarea realizada con rigor en los grupos de trabajo, que incluye la revisión por entidad independiente.

La preparación de un modelo para el analizador de planta NPA ha ocupado una parte importante de los trabajos recientes. Las pantallas desarrolladas son de gran ayuda sobre todo en la tarea de análisis dada la facilidad de recuperar variables de interés. En la actualidad, se utiliza el NPA a pleno rendimiento como herramienta interactiva y como analizador y graficador.

Los BWR llevan a cabo su análisis estacionario de núcleo mediante el cálculo de la distribución de caudales entre todos sus ele-

mentos y las pérdidas de presión a través de todos los caminos del refrigerante.

Otro tema relevante relativo a los BWR es el análisis LOCA (accidente de pérdida de refrigerante por rotura de tubería). El código TRAC-BFI se utiliza para los análisis de accidentes LOCA siguiendo una metodología desarrollada por las centrales nucleares de Cofrentes y Garoña.

El control de la estabilidad del núcleo de los reactores BWR se realiza asegurando que se evita la operación en condiciones que pudieran ser susceptibles de este fenómeno.

En el futuro se pretende aprovechar el rápido crecimiento de la capacidad y velocidad de cálculo de los ordenadores para seguir mejorando y ampliando los modelos de planta, realizar los cálculos más complejos en tiempo real, e integrar otros códigos y modelos de simulación que amplíen la fenomenología analizable (daño al núcleo, efectos 3-D).



► Figura 5. Central nuclear de Ascó.

Con el desarrollo de modelos realistas de planta con un código *best estimate* de ingeniería y la incorporación de capacidades gráficas interactivas se ha iniciado un proceso de convergencia entre códigos que podría afectar a códigos de diseño, de ingeniería y de formación.

En este sentido, se considera que la madurez de los modelos permite un apoyo solvente a la explotación de la planta, al tiempo que su documentación confiere la capacidad de hacer frente a futuras eventualidades con garantías suficientes.

El sector eléctrico ha participado en el proyecto CAMP de forma amplia, aportando contenidos tales como los expuestos, o intercambiando experiencias e inquietudes. Su contribución explícita se concreta en un conjunto de cálculos, cuyos títulos se citan a continuación:

– C.N. Almaraz. *Comparación de resultados de RELAP5/MOD3.2 en diversos entornos de computación*. (Participan C.N. Almaraz y Control Data Ibérica SA).

– C.N. Ascó. *Estudio de transitorios con actuación de AMSAC. Estudio de sensibilidad*". (Participan ANA y PMSA).

– C.N. José Cabrera. *Análisis del transitorio de apertura inadvertida de una válvula de spray del presionador en C.N. José Cabrera*.

(Participan UEFSa y PMSA).

– C.N. Trillo. *Análisis del transitorio de pérdida de una bomba de agua de alimentación principal, sin entrada de bomba de reserva con RELAP5/MOD3.2*. (Participan C.N. Trillo y PMSA).

– C.N. Vandellós II. *Evaluación de RELAP5/MOD3.2-NPA3.4 frente al transitorio de disparo de reactor por alta variación de flujo, circulación natural y rearranque de una bomba de refrigeración del reactor en la C.N. Vandellós-II*. (Participan C.N. Vandellós II y PMSA).

– C.N. Cofrentes. *Análisis del transitorio ATWS en C.N. Cofrentes*. (Participan C.N. Cofrentes y UITESA).

– C.N. Santa María de Garoña. *Análisis del transitorio de disparo de la bomba de recirculación en C.N. Garoña*.

– Unión Fenosa. *Simulación del experimento LOBI Test BT-56*. (Participan UEFSa y UFISA).

5. Futuro y conclusiones

Las centrales nucleares españolas disponen de modelos y métodos para la realización de análisis termohidráulicos que constituyen herramientas maduras, aceptadas a nivel internacional, mejorables en algunos aspectos pero totalmente adecuadas a sus necesidades. Su desarrollo ha requerido esfuerzos sectoriales importantes en:

– Adquisición de la tecnología y participación en los diferentes proyectos internacionales junto con el organismo regulador nacional.

– Documentación, validación y corrección de errores.

– Acotación de incertidumbres (entorno informático, usuario, etcétera).

– Elaboración y validación de modelos fiables para las centrales españolas.

Su plena utilización estará en función de la capacidad de los técnicos del sector y del CSN para definir los criterios para su mayor utilización en cálculos de licencia.

El conocimiento adquirido en el desarrollo de los trabajos anteriormente expuestos permite abordar el proyecto del nuevo código termohidráulico modular en fase de desarrollo con posibilidades de aportación de España en aspectos concretos relacionados con la aproximación de modelos al comportamiento real de las plantas y con el aprovechamiento de la experiencia de acercamiento de códigos de ingeniería a códigos de entrenamiento. En este sentido, el sector eléctrico está en condiciones óptimas para identificar aplicaciones y escenarios de interés para usos específicos del nuevo código en la resolución de problemas de licencia, o para emitir informes de cálculos de validación frente a datos de planta en fases más avanzadas del proyecto. ☞

El proyecto Giralda

El proyecto Giralda de Iberdrola, una metodología independiente para el diseño y licenciamiento de sus recargas de combustible nuclear, consiste en un conjunto de códigos de cálculo independientes de

los suministradores de combustible, y en un conjunto de métodos en los que se detalla el modo y las condiciones de aplicación de los códigos y de presentación final de los resultados.

1. Introducción

La gestión del combustible nuclear constituye una competencia esencial para Iberdrola, lo cual significa que es una especialidad técnica y de gestión que debe ser desarrollada y mantenida con recursos propios para disponer de ventajas competitivas sostenibles en el tiempo, con las que se persiguen unos objetivos estratégicos de seguridad y fiabilidad del combustible, independencia en la gestión, pluralidad tecnológica y competitividad comercial.

El proyecto Giralda es la pieza clave en esta estrategia, ya que incide de forma sustancial en todos los objetivos y líneas de actuación definidos para la gestión del combustible nuclear. Su propio nombre representa una declaración de alcance: Gestión Independiente de Recargas, Análisis y Licenciamiento de Diseños Avanzados.

El proyecto Giralda se ha caracterizado, entre otras cosas, por su constancia en el tiempo y por su enfoque hacia el futuro, ya que se ha planteado y desarrollado con un

enfoque estratégico que lo independiza de modas y coyunturas.

2. Objetivos

Los objetivos fundamentales que se persiguen con el proyecto Giralda son tres, que se enuncian a continuación ordenados por prioridad:

- Diseñar y licenciar las recargas de combustible de la central nuclear de Cofrentes.
- Optimizar el quemado del combustible en las centrales participadas.
- Proporcionar servicios de ingeniería del combustible a terceros en proyectos complejos de ámbito internacional.

3. Antecedentes

El proyecto Giralda adquiere nombre y naturaleza propia en 1993, pero en realidad es fruto de unos desarrollos que se iniciaron en 1985 y que evolucionaron durante los primeros ciclos de operación de Cofrentes con un perfil bajo de prioridad, coherente con las posibilidades contractuales y regulatorias del momento. Se trata, no obstante, de un período necesario para adquirir confianza en las posibilidades que ofrecían los modelos de cálculo y en las capa-

cidades de la organización para aprovecharlas.

Los primeros códigos y modelos se adquieren y desarrollan bajo la inspiración y el referente de las compañías Studsvik (Suecia) y Yankee Atomic (EEUU), ambas de reconocida solvencia y prestigio internacional.

El momento histórico (mediados de los ochenta) estuvo caracterizado por el fin de las construcciones a gran escala de centrales nucleares y la concentración de los operadores en los asuntos más críticos de la exploración, entre ellos el combustible nuclear. De hecho, son numerosas las referencias de aquel momento a compañías que se decidieron a implantar desarrollos tecnológicos en sus sistemas de gestión de combustible, con resultados altamente satisfactorios.

La cuestión fundamental es si una estrategia de este tipo sigue estando vigente a finales de los noventa, cuando otras tendencias, como el denominado *outsourcing*, se han constituido en herramientas de optimización organizativa ampliamente establecidas en nuestro entorno y que, básicamente, consisten en una táctica que se sitúa en el extremo contra-

* Licenciado en Ciencias Físicas, trabaja en Iberdrola desde 1983. En la actualidad dirige la Unidad de Combustible Nuclear.

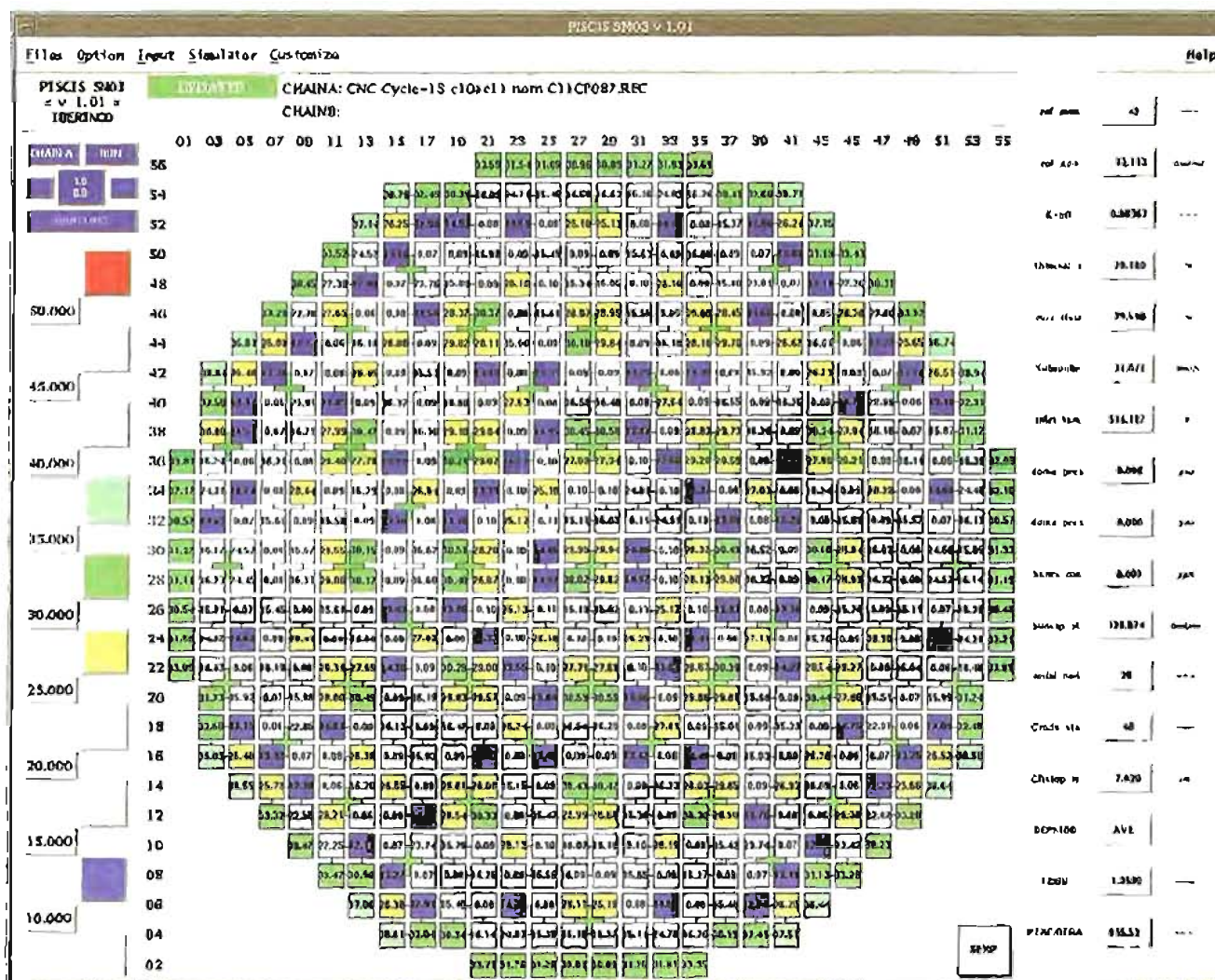


Figura 1. Sistemas de ayuda para el diseño del núcleo.

rio del proyecto Giralda. La respuesta de Iberdrola es que la estrategia de desarrollo de unas capacidades propias para la gestión del combustible nuclear es ahora incluso más acertada y necesaria que entonces, ya que la desregulación y apertura de los mercados ha convertido al combustible nuclear en un elemento clave para la fiabilidad y competitividad de la producción nuclear.

4. Desarrollo

El proyecto Giralda se ha desarrollado en el tiempo de acuerdo con los siguientes hitos:

- Iberdrola crea un equipo de especialistas en física de reactores y termohidráulica (1983).
- Se desarrollan concursos de ofertas entre los suministradores de códigos más relevantes y se ad-

quieran las licencias para el empleo de los códigos de cálculo fundamentales (1984-87).

– Se desarrollan amplios programas de entrenamiento con la colaboración de los especialistas de General Electric (GE), Yankee Atomic Electric Company (YAEC), Studsvik, Studsvik of America (SOA), Enusa, etcétera, y se desarrollan y depuran los modelos de cálculo (1986-87).

– Se obtienen excelentes resultados frente a las medidas de las pruebas nucleares de Cofrentes y frente a los datos de seguimiento del núcleo de los primeros ciclos de operación (1989). Estos resultados permiten adquirir la suficiente confianza para hacer planteamientos más formales de desarrollo y uso de una metodología independiente y se desarrollan los primeros

métodos de cálculo e informes de validación (1990-92). Sus aplicaciones, no obstante, estaban siendo restringidas a la verificación independiente y a la búsqueda de alternativas a las propuestas del suministrador del combustible.

– Se consolidan las actuaciones de forma sistemática bajo la denominación de proyecto Giralda (1993). Se emiten los informes de licencia básicos y comienzan las actividades de revisión y licenciamiento (1990-94), estableciéndose un programa potencial de aplicación inmediata, que, sin embargo, sólo se ejecuta en paralelo con los análisis del suministrador del combustible (1995-97).

– Se formalizan los aspectos de garantía de calidad, como procedimientos, manuales, planes de garantía de calidad, etcétera (1996-98), y

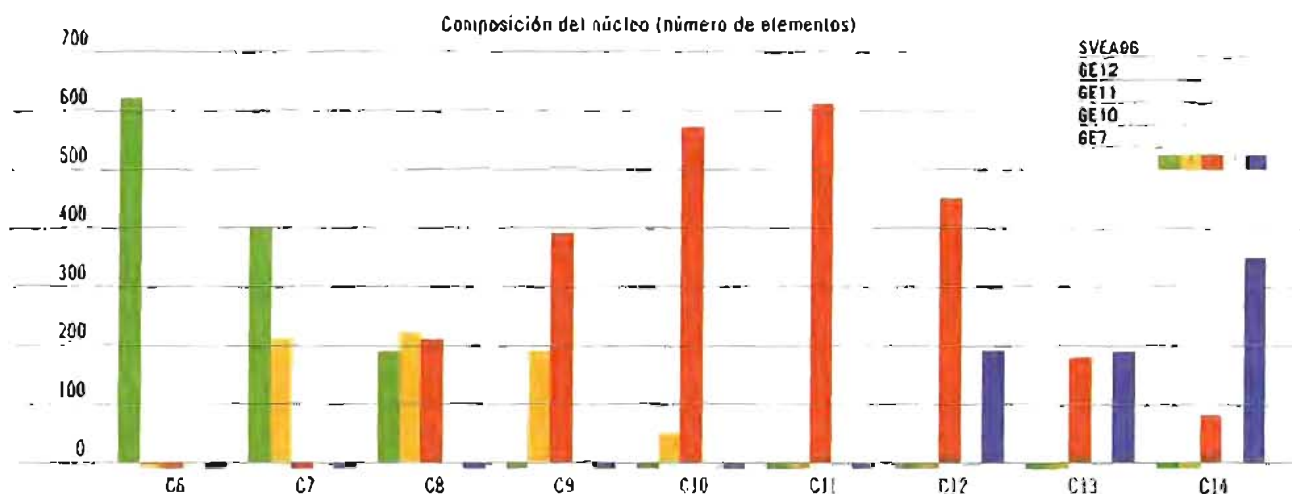


Figura 2. Aplicación del Proyecto Giralda a la central nuclear de Cofrentes.

se establece un programa final de aplicación coherente con la propia gestión del combustible y con la entrada de suministradores alternativos (1997).

Finalmente, se completan los métodos con los nuevos requisitos surgidos durante el propio proceso (1998) y se realiza la primera aplicación como metodología oficial para el licenciamiento de la recarga 11ª de la central nuclear de Cofrentes.

En resumen, se trata de un desarrollo dilatado en el tiempo, con los mayores esfuerzos concentrados en el entorno de la desregulación del mercado del combustible, a lo largo del cual se han consolidado los equipos depositarios de la tecnología Giralda en Iberdrola (incluyendo un equipo de 11 titulados superiores en la Unidad de Combustible Nuclear y otro de 10 titulados superiores en la Unidad de Integración de Tecnologías), al mismo tiempo que se han consolidado las organizaciones de apoyo a Iberdrola para el desarrollo y mantenimiento del proyecto, incluyendo: Studsvik-Scandpower, Yankee Atomic, General Electric, Enusa, ABB Atom, EPRI, universidades (UPV), grupos de usuarios (CMS, RETRAN, TRAC), etcétera.

5. Contenido

El proyecto Giralda cubre, con los alcances adecuados, todas las acti-

vidades necesarias para el diseño y licenciamiento de una recarga BWR, incluyendo el diseño nuclear, el diseño termohidráulico y los análisis de seguridad, que abarcan tanto transitorios como accidentes y sucesos especiales. La única disciplina que queda excluida es el diseño mecánico, por considerarse una competencia propia del suministrador del combustible e incluida en el alcance del suministro.

5.1. Diseño nuclear

Los objetivos del diseño nuclear son cuatro: diseñar las celdas de combustible, diseñar el núcleo del reactor, elaborar el banco de datos del computador de procesos y evaluar las condiciones de criticidad de las piscinas de almacenamiento del combustible.

Los códigos de cálculo empleados en el diseño nuclear son CASMO-3, para el análisis de las celdas de combustible, y SIMULATE-3 para el del núcleo. En lo referente a metodologías de aplicación, el diseño nuclear dispone de dos: evaluación del diseño nuclear del combustible (EST-CONUC-015, mayo 1995) y análisis del núcleo en estado estacionario (EST-CONUC-016, julio 1995).

5.2. Diseño termohidráulico

Los objetivos del diseño termohidráulico son dos: verificar la com-

patibilidad del nuevo combustible y determinar el límite de seguridad de la razón de potencia crítica aplicable al ciclo.

El código de cálculo fundamental que se emplea en esta disciplina es SIMULATE-3, y para su aplicación se cuenta con tres metodologías: análisis del núcleo en estado estacionario (EST-CONUC-016, julio 1995), análisis termohidráulico en estado estacionario con SIMULATE-3 (IT-CONUC-012, julio 1996) y método para el cálculo del SLMCPR mediante el programa MASL (IT-CONUC-039, diciembre 1998).

5.3. Análisis de seguridad

El objetivo es actualizar los análisis de seguridad de la planta vigentes en el momento de efectuar la recarga de combustible. Para ello se deben categorizar los posibles sucesos, identificar aquellos que resultan limitantes y verificar que se cumplen los límites aplicables.

Existen tres categorías de sucesos: transitorios (rechazo de carga sin *by-pass*, fallo de la controladora de agua de alimentación, pérdida de calentamiento del agua de alimentación, error de extracción de barras de control y excursión de caudal), accidentes (pérdida de refrigerante, caída de barra de control, error de carga de combustible y accidente de manejo de combustible) y, por



Figura 3. Proceso de carga en la central nuclear de Cofrentes.

último, sucesos especiales (estabilidad, sistema de control líquido de reserva y sobrepresión).

Los límites que requieren reevaluación son: en el caso de los transitorios, la razón de potencia crítica (MCPR), la razón de generación de calor lineal (LHGR), y la razón de generación de calor lineal media en un plano (MAPLHGR); en el caso de accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA) los correspondientes al 10CFR50.46; y en los de caída de barra de control el valor de barra. Por último, para los sucesos especiales se reevalúan la razón de decaimiento del núcleo y del canal siguiendo la opción EJA de estabilidad, el margen de parada en el caso del sistema de control líquido de reserva, y la presión máxima para los análisis de sobrepresión.

Los transitorios rápidos se analizan mediante los códigos RETRAN y SLICK, que se aplican siguiendo dos metodologías: análisis de transitorios de recarga de Cofrentes con RETRAN-03 (IT-CONUC-08, febrero 1996) y cálculo de límites térmicos con RETRAN/TCPUIT (IT-CONUC-051, febrero 1999). Para los transitorios lentos se emplea de nuevo el código SIMULATE-3, dotado en este caso de tres metodologías de aplicación: análisis del error de extracción de barras (CONUC-PROC-031, noviembre 1998), Procedure for the calculation of the

LOFWH transient with SIMULATE-3 (CNC/PROC/103, abril 1998) y Procedure for the calculation of the RFR transient with SIMULATE-3 (CNC/PROC/102, abril 1998).

Los accidentes de pérdida de refrigerante se evalúan con los programas TRAC-BFI/ApK y FRAP-T6, haciendo uso de las metodologías de análisis TRAC-BFI/ApK code for LOCA analysis according to Ap. K (LOCA/BWR/IO/016, septiembre 1998) y FRAP-T6 application method for fuel rod thermo-mechanical analysis during LOCA (LOCA/BWR/IO/018, marzo 1998).

Los accidentes de caída de barra de control y de error de carga de combustible se analizan con el programa SIMULATE-3 y dos nuevas metodologías: análisis del valor de barras para el accidente de caída de barra de control (CRDA) (CONUC-PROC-032, noviembre 98) y análisis del error de carga de combustible (FLE) (CONUC-PROC-033, diciembre 97). Por otra parte, los sucesos especiales de estabilidad se estudian con el código de cálculo LAPUR y la metodología de aplicación Method and procedure for the calculation of core and channel decay ratios with LAPUR (IT-CONUC-028, julio 1998), la sobrepresión con RETRAN-03 y su metodología de análisis de transitorios de recarga de Cofrentes con

RETRAN-03 (IT-CONUC-08, febrero 1996) y, finalmente el sistema de control líquido de reserva con SIMULATE-3 y el método cuantificación de los márgenes de diseño en el cálculo de márgenes de parada (IT-CONUC-040, noviembre 1998).

6. Situación actual

Partiendo de un núcleo de la central de Cofrentes de final del ciclo 11 compuesto casi exclusivamente por elementos combustibles del tipo GE-11, se ha diseñado la nueva recarga mediante dos lotes de combustible SVEA-96+ suministrados por ABB-Atom. Además, está previsto que ABB-Atom suministre dos tercios de la recarga 12 y un tercio de la recarga 13, mientras que Genusa suministrará los lotes restantes del mismo periodo (un tercio de la R12 y dos tercios de la R13). Para las recargas 14 y sucesivas no está definido aún el suministrador.

Iberdrola ha cubierto con recursos propios el diseño y licenciamiento de la recarga 11 de Cofrentes aplicando su proyecto Giralda, y tiene previsto mantener la misma estrategia para las recargas 12 y 13, en las que se producirá la peculiaridad, de la que no obstante existen bastantes referencias internacionales, de que se simultaneará la carga de combustible procedente de dos fabricantes diferentes. La figura 2 muestra la composición del núcleo que resulta de aplicar la estrategia descrita.

Para facilitar la visión del proyecto Giralda como un conjunto metodológico se ha generado un informe de referencia con la síntesis y ligazón de todas las metodologías parciales aplicables, que se denomina Reference Safety Report for BWR Reload Fuel (IT-CONUC-025, junio 1998). Su primera aplicación específica a la recarga 11 de Cofrentes ha dado lugar a cinco informes de licencia: el informe IT-CONUC-046 C12 Estabilidad, generación y

validación de regiones EIA, el IT-CONUC-047 *Evaluación de seguridad de la recarga 11 de C.N. Cofrentes*, el IT-CONUC-048 *C.N. Cofrentes, Ciclo 12. Análisis de LOCA*, el IT-CONUC-049 *Resumen de las evaluaciones de seguridad que soportan la undécima recarga de combustible de C.N. Cofrentes*, y el IT-CONUC-050 *Informe de límites de operación del núcleo (ILON) para el Ciclo 12 de C.N. Cofrentes*.

La evaluación realizada por el CSN de la metodología Giralda ha concluido con la aprobación específica para realizar la evaluación de seguridad de la recarga 11 de Cofrentes, previéndose una aprobación genérica para cualquier otra recarga en el primer trimestre del 2000, una vez que se resuelvan algunos detalles técnicos pendientes tales como la ampliación de la base de cualificación de algunos modelos comparando con datos experimentales o medidos en otras plantas.

En cualquier caso, la aprobación genérica final estará sujeta a condicionantes básicos tales como el mantenimiento continuo de

los códigos (nuevas versiones y corrección de errores), la actualización periódica de las validaciones de los modelos, y el empleo de opciones y métodos aceptados, con reevaluación sistemática de cualquier mejora que se desee introducir.

7. Resultados

Los resultados obtenidos en la aplicación del proyecto Giralda al ciclo 12 de Cofrentes son satisfactorios desde el punto de vista de la seguridad y, adicionalmente, se ha conseguido una mayor fiabilidad y competitividad.

Los resultados son conservadores frente a los que se hubieran obtenido con las metodologías de los suministradores de combustible. La experiencia del ciclo 12 permitirá ajustar los parámetros característicos del proyecto Giralda y plantear optimizaciones de cara a sus futuras aplicaciones de licencia.

8. Conclusiones

Iberdrola confía en su proyecto Giralda como referencia principal en

su estrategia de gestión del combustible nuclear y en su aplicación continuada a la central nuclear de Cofrentes.

Iberdrola cuenta ya con ejemplos de reconocimiento e interés internacional por el proyecto Giralda, del que se han obtenido frutos técnicos y comerciales de empresas altamente tecnificadas como TEPCO en Japón, TRACTEBEL en Bélgica o EGL en Suiza.

El proyecto Giralda representa para Iberdrola un reto continuado en el tiempo y el eje principal de su modelo de gestión del combustible nuclear.

El proyecto Giralda incrementa los conocimientos científicos y técnicos de Iberdrola y del CSN como artífices de su consecución. Se han requerido esfuerzos muy importantes de ambas organizaciones para llevarlo a cabo, pero a cambio se dispone en estos momentos de un conocimiento más profundo de todos los pormenores de un análisis de recarga, y en el futuro se dispondrá de la capacidad de implantar una mayor simplicidad de las aplicaciones. ☺

✉ Miguel Sánchez, Agustín Tanarro, Tomás Núñez y Gumersindo Verdú*

Uso de códigos en el CSN, ingenierías, universidades y centros de investigación

La diversidad de aplicaciones de los códigos termohidráulicos queda patente en el presente artículo, dedicado a varios sectores profesionales dentro del campo nuclear. Se pone de manifiesto el grado de asimilación

tecnológica conseguido en España, así como la capacidad adquirida en la simulación de accidentes, pruebas nucleares e incidentes reales, encaminada a incrementar la seguridad en las centrales nucleares.

1. Introducción

Los acuerdos CSN-USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission) en materia de investigación en seguridad nuclear han puesto a disposición del CSN los códigos termohidráulicos de estimación óptima promovidos y desarrollados por el organismo regulador americano: RELAP5, TRAC-P y TRAC-B. Tal como queda descrito en otros artículos de este monográfico, estas herramientas de cálculo pueden considerarse el estado del arte de la aplicación de la mecánica de fluidos bifásica a centrales nucleares de agua ligera, permitiendo la simulación de gran parte de los escenarios de hipotéticos accidentes, así como de pruebas nucleares e incidentes reales ocurridos. El CSN, depositario en España de estos códigos, promueve como organismo regulador la participación de otras organizaciones españolas, a través de convenios de colaboración, en programas internacionales del tipo de CAMP (Code Applications and Maintenance Pro-

gram) o actividades de los PWG (Principal Working Group) del CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations).

Esta labor de promoción ha estado siempre justificada por la gran importancia que los códigos termohidráulicos tienen en el licenciamiento y diseño de los sistemas de protección, seguridad y salvaguardia, tanto automáticos como manuales (guías de gestión de accidentes), de las centrales nucleares de la misma tecnología que la española¹.

En las secciones siguientes se presentan con detalle actividades realizadas con estas herramientas de cálculo en el organismo regulador, compañías de ingeniería, instituciones universitarias y centros de investigación.

2. Uso de códigos TH en el organismo regulador

Además de la promoción y coordinación del acceso a los códigos públicos, y de la incorporación y asimilación de los resultados de la co-

laboración internacional, el CSN requiere para sus tareas propias el uso de estas herramientas de cálculo. Funciones encomendadas al CSN en su ley de creación que justifican dicho uso son: la emisión de informes preceptivos y vinculantes de autorizaciones de puesta en marcha y de renovación de los permisos de explotación; el control de la operación de las instalaciones nucleares; la concesión y renovación de licencias para el personal de operación; y el mantenimiento, en materia de su competencia, de relaciones oficiales con organismos similares extranjeros. En los apartados siguientes se describen actividades cotidianas del CSN en las que se requiere el uso de códigos termohidráulicos de cálculo.

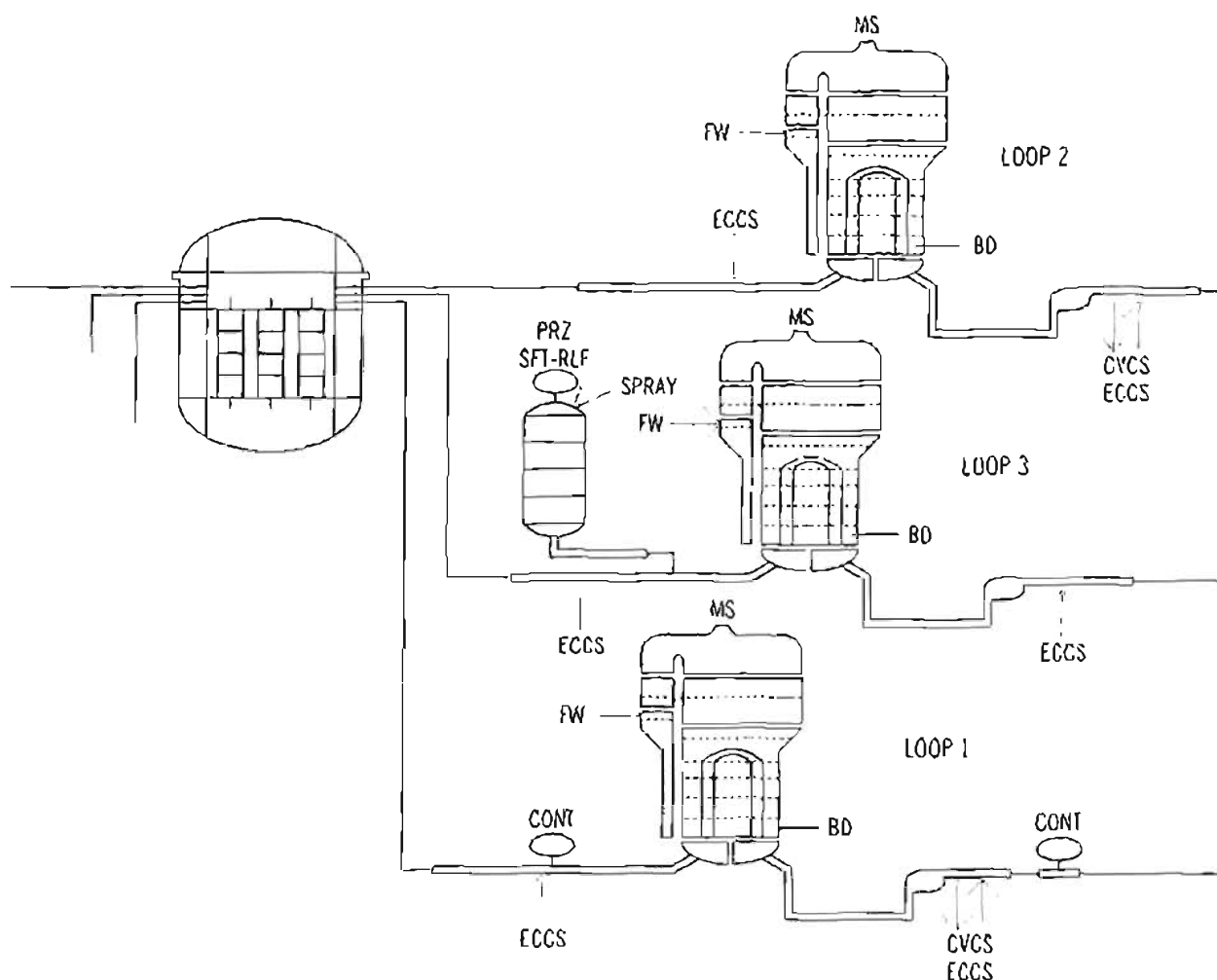
2.1. Actividades en relación con el proceso de licencia

La gran mayoría de actividades realizadas en el proceso de licencia de una central nuclear², tanto desde el punto de vista del regulador co-

* M. Sánchez (CSN), A. Tanarro (Tecnatom), T. Núñez (Enusa) y G. Verdú (ETSII-UPV).

¹ Otros objetivos pretendidos con la participación en este tipo de proyectos, se describen en el primer artículo de esta revista.

² El objetivo básico de este proceso de licencia es la emisión y/o renovación del permiso de explotación.



► Figura 1. Nodalización de un PWR típico de 3 lazos para TRAC-P.

mo del regulado, deben estar y están apoyadas por análisis cuantitativos realizados con herramientas de cálculo. Frente a los análisis realizados por las centrales para justificar sus propuestas, el CSN realiza análisis independientes para confirmar su aceptabilidad. El alcance de estos análisis no es obviar la metodología de los suministradores principales (normalmente muy sofisticada e imbricada en el proceso de licencia global), sino determinar con métodos y modelos independientes si las propuestas que se hacen son aceptables. Los códigos termohidráulicos de estimación óptima son utilizados en la evaluación de diferentes aspectos de los capítulos XV y XVI del Informe Final de Seguridad (IFS), documento de la central que debe ser

aprobado para la obtención del permiso de explotación (ver artículo primero de la revista, epígrafes 1 y 2), como son:

- Análisis de transitorios y accidentes.
- Verificación de las bases de diseño con hipótesis realistas.
- Evaluación de cambios en las especificaciones técnicas de funcionamiento (ETF).

En este área de aplicaciones, el papel del CSN se encamina básicamente a la confirmación mediante cálculos independientes de la posibilidad de reducción de márgenes que pudieran afectar a las bases de diseño y a asegurar que el análisis es completo. También, por su actualidad, conviene mencionar la evaluación de metodologías de licencia basadas en el uso de códigos

de estimación óptima desarrolladas por algunas centrales (proyecto Giralda de Iberdrola).

Actualmente, en el área de actividades de licencia se están produciendo también notorias modificaciones a consecuencia de dos hechos significativos; por un lado, las nuevas tendencias de regulación basadas en riesgo (y su más que probable impacto en los actuales análisis deterministas) y, por otro, la libre competencia del sector eléctrico. Estos hechos refuerzan el uso masivo de códigos termohidráulicos de estimación óptima (figura 1) como forma de optimización de márgenes de seguridad y de rentabilización de esfuerzos (asimilación y puesta a punto de herramientas y de modelos de planta).

Si bien internacionalmente es reconocido el hecho de que en la actualidad se disponga de un amplio grado de conocimiento y madurez en el dominio del análisis de transitorios y accidentes, y de códigos de cálculo termohidráulico. Pero es también admitida la existencia de carencias y la necesidad de nuevos desarrollos, tanto en los propios códigos y en los experimentos, como en las metodologías de uso suficientemente contrastadas y aceptadas. Este último aspecto se ve acentuado por la existencia, también ampliamente aceptada, del denominado *efecto usuario*. Este problema se refiere a la gran sensibilidad a numerosas opciones y parámetros a los cuales el usuario final tiene acceso y que, en principio, el código acepta como válidos con escaso chequeo sobre su validez (ver artículo primero de la revista, epígrafe 5).

2.2. Revisión y mejora de la seguridad de las centrales nucleares
Al objeto de determinar eventuales fallos en el diseño, construcción o ajuste de la instalación, tras el diseño y la puesta en operación de una planta, se realizan estudios de revisión y eventual mejora del grado de seguridad. Ejemplos clásicos son los siguientes:

– *Estudios de APS (Análisis Probabilista de Seguridad)*. En esencia, los estudios de APS añaden al análisis de seguridad anteriormente mencionado (determinista) la verificación de qué degradaciones por fallo de los sistemas y/o actuaciones de protección no resultan relevantes para la seguridad. El objetivo es cuantificar la probabilidad y las consecuencias en términos del daño originado a consecuencia de dichos fallos. Tanto esto último como la delineación de secuencias y determinación de criterios de éxito y tiempos disponibles de acciones de operador, elementos necesarios de los APS, requieren del uso de códigos de simulación similares a los utilizados en los estudios de bases

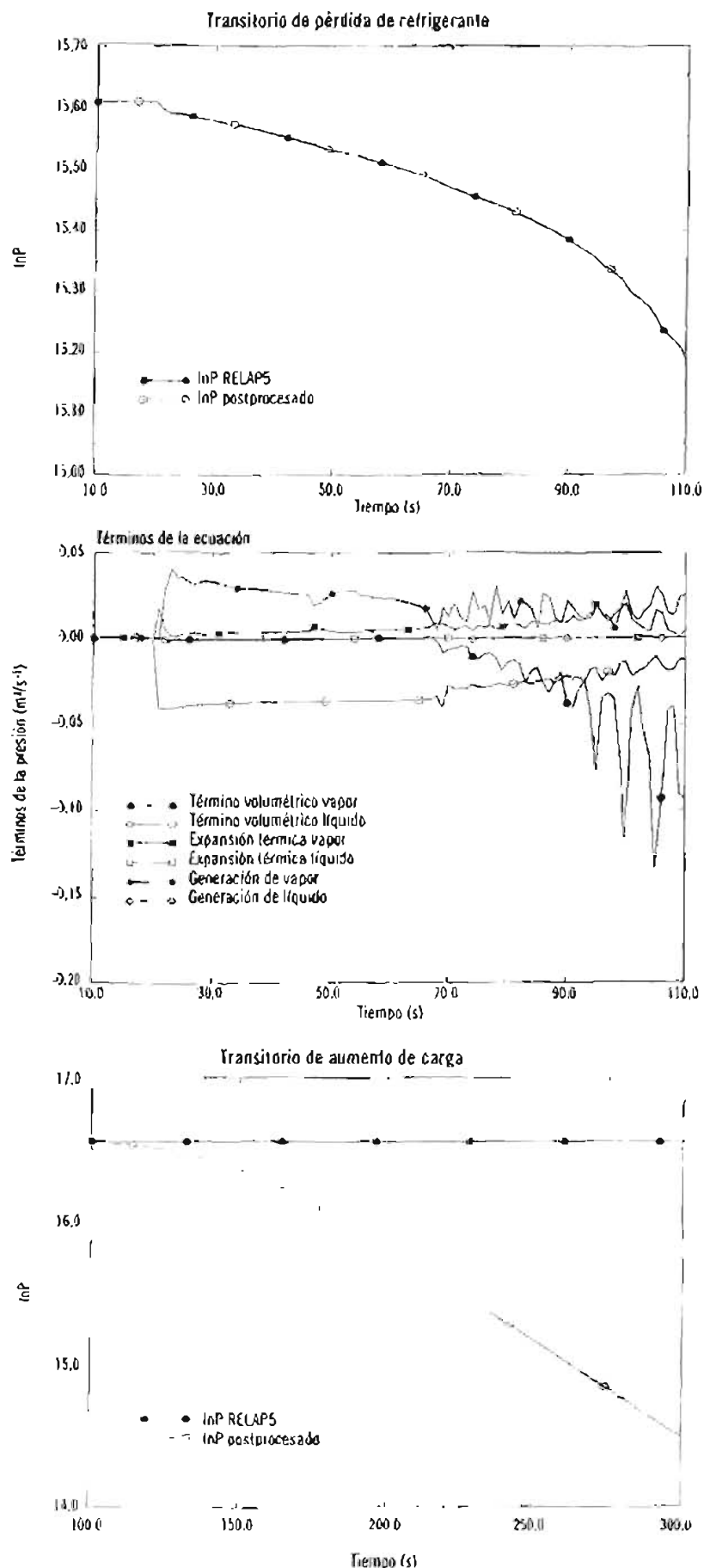


Figura 2. Chequeo de la ecuación de la presión obtenido con el post-procesador termohidráulico de resultados de RELAP5 (colaboración CSN-UPM).

de diseño y E/F, así como de códigos termohidráulicos de estimación óptima. Sin embargo, las hipótesis consideradas en los dos tipos de estudios de seguridad (determinista y probabilista) pueden ser bastante diferentes, e incluso el alcance de los modelos de simulación puede ser distinto, ya que las secuencias de APS contemplan degradaciones de la planta, y en particular del núcleo, más allá de las bases de diseño.

— *Análisis de incidentes y de precursores.* Una de las aplicaciones más inmediatas de los códigos termohidráulicos de estimación óptima es el análisis e interpretación de incidentes reales de planta, por cuanto proveen de más elementos de juicio para la comprensión y profundización de la fenomenología involucrada. Por otra parte, mediante cambios oportunos se pueden analizar eventuales degradaciones de la secuencia realmente ocurrida (análisis tipo: "¿Qué pasaría si...?") en apoyo a lo que se viene denominando análisis de precursores. Estos estudios, sobre la base de los resultados del APS, exploran el eventual acercamiento hacia la zona de accidente severo de una secuencia incidental real ocurrida en una planta. Si bien este tipo de análisis no está inserto en el proceso de concesión de licencia, eventuales resultados pueden dar lugar a la formulación de requisitos con implicaciones de licencia.

2.3. Verificación de guías de gestión de accidente (GGA)

Una vez que los sistemas automáticos de protección consiguen su objetivo de guiar a la planta a un estado seguro, la recuperación del accidente se realiza manualmente a través de las GGA: procedimientos de operación en emergencia (POE) y guías de gestión de accidente severo (GGAS), en el caso de que el accidente se degrade suficientemente, alcanzando una situación de daño en el núcleo del reactor. Las GGA representan la parte manual del sistema de protección, y para su

desarrollo y evaluación se requiere un análisis exploratorio previo que identifique el conjunto de secuencias que se deben contemplar y la descripción fidedigna de la evolución de cada una de ellas, al objeto de comprobar la eficacia de cada una de las actuaciones. Por tanto, los análisis de verificación de POE y GGAS deben estar basados en la utilización de códigos de simulación de estimación óptima¹.

2.4. Apoyo a los tribunales de licencias del personal de operación

El CSN es responsable, a través de los tribunales de licencia de operadores y supervisores de centrales nucleares, de la concesión de licencias exigidas al personal de operación (encargados de ejecutar las actuaciones explicitadas en las GGA). Los exámenes que deben superar los candidatos requieren, aparte de otros, un conocimiento profundo de la evolución dinámica de incidentes operativos, reales o hipotéticos. Conviene que la simulación de accidentes sea eficaz y realista para que constituya una auténtica herramienta de apoyo a los exámenes de licencias. Otra aplicación de interés sería la de participar en el proceso de evaluación que el CSN sigue a los simuladores de entrenamiento (réplica y gráfico interactivo), aportando cálculos independientes.

2.5. Formación de personal

Con distinto grado de alcance y de detalle y distintos requisitos legales a los mencionados anteriormente, los códigos termohidráulicos representan una herramienta de inestimable valor para la formación de personal técnico del CSN. En diversas áreas del CSN se requieren conocimientos y experiencia sobre accidentes base de dise-

ño, accidentes fuera de la base de diseño con ejecución de GGA, incidentes operativos reales y secuencias accidentales de APS.

2.6. Promoción y participación en proyectos de investigación

El CSN ha promocionado la participación en proyectos de investigación relacionados con los códigos termohidráulicos, como se ha expuesto en el primer artículo de esta revista.

Por otro lado, siempre ha hecho énfasis en que a la cualificación de los códigos² se debe añadir la necesidad de confirmar la cualificación de los modelos de planta y de cuantas aplicaciones se realicen con ellos en actividades de licencia y de análisis de seguridad. Éste es el propósito fundamental del proyecto de desarrollo de una herramienta de post-proceso de resultados de los códigos termohidráulicos [1], con la que se pueda confirmar, mediante chequeos cuantitativos asociados a los modelos de cálculo utilizados en los códigos, la aceptabilidad de los resultados obtenidos³ (figura 2).

Por otra parte, a consecuencia de un plan de modernización y consolidación de códigos termohidráulicos de la UNSRC, el CSN y Unesa han establecido una colaboración conjunta a través de un proyecto⁴ de participación dentro del marco del Plan Coordinado de Investigación de ambas organizaciones (más información en el artículo primero de la revista, epígrafe 7).

¹ La cualificación de los códigos, dada la convergencia de los recursos necesarios, se realiza a través de programas internacionales de cooperación.

² Conviene resaltar la relevancia que adquiere la incidencia del efecto usuario en estas herramientas de cálculo y modelos de cálculo tan complejos, siendo notoria la sensibilidad al tema que existe en la comunidad internacional, muy en particular en tareas de licenciamiento.

⁴ Aprobado en fecha 18 de diciembre de 1998.

³ En el caso de las GGAS se requiere añadir a los códigos termohidráulicos los módulos para representar la fase degradada del accidente (núcleo degradado, transporte de productos de fisión, etcétera).

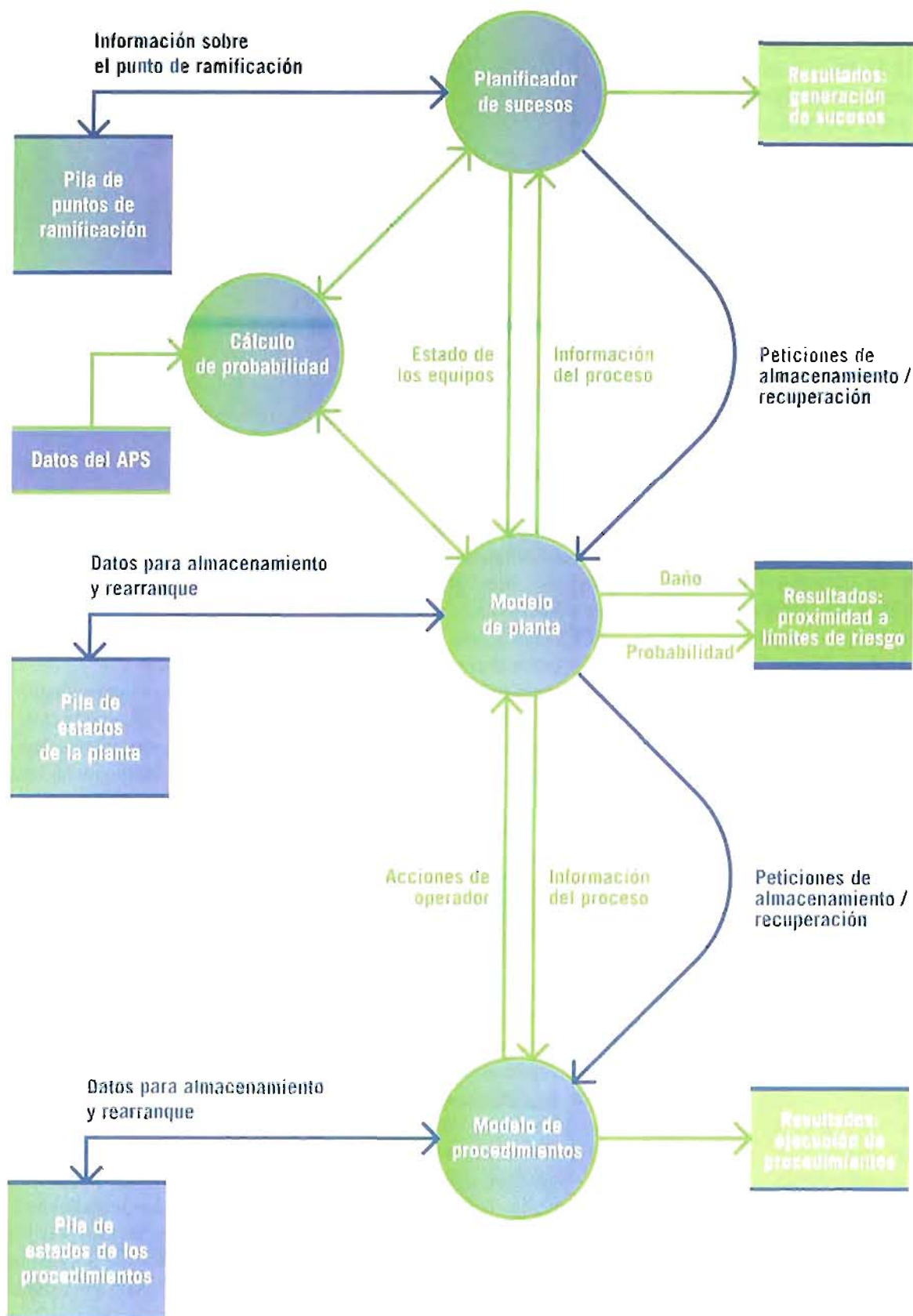


Figura 3. Ejemplo de acoplamiento de códigos independientes en el contexto de análisis integrado de seguridad (colaboración CSN-UPM).

Otra línea de actividad que promueve el CSN, por su previsible vigencia en el futuro inmediato, es la integración de códigos de cálculo (figura 3). Dada la proliferación de herramientas de cálculo con diferente propósito que en el ámbito de la seguridad nuclear se han desarrollado, y el desarrollo de técnicas y estructuras informáticas avanzadas de gran potencia, se está trabajando en el acoplamiento de códigos independientes. Ejemplos de todo ello son los acoplamientos de códigos termohidráulicos con códigos neutrónicos, de APS (cálculo de probabilidades y delimitación de secuencias), de simulación de GGA, de contención, de liberación y/o transporte de productos de fusión, de accidente severo, o con otros códigos termohidráulicos [2].

3. Uso de códigos TH en compañías de ingeniería

El rango de aplicación de los códigos termohidráulicos de estimación óptima se está ampliando cada vez más entre las ingenierías españolas del sector nuclear (Tecnatom, Enusa, Empresarios Agrupados, PMSA, Iberinco, Ufisa). Esta tendencia creciente proviene fundamentalmente del carácter multidisciplinar de las actividades realizadas, por cuanto muchas de éstas plantean la necesidad de cálculos termohidráulicos. Junto con las aplicaciones encargadas por los clientes, en general los explotadores de centrales, se llevan a cabo en las ingenierías otras aplicaciones como apoyo a los distintos servicios que ofrecen o para el desarrollo de sus productos.

Aparte de diversos códigos propietarios, de los cuales algunas compañías disponen de licencia de uso, las compañías de ingeniería han accedido a códigos públicos a través de la participación en programas conjuntos de validación y mantenimiento (LOFT, ICAP, CAMP), para disponer de una herramienta de cálculo alternativa, que permita hacer evaluaciones



Figura 4. Simulador de entrenamiento PWR (Tecnatom).

adicionales y ampliar así capacidades y conocimientos con respecto a códigos y metodologías actualmente licenciadas.

En lo que sigue, se presentan de forma breve algunas de las aplicaciones realizadas con los códigos termohidráulicos de estimación óptima públicos (básicamente RELAP5, TRAC-P y TRAC-B), en las que ya existe experiencia contrastada en el sector nuclear nacional e internacional, así como otras, menos conocidas, cuyo desarrollo corre parejo al de los propios códigos y al de las capacidades informáticas.

3.1. Evaluación y análisis de modificaciones en centrales

En su aplicación para la obtención de resultados soporte para el análisis de modificaciones en centrales, los códigos termohidráulicos resultan útiles en dos sentidos: en primer lugar para el análisis asociado al propio diseño de la modificación y, en segundo, para la evaluación y selección de las posibles soluciones alternativas. Ejemplos de este tipo de aplicaciones se han dado en varias centrales españolas, en proyectos específicos de modificación de sistemas o componentes o de actualización de estrategias de operación y, en general, han contribuido

a definir aumentos en los márgenes de operación y a conseguir reducciones de costes.

3.2. Procedimientos de operación de emergencia

El desarrollo, evaluación y/o validación de los POE suelen estar apoyados por cálculos para: seleccionar y optimizar estrategias de recuperación; definir variables relevantes a vigilar por el operador; proporcionar datos relativos a puntos de parada o valores de variables que definen actuaciones de operador; determinar qué acciones específicas de los POE pueden ejecutarse de forma adecuada y dentro de una secuencia temporal razonable por operadores suficientemente preparados; y permitir concluir si la gestión del accidente es la más viable y apropiada, cumpliendo con el objetivo de llevar la planta a una condición estable y segura, y minimizando posibles consecuencias perjudiciales.

Ejemplos de ello son los trabajos realizados por Tecnatom con el código RELAP5 en validación en sala de control de los POE de centrales españolas PWR y en evaluación del rango de aplicabilidad de las guías de respuesta a emergencia (ERG) genéricas de Westinghouse del reactor avanzado AP-600 [3].



Figura 5. Simulador gráfico interactivo (Tecnatom).

3.3. Análisis de seguridad

Los códigos termohidráulicos realistas se utilizan para el desarrollo de cálculos soporte de gran cantidad de análisis cuyo objetivo final es la evaluación de los niveles de seguridad de una central, fuera del ámbito de licenciamiento o, incluso, como apoyo a éste. En este tipo de actividades se pueden encuadrar los cálculos soporte de análisis probabilistas de seguridad (APS), así como otros destinados, en general, a analizar la capacidad de la planta para hacer frente a fallos y malfunciones o la necesidad de sistemas de protección y salvaguardia, incluyendo los niveles de redundancia, la operabilidad de sistemas necesaria (definida en las especificaciones técnicas de funcionamiento de la central), etcétera.

Aplicaciones en este área son numerosas y cotidianas. Como ejemplo, se pueden citar ciertos análisis y cálculos realizados por Tecnatom con RELAP5, cuyos resultados han servido, en ocasiones, como soporte para el APS de nivel I de las centrales españolas PWR implicadas.

De los trabajos realizados en Enusa con TRAC-P y RELAP5 caben destacar: cálculos de licencia-

miento de nuevos diseños de generadores de vapor [4]; modelos completos de algunas plantas PWR y simulación de transitorios y LOCAs; y la participación en el proceso de certificación de diseño de la planta pasiva avanzada AP600 [5].

3.4. Desarrollo y validación de simuladores

La experiencia operativa de la industria nuclear ha demostrado que muchos de los problemas e incidentes registrados en las centrales nucleares de todo el mundo han venido originados por fallos y errores humanos. De ahí se deduce la importancia cada vez mayor de una adecuada formación de los trabajadores y personal de las centrales y, en el caso concreto del personal de operación, la necesidad de aplicar tecnologías de simulación que combinen la flexibilidad necesaria para analizar todo el rango de condiciones de la planta (simuladores de alcance total) con una gran fiabilidad en el realismo y exactitud de la respuesta ofrecida (figura 4). Las capacidades computacionales actuales permiten cubrir esta necesidad mediante la adaptación de ciertos códigos termohidráulicos y neuronales de estimación óptima para su uso como *software* básico de dispositivos de simulación.

En este campo Tecnatom tiene una amplia experiencia en la adaptación y aplicación de códigos para simuladores de entrenamiento (réplica de sala de control y gráficos interactivos) [6]. Dicha experiencia proviene fundamentalmente de la aplicación de los códigos de simulación en tiempo real TRAC-PWR [7] y TRAC-S desarrollados por Tecnatom, el último en colaboración con General Electric, en simuladores de centrales de distintas tecnologías, incluyendo simuladores réplica de alcance total (centrales nucleares de Almaraz y Cofrentes), y simuladores gráficos interactivos (Almaraz, Ascó, Cofrentes, José Cabrera, Atucha) (figura 5).

Actualmente se encuentran en fase de desarrollo el simulador gráfico interactivo de Vandellós II, que incorpora también los códigos TRAC-PWR y TRAC-S, y los modelos del NSSS de las centrales de Lungmen (tipo ABWR y diseño de General Electric) para el código TRAC-S, y de Grafenrheinfeld (PWR-4L diseño KWU) para TRAC-PWR. También, se ha evaluado con éxito la aplicabilidad de TRAC-PWR a la tecnología WWER mediante cálculos de transitorios en instalaciones experimentales basadas en estas centrales [8].

Dentro del proyecto en curso del Simulador Gráfico Interactivo (SGI) de Vandellós II, se encuentra en una fase de desarrollo avanzada la incorporación del código RELAP5/MOD 3.2 y el modelo asociado de la planta, proporcionando la capacidad de utilizar el simulador como analizador de planta con fines de ingeniería (sin requisitos de tiempo real).

Por otra parte, la verificación y validación de los simuladores de entrenamiento requiere la comparación de su respuesta ante escenarios y modos de operación, dentro del rango de su alcance, con datos de referencia realistas y fiables. Dados los pocos accidentes graves registrados en la industria nuclear,

no se dispone de datos reales para comparar, usándose los resultados de los códigos de estimación óptima sobre modelos específicos de la central en cuestión.

3.5. Formación de personal

Los códigos termohidráulicos pueden aportar capacidades importantes para mejorar la eficacia de las sesiones lectivas de los programas de formación específicos de cada central, como son la generación de material para cursos de termohidráulica y análisis de accidentes basado en resultados obtenidos para la central específica, la generación de datos de la evolución de los transitorios más críticos o relevantes en la planta o la utilización de los códigos y modelos asociados, directamente en las sesiones de formación, con el apoyo de interfaces gráficas, como el Nuclear Plant Analyzer (NPA) de RELAP5 u otras análogas, que facilitan una visión conceptual de la fenomenología asociada a los transitorios.

3.6. Definición de transitorios en instalaciones experimentales

Los códigos termohidráulicos son una herramienta valiosa en la propia definición de los experimentos a desarrollar. Por ejemplo, en los ejercicios de evaluación de códigos basados en el *cálculo ciego* (cálculo pre-test), la definición cuantitativa previa de todos los parámetros y condiciones determinantes de la evolución del experimento precisa de análisis termohidráulicos realistas para calcular y, en su caso, optimizar los valores y tendencias de dichos parámetros y variables. El fin es imponer la evolución más apropiada para la observación de la fenomenología en estudio.

Tecnatom, en colaboración con Unión Fenosa, ha participado en los cálculos pre-test con RELAP5/MOD 2 para la definición y especificación del experimento BL-40 (figura 6), desarrollado en la instalación LOBI del Joint Research Center (Ispra, Italia), y con el objetivo de validar experimentalmente

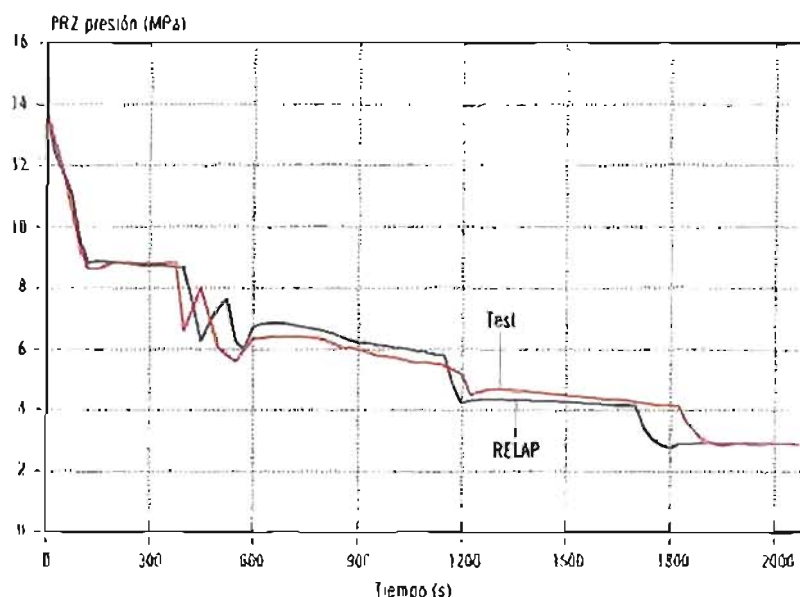


Figura 6. Comparación entre los resultados experimentales y los calculados con RELAP5.

el POE de rotura de tubos del generador de vapor.

Enusa, con el objetivo de validación de los códigos RELAP5 y TRAC-P, ha realizado numerosos cálculos relativos a matrices de validación de efectos separados y efectos integrales publicadas por la NEA [9]. A destacar: los realizados para la instalación LOFT, experimentos LP-02-6, LP-LB-1, LP-SB-1, LP-SB-2, LP-SB-3 y LP-FP-2 (estudios de efectos integrales para el LBLOCA y SBLOCA); y las validaciones de experimentos de efectos separados: flujo másico crítico (MARViken, Moby Dick, Canon y Super Canon), flujo en contracorriente (UPTF y LSTF), reinundación del núcleo (FLECHT y NEP-TUN) y flujo calorífico crítico (RIT).

3.7. Inspección y evaluación de actividades de mantenimiento

Con estos códigos se realizan también análisis de apoyo en actividades de inspección, incluyendo, por ejemplo, estimaciones preliminares de la magnitud de grietas o roturas teniendo en cuenta valores medidos o estimados de caudales, inventarios, niveles de líquido, niveles de

radiación, etcétera. Menos conocida es la aplicación en la definición o especificación de pruebas de inspección, analizando la viabilidad de la prueba propuesta, determinando valores óptimos de las variables o parámetros impuestos para obtener los mejores resultados de las variables a evaluar [10].

Como ejemplo, Tecnatom ha realizado estudios de sensibilidad con el código RELAP5/MOD3.2 para evaluar la viabilidad de determinadas pruebas de inspección diseñadas para medir el grado de ensuciamiento de tubos del generador de vapor (*fouling*).

3.8. Estudios de cuantificación de incertidumbre

Se han realizado estudios de cuantificación de la incertidumbre de los resultados, basándose en modelos estadísticos y posteriormente se ha definido un método de evaluación de incertidumbres en Enusa (figura 7) que ha sido contrastado contra otros métodos que se están desarrollando en Alemania, Francia, Gran Bretaña e Italia [11], con buenos resultados. Para comparar los resultados de distintas metodologías se seleccionó un experimento integral, el ISP-26

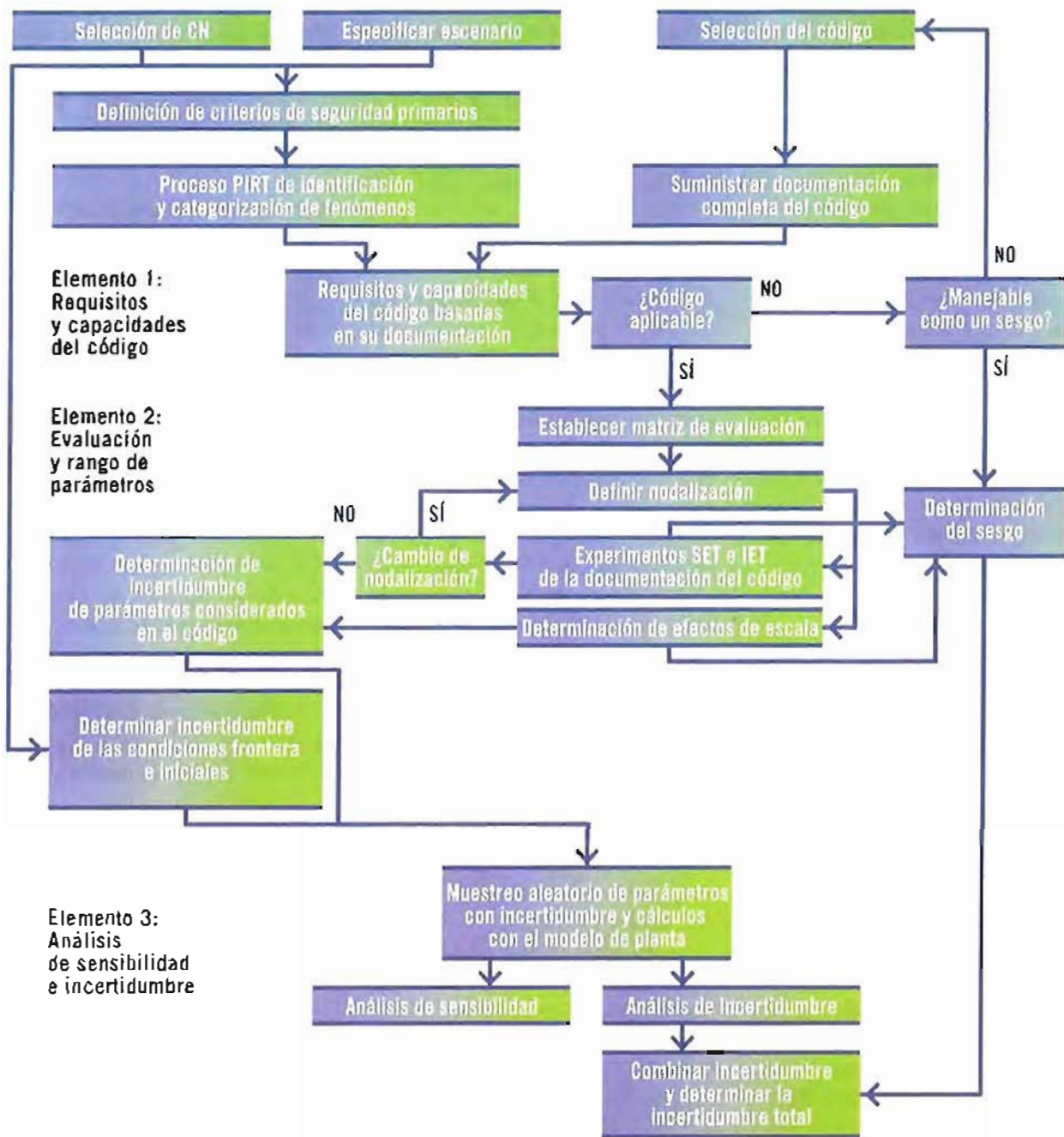


Figura 7. Método de determinación de incertidumbre empleado por Enusa en el ejercicio UMS.

(accidente de pérdida de refrigerante del 5% en rama fría en la instalación LSTF).

La metodología empleada por Enusa está basada en el Code Scaling Applicability and Uncertainty Evaluation Methodology (CSAU) [12], pero modificando el estudio de incertidumbre y sensibilidad mediante un método directo. El código utilizado fue RELAP5/MOD3.2.

Esta metodología desarrollada

permite identificar los fenómenos de importancia para un escenario determinado (en este caso un ACPR por rotura pequeña), qué condiciones iniciales o actuaciones inciden de forma importante en la evolución de dichos fenómenos y cuál es su incertidumbre, qué modelos o correlaciones del código gobiernan o simulan dichos fenómenos y cuál es su incertidumbre asociada, y finalmente, combinar y

propagar todas estas incertidumbres en el código para obtener un conjunto de resultados de los que estadísticamente se puedan obtener conclusiones que, por ser obtenidas en base a un código realista, son representativas de la realidad. El resultado es la obtención de un intervalo de tolerancia para las variables de salida más representativas (típicamente la temperatura de vaina) con un cierto nivel de con-

fianza. La disponibilidad de resultados experimentales para esta aplicación permite chequear la validez del método.

3.9. Aplicaciones y líneas de desarrollo futuras

Dada la evolución actual de la capacidad y potencia de computación, no resulta aventurado plantear, por ejemplo, la aplicación creciente de estos códigos a la simulación en tiempo real, la conexión de este tipo de *software* a la instrumentación y ordenadores de proceso para sistemas de inicialización en línea de simuladores y códigos, o el desarrollo de modelos predictivos, de tiempo de ejecución más rápido que tiempo real.

4. Uso de códigos TH en universidades y centros de investigación

El uso de códigos termohidráulicos de estimación óptima se está extendiendo cada vez más entre las universidades españolas dada la accesibilidad a éstos por la participación en programas de I+D promovidos desde el CSN (OECD-LOFT, ICAP, CAMP) y a través de colaboraciones con las propias centrales. Los departamentos de Física e Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Cataluña (UPC), Ingeniería Química y Nuclear de la Universidad Politécnica de Valencia (UPV) y Matemática Aplicada de la Universidad de Cantabria (UC) colaboran con las centrales de Ascó, Cofrentes y Vandellós, y Garoña, respectivamente. También el Ciemat como centro de investigación dependiente del Ministerio de Industria, y otros departamentos universitarios (Matemática Aplicada y Estadística de la ETSI Aeronáuticos de Madrid, Ingeniería Nuclear de la ETSI Industriales de Madrid y Sistemas Energéticos de la ETSI de Minas de Madrid) desarrollan actividades en el campo termohidráulico.

Las actividades que este sector (universidad y centros de investiga-

ción) realiza con los códigos son: de definición y análisis de transitorios en instalaciones experimentales; de validación de modelos termohidráulicos y neutrónicos; de análisis de seguridad; de participación en proyectos de investigación europeos; y de formación.

4.1. Transitorios en instalaciones experimentales

Antes del inicio del programa CAMP, el equipo de estudios termohidráulicos de instalaciones nucleares de la UPC estuvo ligado al grupo europeo de usuarios de datos de la instalación LOBI. Fruto de esta colaboración fueron los análisis post-test de los experimentos BL-30 y BL-34 en relación con la problemática de LOCA pequeño.

Por su parte el grupo de la UPV, en colaboración con el CSN, y un grupo de Ascó participaron en el ejercicio ISP-38 de comparación de los resultados obtenidos con diferentes códigos termohidráulicos en la simulación de un transitorio de pérdida total de sistema de extracción de calor residual en condiciones de medio lazo realizado en la instalación experimental BETHSY².

Actualmente, los grupos de la UPV y la UPC están participando conjuntamente en el ejercicio ISP-42 realizado en la instalación experimental PANDA, con el objeto de estudiar la fenomenología de la inyección por gravedad.

4.2 Validación de modelos termohidráulicos y modelos neutrónicos

En este tipo de actividades se analiza, a través de la comparación con resultados de experimentos separados, la modelación de un determinado fenómeno y/o componente (flujo de calor crítico, caudal crítico -ETSIA y ETSIM de la UPM-, neutrónica, etcétera) que se realiza

en el código. También dentro de este apartado se inscriben diversos trabajos de análisis de los esquemas numéricos utilizados (ETSIM y ETSII de la UPM), así como los de postproceso de resultados de los códigos [1 y 2].

4.3. Análisis de seguridad

Bien en colaboración con las propias centrales o con el CSN, las universidades han incrementado notablemente su participación en el estudio de transitorios y accidentes en plantas nucleares.

De los trabajos realizados por la UPV cabe destacar:

- Análisis de seguridad en condiciones de baja potencia y parada en reactores PWR, realizados con RELAP5/MOD3.2, y enmarcados dentro del ámbito del APS y de procedimientos de operación en emergencia en dichas condiciones operacionales.

- Estudio de transitorios anticipados sin disparo del reactor (ATWS) a plena potencia en reactores BWR. En colaboración con Iberdrola, se analizó con TRAC-BFI el transitorio de cierre de las válvulas de aislamiento de las líneas de vapor principal en Cofrentes, incorporando adicionalmente modelos neutrónicos avanzados.

- Análisis de LOCAS a plena potencia en reactores BWR. En concreto ha supuesto, dentro de una colaboración con el CSN, la revisión del programa TRAC-BFI/APK desarrollado por el Grupo de Propietarios Españoles de Centrales BWR (GPE), para disponer de un código termohidráulico que cumpla los requisitos del apéndice K de la norma 10CFR50 de la USNRC en el análisis de LOCA.

A su vez en la UPC, en estrecha colaboración con las centrales de Vandellós y Ascó, se han realizado diversos trabajos en este ámbito. A destacar: diversos análisis del comportamiento de generadores de vapor; estudios de validación de modelos de planta; mejoras de los mo-

² La instalación BETHSY es un modelo a escala de un PWR de tres lazos y 900 MW de potencia, situada en Grenoble.

delos de planta a través de la incorporación de sistemas específicos (protecciones, enclavamientos, bloques hidrodinámicos y de control, etcétera); y análisis de escenarios con pequeñas pérdidas de refrigerante primario.

4.4. Participación en proyectos de investigación europeos

La UPV, junto a la UPC y el Ciemat, han participado en el proyecto TEPSS (Technology Enhancement Passive Safety System) con financiación europea, cuyo objetivo básico era crear una base de datos termohidráulicos que cubriese posibles escenarios de accidentes severos en los futuros reactores europeos simplificados, ESBWR. A su vez el proyecto pretendía contribuir a asegurar su viabilidad futura, y determinar la capacidad y limitaciones de los actuales códigos de estimación óptima (TRAC-BF1 y RELAP5) validándose con resultados experimentales de la instalación PANDA.

Otro proyecto realizado conjuntamente por la UPV, Uitesa e Iberdrola, bajo la supervisión del CEPBA (Centre Europeu de Paral·lelisme de la Universitat Politècnica de Barcelona) fue el denominado

ATRAPAS (Application of TRAC Parallelization Software), enmarcado dentro de un proyecto ESPRIT. El principal objetivo fue el desarrollo de una versión paralelizada del código TRAC-B, con el fin de reducir el tiempo de ejecución y mejorar el rendimiento de los usuarios, haciendo también énfasis en asegurar el correcto funcionamiento en un amplio rango de plataformas de computación.

4.5. Formación

La formación es uno de los principales objetivos de los departamentos universitarios, y es por eso que el análisis termohidráulico está presente en todos los niveles: docencia en los últimos cursos, proyectos fin de carrera y tesis doctorales. Ejemplos concretos de ello son:

- En la UPC se ha instalado en una Aula CAD/CAM la aplicación NPA (Nuclear Plant Analyzer), colaborando en el desarrollo de modelos y pantallas que permiten la visualización de resultados con una buena capacidad de comunicación tanto para uso docente como de ingeniería.

- En la UPV, se realizan actividades termohidráulicas con los có-

digos TRAC/B, TRAC/P, RELAP5 y CFX (también con otros de uso más restringido, LAPUR, RETRAN, RAMONA), en las clases de prácticas, y en proyectos fin de carrera y tesis doctorales.

- En la ETSI de Minas de la UPM los alumnos de último año de carrera y de doctorado utilizan los códigos PCTRAN-B, PCTRAN-U, RELAP5 y TIZONA en las clases prácticas. Con este último, desarrollado en parte en el departamento, se ha realizado el modelo de la central nuclear de Cofrentes, y la conexión con MAAP3.0 y con COPMA para su aplicación en análisis de POE en colaboración con el CSN.

- En el departamento de Ingeniería Nuclear de la ETSI Industriales de la UPM, se ha desarrollado en sucesivos proyectos fin de carrera y con el apoyo de Tecnatom, un simulador basado en TRAC-P para uso docente. De igual manera, se dispone de los códigos CFX (fluidodinámica computacional), CONV-2D (análisis de la transferencia de calor en el fondo de la vasija y los fenómenos de convección natural en el corium), MELCOR (accidentes severos). 

Referencias

- [1] Herrero R., Sánchez M., Izquierdo J.M. *Qualitative Measurement of the Simulation of Accident Evolution*. Proceedings of the TOPSAFE'98, Valencia April 1998.
- [2] Herrero R., Izquierdo J.M., Sánchez M. *Últimos resultados obtenidos en el desarrollo del Post-Procesador Termohidráulico para RELAP5. Acoplamiento de RELAP5 con otros códigos*. Jornadas Técnicas de CAMP-España, Valencia, 27 mayo, 1998.
- [3] *Procedimientos de Operación de Emergencia. Proyecto AP-600*, Tecnatom XXI Reunión Anual de la SNE, Tortugona, octubre 1995).
- [4] ITEC-397, *Modelo para TRAC-PF1/MOD2 del Generador de Vapor* 61W/D3 de Siemens descripción y resultados. Enero 1994.
- [5] ITEC-0722, *AP600 System Performance Using The Code RELAP5/MOD3 Version 8.0*. December 1998.
- [6] *Common Modelling Approaches for Training Simulators for NPPs*, IAEA TECDOC 546, November 1988.
- [7] Rafael Martínez Fanegas, Agustín Tamarro, *Validación del simulador PWR con el código TRAC PF1/MOD 1*, Segundas Jornadas Técnicas ICAP-España, CSN, Madrid, 1991.
- [8] *Guidelines for Best-Estimate Approach to Accident Analysis of WWR Nuclear Power Plants*, IAEA Draft Document WWR-SC-133, April 1996.
- [9] CSNI Report 132, *CSNI Code Validation Matrix of Thermohydraulic Codes for LWR LOCA and Transients*, March 1987.
- [10] Agustín Tamarro, 2ª Jornadas Técnicas CAMP-España, Universidad Politécnica de Valencia, Mayo 1998.
- [11] NEA/CSNI/R(97)35 Volumes I and II, *Report on the Uncertainty Methods Study*, June 1998, Tony Wickett, C. Lage, J. I. Sánchez et al.
- [12] NUREG/CR-5249, *Quantifying Reactor Safety Margins. Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large-Break, Loss-of-Coolant-Accident*, Idaho National Engineering Laboratory, December 1989.

Noticias

● Consejo de Seguridad Nuclear	44
● Principales acuerdos del CSN	45
● Información general	45
● Centrales nucleares	51

● Tecnología	54
● Investigación y desarrollo	54
● Protección radiológica	55
● Publicaciones	55

● CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Reunión del grupo Concert de la Unión Europea

La 15ª reunión de Concert tuvo lugar entre el 21 y el 25 de junio pasado en Neptun (Rumanía), presidida por el vicepresidente del CSN, Aníbal Martín.

En el transcurso de la reunión se debatieron los planes de emergencia y el papel de los organismos reguladores, el control regulador de las modificaciones de diseño, el papel de los organismos reguladores y el estado de los trabajos relativos al problema del año 2000.

Programas de asistencia del CSN en seguridad nuclear

Dentro del marco de los acuerdos bilaterales con Ucrania y Cuba, se han acordado una serie de actividades, en las cuales técnicos del CSN van a transmitir la experiencia de sus prácticas reguladoras a los especialistas de los organismos reguladores de dichos países. En el caso de Ucrania, los temas a tratar incluyen el control de instalaciones radiactivas y los planes de modernización de instalaciones nucleares; y en el de Cuba, el licenciamiento y control de instalaciones médicas. El coste que supone para el CSN la financiación del programa previsto es de unos cinco millones de pesetas.

Cooperación con Cuba

José Ángel Azuara, consejero del CSN, acompañado por el subdirector de Instalaciones Radiactivas, Víctor Senderos, realizó el pasado mes de julio una visita oficial a Cuba y México durante la cual mantuvo reuniones de trabajo con representantes del organismo regulador cubano y el centro de investigación (CPHR) que le proporciona apoyo técnico. Se definieron posibles proyectos de colaboración, destacando, entre otros, la realización de prácticas de licenciamiento y control de instalaciones médicas españolas, mediante la estancia de técnicos cubanos en el CSN, la participación en un programa de intercomparación de medidas ra-

diológicas ambientales organizada en España, la identificación y caracterización de corrientes de desechos radiactivos y asesoramiento sobre análisis para el establecimiento de niveles de desclasificación, la realización conjunta de una análisis probabilista de seguridad en una instalación de cobaltoterapia cubana, y el acceso a la base de datos dosimétrica y biomédica del CPHR sobre una población infantil afectada por el accidente de Chernóbil, para medir efectos de las bajas dosis de radiación.

Por otra parte, el consejero del CSN participó en una reunión de la Sociedad Nuclear Mexicana dedicada a *La contribución de la energía nuclear a la solución del problema del cambio climático*, realizando una intervención sobre las centrales nucleares de la Unión Europea y su papel en la generación de electricidad frente a los compromisos de reducción de los gases de efecto invernadero.

Conferencias en el CSN

El pasado 8 de julio, Antonio Muñoz, subdirector de Seguridad y Calidad Industrial del Ministerio de Industria y Energía, pronunció una conferencia en el CSN sobre la política comunitaria y nacional de calidad y seguridad industrial. Durante su charla, el conferenciante destacó la importancia de la calidad total como estrategia competitiva y defendió la gestión integrada y global de los conceptos de calidad, seguridad, protección ambiental e impacto en la sociedad.



Antonio Muñoz, conferenciante en el CSN.

PRINCIPALES ACUERDOS DEL CSN

Los acuerdos específicos de cada central se resumen en el apartado de centrales nucleares (página 51)

Gestión de residuos con muy bajo contenido de radiactividad

El Consejo ha reinitado un escrito a los titulares de centrales nucleares para que modifiquen sus manuales de protección radiológica, de forma que los niveles genéricos de desclasificación de este tipo de materiales sólo se apliquen a herramientas y equipos reutilizables y no a materiales residuales. Asimismo, deberán presentar al CSN una propuesta de desclasificación de

materiales residuales que contemple las diferentes corrientes de residuos y que cumpla los siguientes requisitos: que el riesgo radiológico asociado sea aceptable y justificado, que las vías de gestión sean acordes con la legislación vigente en este tema, y que la gestión se efectúe siguiendo un programa de control radiológico sometido a control de calidad.

Guía de seguridad sobre garantía de calidad

El CSN ha aprobado la guía 10.5 *Garantía de calidad de proceso, pruebas e inspecciones de instalaciones nucleares. Revisión 1*, que desarrolla los requisitos es-

tablecidos en la norma UNE 73-401-95, cuya actualización ha motivado la puesta al día de la correspondiente guía.

Revisión de la Orden Ministerial de información al público sobre emergencias

EL CSN ha colaborado con el Ministerio del Interior en la revisión de la citada regulación, que ha sido ya informada favorablemente por el Consejo y por la Comisión Nacional de Protección Civil. El texto amplía las responsabilidades del propio organismo y de las autoridades involucradas en materia de información previa y en situaciones de emergencia a la población.

● INFORMACIÓN GENERAL

Congreso internacional en Sevilla

Del 13 al 17 de septiembre de 1999 se ha celebrado, en las instalaciones de la Diputación Provincial de Sevilla, el congreso internacional *Mine, Water and Environment*, organizado por la International Mine Water Association, que ha contado con la asistencia de 250 expertos de 30 países.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha colaborado con la instalación de un *stand*, proporcionando a los asistentes información sobre sus actividades y una amplia muestra de las últimas publicaciones técnicas relacionadas con los temas abordados en el congreso. Además, se ha presentado el proyecto *A DFN hydrogeological simulation for the El Berrocal granitic batholith*, elaborado conjuntamente por técnicos del CSN, Enresa, Universidad Politécnica de Madrid, Universidad Politécnica de Cataluña y Universidad Complutense de Madrid.

Las ponencias del congreso se han completado con visitas a las instalaciones de la Fábrica de Uranio de Andújar (FUA) y a las minas de Aznalcóllar (Huelva).

Reunión de la WENRA

La segunda reunión de la WENRA tuvo lugar en París los días 7 y 8 de julio. Los principales temas



Stand del CSN en el Congreso de Sevilla.

abordados fueron la actualización del informe WENRA sobre la seguridad nuclear en los países candidatos a la ampliación de la Unión Europea y las metodologías para armonizar su regulación en las áreas de centrales nucleares, gestión de residuos y transporte. El CSN ha colaborado en la propuesta de metodología para el tema de gestión de residuos, junto con la DSIN (Francia) y el STUK (Finlandia).

En la reunión se acordó actualizar el informe WENRA sobre la seguridad nuclear en los países can-
(continúa en la página 48)

Eduardo González, director de la gestión unificada de las centrales de Almaraz y Trillo

“La liberalización del mercado es una razón adicional para avanzar hacia una operación excelente”

Ingeniero industrial y gran conocedor del sector energético nuclear, tanto por su experiencia en las empresas eléctricas y en el organismo regulador como por su participación en numerosas actividades de institucio-

nes internacionales, Eduardo González se ha hecho cargo, desde el pasado mes de junio, de un nuevo proyecto: la unificación de la gestión de las centrales nucleares de Trillo y Almaraz.

– *En su trayectoria profesional ha tenido la oportunidad de trabajar tanto en el sector eléctrico nuclear como en el organismo regulador. ¿Qué consideraciones puede hacer de esta experiencia?*

– Ingeniero industrial, los estudios sobre técnicas energéticas me llevaron, dentro del sector nuclear, a ser responsable de calidad en la empresa Iberduero. En ese puesto tuve la oportunidad de estar en contacto muy directo con la industria americana, participando en bastantes cursos de especialización en empresas y universidades. Posteriormente, tras la creación del Consejo de Seguridad Nuclear, fui nombrado director técnico y más tarde consejero. El CSN es una institución de singular importancia para el uso de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear, y cuando nació, siguiendo el modelo del organismo regulador de Estados Unidos, España se adelantaba al resto de Europa en el control de esta energía. Lo mismo ocurrió con la creación de Enresa. Para las empresas eléctricas, es muy importante la existencia de un organismo regulador capaz, independiente y con autoridad.

El CSN pasó de un presupuesto de 500 millones de pesetas a uno de 5.000 millones, desarrollando programas de inves-

tigación y desarrollo, de análisis de accidentes y análisis probabilistas de seguridad y otras cuestiones, todo ello al ritmo de Estados Unidos y, muchas veces, por delante de países como Francia y Alemania. Al mismo tiempo, en el plano internacional, se ha ido colocando en lugares importantes en la OCDE, la Unión Europea y el Organismo Internacional de Energía Atómica.

España, a través del CSN, ha sido presidente del Comité de Organismos Reguladores de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE, vicepresidente del CST de Euratom, presidente del grupo de reguladores europeos, presidente de la conferencia preparatoria de las Normas Básicas de Protección Radiológica, y vicepresidente de la conferencia diplomática para la Convención sobre Seguridad Nuclear, participando muy activamente en el desarrollo del sistema internacional de seguridad nuclear.

Por mi parte, después de 13 años en el organismo regulador volví en 1995 al sector eléctrico, donde he estado trabajando en temas ajenos al campo nuclear hasta el pasado mes de junio. Igual que cuando llegué al CSN tuve la oportunidad de aplicar las reflexiones y experiencias vividas en la empresa eléctrica, ahora espero de nuevo aplicar a

mi nueva responsabilidad parte de las enseñanzas y experiencias obtenidas en mi paso por el organismo regulador. Me parece esencial centrarnos en la transparencia de nuestras actuaciones y en la anticipación en el análisis de los problemas, de manera que la seguridad efectiva de las plantas esté garantizada y que la información que la sociedad demanda fluya adecuadamente.

– *¿Cuál es, a su juicio, el impacto que puede tener en la seguridad nuclear la liberalización del sector eléctrico o la gestión integrada de varias centrales nucleares?*

– En mi opinión, la seguridad seguirá siendo la base cultural de los operadores de centrales nucleares. Será necesario ser más precisos a la hora de abordar nuevas peticiones y habrá que desarrollar los métodos de análisis coste/beneficio. Habrá que ser posibilista y relativamente conservador con las buenas prácticas adquiridas. Trabajando siempre para mejorar los procesos, puede resultar más productivo hacer mejor lo establecido y aplicar las lecciones aprendidas, que lanzarse a nuevas actuaciones que aparentemente son necesarias, pero que pueden derivar de problemas ajenos, no relevantes en nuestro caso. Las nuevas herramientas

de análisis (APS) deben ser utilizadas para priorizar las actuaciones.

En una situación en la que existe una presión sobre los costes y la operación, la retribución no está asegurada y el riesgo económico también existe. Considero que ésta es una razón adicional para avanzar hacia una operación excelente, que va unida a la máxima seguridad.

– *¿Qué papel desempeña la cooperación internacional para los operadores de centrales?*

– La cooperación internacional es un elemento fundamental, lo ha sido siempre y lo seguirá siendo en el futuro. La gestión conjunta del conocimiento es imprescindible y permite aprender de las experiencias ajenas, lo cual, a su vez, evita cometer errores. Considero esencial la comparación permanente de las prácticas y el apoyo entre centrales, así como las revisiones de seguridad internacionales, que representan un buen ejercicio para las plantas y una garantía para la operación. Nuestra política de seguridad incluye una revisión independiente por parte de organismos internacionales. La participación en múltiples grupos de trabajo internacionales asegura, asimismo, un conocimiento importante de los desarrollos en otros países.

En el campo internacional se observa también una tendencia creciente al desarrollo de la cooperación entre organismos reguladores, agencias de gestión de residuos, organismos de investigación o tecnológicos, etcétera. Esta cooperación alcanza tam-



bién al análisis conjunto con la industria y los operadores de centrales nucleares de los temas más relevantes.

De esta manera pueden establecerse las prioridades necesarias desde posiciones compartidas.

– *¿Qué opina sobre el papel de la energía nuclear en el debate ambiental?*

– La energía nuclear tiene un impacto ambiental limitado en el tiempo y en el espacio. Cuando una central nuclear está en funcionamiento, el impacto es pequeño y controlado. Por otra parte, los residuos que genera esta actividad se controlan, se concentran y se extinguen. En caso de accidente, los sistemas de contención son muy eficaces, como se puso de manifiesto en el

caso del accidente de Three Mile Island. El caso de Chernóbil, desgraciadamente, no fue así, al ser una central de tecnología diferente a las nuestras.

El consumo de energía está ligado al desarrollo de las sociedades humanas y, por tanto, es difícil limitarlo. Eso sí, creo que deben hacerse esfuerzos de ahorro y racionalización del consumo de energía, utilizando al máximo fuentes renovables.

En la actualidad, las actividades energéticas de la industria, el transporte o el ocio tienen un impacto significativo que puede llegar a influir en el medio ambiente del planeta, aunque todavía no hay datos concluyentes. De los diversos impactos, el CO₂ es el más importante, y a su control

puede contribuir la energía nuclear, que no lo genera.

La energía nuclear está poco ligada al uso de materias primas. Se basa fundamentalmente en conocimiento y tecnología, y por tanto, en inversión. Sólo los países avanzados pueden disponer de ella, y de hecho es así en Estados Unidos, Francia, Alemania o Japón. El uso de combustibles fósiles debe permitir el desarrollo de sociedades más atrasadas.

En situación de precios bajos de las materias primas las tecnologías que requieren fuertes inversiones se ven relegadas. Eso no significa que no puedan ser necesarias en otras condiciones de la economía, siempre que se garantice el nivel de seguridad adecuado. ☞

EL PROBLEMA DEL "EFECTO 2000" EN LAS CENTRALES NUCLEARES

1. Descripción del problema

El problema del *efecto 2000*, también denominado por las siglas Y2K (Year 2000), está originado por la representación del tiempo en los programas de ordenadores y microprocesadores. El tiempo (año, mes, día y hora) se mantiene en un ordenador mediante un reloj interno, y es transferido al sistema operativo y a las aplicaciones informáticas que manejan el tiempo como una de sus variables. En el pasado, se ha representado el año con las dos últimas cifras con el fin de obtener un ahorro en la memoria disponible; por ello, muchas aplicaciones informáticas están adaptadas a este formato de dos cifras. El problema se plantea en cómo interpretarán los ordenadores y aplicaciones informáticas el cambio de siglo, es decir, el paso del año 99 al 00. Dependiendo de su programación, pueden existir ordenadores o aplicaciones que no hayan sido pensadas para el cambio de siglo e interpreten el año 00 como año 1900, lo que puede originar problemas en aplicaciones que manejen fechas o realicen cálculos en tiempo real (valores medios, incrementos, tendencias, controles de procesos, etcétera).

Hay otras fechas que también son problemáticas. Ésto es

debido a errores de programación en los algoritmos de manejo de fecha, como por ejemplo el no reconocer el año 2000 como bisiestro, o la fecha 9-9-99, utilizada en algunas aplicaciones con otro significado como es el de fin de fichero.

Es importante señalar que el problema no está limitado a ordenadores, sistemas operativos, compiladores y aplicaciones informáticas, fácilmente identificables y normalmente dentro de un inventario de informática. También puede afectar a equipos y sistemas que incorporan dentro de su electrónica microprocesadores como elemento de control secuencial de un determinado proceso; esto es denominado *software embebido* y en muchos casos no es fácil su identificación, incluso para el personal técnico.

2. Cómo puede afectar a las centrales nucleares

Hay que señalar, en primer lugar, que en nuestro país los diseños originales de las centrales nucleares se basan en tecnología analógica (no incorporan microprocesadores) tanto en sistemas de control, monitorización y alarmas de sala de control y protección del reactor. Los ordenadores de proceso de las centrales

no actúan sobre los elementos de control del proceso: tienen funciones tales como la supervisión del proceso, cálculos nucleares, registro de eventos y alarmas, registro de variables, representación gráfica, etcétera.

No obstante, las sucesivas modificaciones introducidas en los sistemas durante la operación de la planta han incorporado, en mayor o menor medida, dependiendo de cada planta, tecnología digital en sistemas de control, monitorización de sala de control, e incluso, en algún caso, de protección del reactor. Los ordenadores de proceso no han cambiado su función básica, aunque sí se han ido adaptando a las prestaciones de los nuevos ordenadores, incorporando mayor número de señales, mayor frecuencia y capacidad de registro, así como la implementación de distintas aplicaciones informáticas de ayuda al operador.

Atendiendo a las funciones básicas, los sistemas que pudieran estar afectados en las centrales nucleares se pueden clasificar en tres categorías:

- Sistemas de seguridad, necesarios para la protección del reactor, parada segura o mitigación de accidentes
- Sistemas o componentes necesarios para mantener opera-

(viene de la página 45)

didatos antes de finalizar el año 2000. Para resolver una de las principales cuestiones planteadas tras el informe, se ha creado un grupo de trabajo de expertos en reactores VVER 440-230, que visitará Kozloduy y Bohunice en octubre, y hará una propuesta al WENRA en su próxima reunión de noviembre.

Por otra parte, se decidió que los responsables de los tres grupos de trabajo creados para proponer metodologías que favorezcan posturas comunes y/o estrategias conjuntas en las áreas de centrales nucleares,

gestión de residuos y transportes, preparen un borrador de términos de referencia para abordar temas específicos los mencionados aspectos.

Nombramientos en México

José Luis Delgado ha sido nombrado nuevo director general de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, el organismo regulador mexicano, en sustitución de Miguel Medina, que fue nombrado recientemente gerente de Centrales Nucleoeléctricas de la Comisión Federal de Elec-

ble el proceso de generación de energía eléctrica.

– Ordenadores y aplicaciones informáticas cuyo fallo pueden afectar o dificultar la operación a corto o medio plazo.

En relación con los sistemas de seguridad, resulta *a priori* poco probable que se vean afectados, dado que la incorporación de sistemas digitales en equipos de seguridad ha sido muy limitada, la normativa es muy restrictiva y requiere un proceso de licenciamiento caso a caso. Las modificaciones en este sentido son bien conocidas, obedecen generalmente a soluciones genéricas del suministrador principal que han requerido un exhaustivo proceso de verificación y validación. Aun así, es el primer nivel de preocupación desde el punto de vista de seguridad.

La utilización de ordenadores o microprocesadores en sistemas necesarios para la operación normal de la planta no está restringida en lo que a la normativa se refiere; su incorporación en cada planta es distinta, dependiendo de las necesidades por obsolescencia, falta de repuestos y de las inversiones que cada central ha realizado en la modernización de la instrumentación. Su importancia en estos momentos radica en que el fallo simultáneo de estos equipos en varios grupos

nucleares podría hacerlos disparar, con la consiguiente repercusión en la estabilidad del sistema eléctrico nacional, en la operación de los otros grupos nucleares y en las infraestructuras básicas del país.

El tercer grupo lo constituyen los sistemas computerizados que no tienen ninguna función directa sobre el control de la planta, pero que pueden dificultar el mantenimiento de la operación a corto o medio plazo. Estos sistemas son, por ejemplo, el ordenador de proceso y sus aplicaciones que monitorizan y supervisan las variables de proceso; el ordenador de seguridad física y control de accesos, paneles de monitorización y control de protección contra incendios; protección radiológica; y el ordenador y red de gestión, de los que dependen funciones tales como la gestión de especificaciones técnicas de funcionamiento, el libro de turno y la gestión de mantenimiento.

3. Plan de actuación

La industria americana, con el fin de hacer frente a este problema de una forma coherente y sistemática, ha desarrollado una metodología que ha de servir como guía para el plan específico a desarrollar por cada central. El documento se denomina NEL-NUSMG 97-07 *Nuclear Utility*

Year 2000 Readiness y fue editado en octubre de 1997. Esta metodología establece de una forma lógica las distintas fases que un plan director debe contemplar. Estas fases básicamente son:

– *Concienciación del problema*. Se ha de concienciar a la organización, tanto a los órganos de dirección como al personal, del alcance y posible repercusión del problema, proporcionando información y facilitando la participación activa en el proyecto.

– *Inventario*. Se han de inventariar todos los sistemas, componentes y aplicaciones que pudieran estar afectadas. Dentro de esta fase se incluye también la realización de un inventario de suministradores, la clasificación y priorización de los equipos dependiendo de su importancia y la petición de certificaciones a los fabricantes.

– *Análisis*. Incluye el análisis detallado de cada elemento del inventario, información aportada por el fabricante, documentación propia, pruebas realizadas, revisión de las aplicaciones desarrolladas internamente, para determinar si cada elemento inventariado está o no está realmente afectado.

– *Desarrollo de medidas correctoras*. Se definen las medi-

(Continúa en la página siguiente)

tricidad, operador de la central nuclear de Laguna Verde.

Conferencia General del OIEA

La 43ª sesión de la Conferencia General del OIEA ha tenido lugar entre el 27 de septiembre y el 1 de octubre de 1999 en Viena. Como es habitual, el OIEA organizó otras actividades en paralelo, como la reunión de reguladores sénior, los días 29 y 30 de septiembre, y un foro científico sobre desarrollo sostenible y la opción nuclear, los días 28 y 29 de sep-

tiembre. La delegación del CSN estaba encabezada por Juan Manuel Kindelán, presidente, Agustín Alonso, consejero, el secretario general y el responsable de relaciones internacionales del GTP, quienes mantuvieron encuentros diversos con el objetivo principal de promocionar la conferencia internacional sobre la seguridad de los residuos que está previsto celebrar en Córdoba en marzo del 2000. Se han mantenido contactos con los directores generales del OIEA, de la AEN y de la DG XVII de la Comisión Europea, una reunión conjunta con los presi-

"EFECTO 2000"*(Viene de la página anterior)*

das correctoras para los elementos afectados, medidas que pueden ser, por ejemplo, su sustitución, modificación de aplicaciones o establecimiento de un plan de contingencias.

- *Pruebas de verificación.* Se han de desarrollar procedimientos de prueba para cada tipo de equipo o aplicación informática que confirme la información del fabricante y para la verificación de las modificaciones realizadas. Dada la complejidad de algunas aplicaciones informáticas, puede ser necesario la realización de pruebas integradas que agrupen distintos elementos del inventario (ordenadores, sistema operativo, *software* de comunicación y aplicaciones).

- *Implementación.* Realización de las medidas correctoras.

- *Información y cierre del proyecto.* Se requiere un plan de calidad en el proceso el cual debe quedar documentado de una forma clara y traceable.

El CSN, al igual que la NRC, requirió a las centrales seguir esta metodología y confirmar la finalización del pro-

grama antes del 1 de julio de 1999 (*Generic Letter 98-01*, mayo de 1998). Durante el primer semestre de este año, el CSN ha realizado un seguimiento del desarrollo de esta metodología a través de un programa de inspección (tres centrales) y reuniones con representantes del grupo de Unesa que coordina los planes directores de todas las centrales.

Los resultados de estas inspecciones confirman el seguimiento de la metodología referenciada en los planes directores de cada central. Se han inventariado entre 300 y 500 equipos o aplicaciones potencialmente afectadas en cada planta, de las cuales, aproximadamente, una tercera parte se han clasificado como críticas o importantes.

El impacto en los equipos y sistemas de seguridad o de continuidad de la operación en las centrales inspeccionadas es muy limitado. No es así en cuanto a ordenadores de proceso, gestión y aplicaciones informáticas, que están requiriendo grandes inversiones en algunas plantas. Los programas para la finalización del proyecto dejan algunos temas pendientes de cierre tras la fecha fijada.

4. Planes de contingencias

Aún reconociendo el esfuerzo realizado en la revisión de los sistemas, componentes y aplicaciones potencialmente afectados por el *efecto 2000*, debido a la propia naturaleza del problema no hay una garantía de su total resolución. Reconociendo estos riesgos, la industria nuclear americana ha desarrollado una guía que sirva de referencia para el establecimiento de un plan de contingencias individualizado para cada central. Este documento se denomina *Nuclear Utility Year 2000 Readiness Contingency Planning* (NEI/NUSMG-98-07, agosto 1998) y ha servido también de referencia para las centrales españolas.

Desde un punto de vista del origen de los riesgos derivados del *efecto 2000*, se puede dividir en dos categorías: riesgos internos y externos.

Los riesgos internos están asociados con los componentes digitales de la planta a los que, por determinadas circunstancias, no se les ha dado una solución definitiva, debido, por ejemplo, a problemas de disponibilidad para su sustitución. También pueden derivarse de

dentes de INRA, WENRA y NRC, y otra con el Foro de Reguladores Iberoamericanos, además de varios contactos bilaterales.

Nombramiento en el INSAG

El director general del OIEA ha ofrecido al consejero del CSN, Agustín Alonso, formar parte del Grupo Asesor Internacional sobre Seguridad Nuclear (INSAG) en su nueva composición para el periodo 1999-2002. Este ofrecimiento responde a una petición realizada por España, a instancias del CSN, para mantener su presencia en dicho grupo tras la marcha de Eduardo González. El INSAG, constituido por reconocidos técnicos internacionales procedentes del mundo científico, regulador e industrial, elabora do-

cumentos sobre temas de actualidad en las áreas de seguridad nuclear, protección radiológica y gestión de residuos, que gozan de gran prestigio en la comunidad internacional.

Comité estratégico de investigación y desarrollo

El Ministerio de Industria y Energía ha creado un comité estratégico de Investigación y Desarrollo, cuya función será coordinar todas las actuaciones en materia de I+D en seguridad nuclear y protección radiológica. El CSN es miembro de dicho comité, en el que también están representados Enusa, Enresa, Ciemat, la Oficina de Ciencia y Tecnología, y el sector eléctrico.

componentes o sistemas digitales internos que, aunque se consideran resueltos por haberse adoptado las soluciones previstas, debido a la importancia que tienen para la operación de la planta o su complejidad es recomendable estar preparados para un eventual fallo de tal componente. El objetivo es reducir el impacto en la operación de la planta. Un ejemplo de estos elementos sería un sistema de control cuyas señales deriven del computador de proceso, contenga software embebido o disponga de complejas interfaces con otros sistemas.

Los riesgos externos son los derivados de circunstancias, condiciones o sucesos que no están bajo control del explotador, tales como:

- Perturbaciones en la red exterior (inestabilidades y fluctuaciones de tensión, fluctuaciones de carga, pérdida de los elementos de control de la red, o, incluso, la pérdida de la energía eléctrica exterior).

- Pérdida de telecomunicaciones de la red pública o privada.

- Pérdida de suministros esenciales para la operación de la planta (gasóil, hidrógeno, nitrógeno, etcétera).

- Perturbaciones en el suministro de calor (control de nivel o caudal de agua del río).

Cada uno de estos riesgos, tanto internos como externos, constituyen los elementos para los que se prepara un plan de contingencias individual. Básicamente, es una hoja en la que se identifica el riesgo, se analizan las consecuencias de un posible fallo, se establecen las acciones de mitigación necesarias, se definen los medios, tanto materiales como de personal, entrenamiento y el proceso de verificación y aprobación.

El plan de contingencias global lo constituye la recopilación de los planes de contingencias individuales, así como tales aspectos más generales como la organización, la asignación de responsabilidades de dirección y realización, el programa de recursos necesarios, la coordinación entre departamentos y organizaciones exteriores y los planes generales de entrenamiento del personal.

En las inspecciones realizadas por el CSN se ha podido constatar que los planes de contingencias de las centrales están en proceso de elaboración siguiendo la metodología anteriormente indicada (NEI/NUSMG

98-07). Se ha elaborado un procedimiento genérico de plan de contingencias por parte del grupo de Unesa, que cada central debe desarrollar a su caso específico.

La interacción de las centrales nucleares con la red eléctrica exterior es uno de los aspectos de mayor importancia. En lo que a los aspectos de seguridad nuclear se refiere, las centrales están diseñadas para un suceso de pérdida de energía exterior de larga duración, disponen de generadores diesel de emergencia redundantes y con autonomía para siete días.

En cuanto a la repercusión sobre otras infraestructuras del país, se ha creado el Comité Eléctrico para el Efecto 2000, presidido por el director general de la Energía, en el que participan todas las empresas del sector, el Miner y el CSN. Su objetivo fundamental es la elaboración de un plan de contingencias que minimice los riesgos y coordine las actuaciones y los recursos de las distintas empresas ante una potencial degradación del sistema eléctrico nacional debido al *efecto 2000*.

Rafael Cid, jefe del área de Sistemas Eléctricos e Instrumentación y Control (CSN).

► CENTRALES NUCLEARES

La información correspondiente a cada una de las centrales nucleares se refiere a los meses de julio y agosto de 1999.

José Cabrera

El 30 de julio se produjo una parada automática de la turbina y del reactor debido a una subida de nivel en el generador de vapor tras el aumento de caudal de agua de alimentación al generador de vapor, originado por el fallo de una tubería de suministro de aire comprimido a la válvula de control de caudal. Una vez reparada la tubería, se reanudó la operación a potencia.



Central nuclear José Cabrera.

El CSN ha informado favorablemente la aprobación de la revisión 30 de las especificaciones técnicas de funcionamiento. La revisión incluye cambios relativos a la utilización de cargadores de baterías, de acuerdo con la carta genérica de la US NRC 99.11; modificación de la ecuación de disparo por baja presión variable, para que sean incluidas las constantes de tiempo de la respuesta dinámica; modificación de la definición de dosis equivalente de I-131, para su adecuación a las recomendaciones de la ICRP-30; cambio de la lógica de disparo de turbina, inclusión del nuevo cambiador del sistema de refrigeración de la piscina de combustible irradiado; instalación de nueva válvula de aislamiento de la contención en cumplimiento de la carta genérica de la NRC 96.02; e instalación de doble solenoide en las válvulas del alivio del presionador, para mejorar su disponibilidad.

El CSN ha informado favorablemente la aprobación de la revisión 10 del Estudio de Seguridad. La revisión incluye cambios debidos a modificaciones de diseño implantadas en la central, destacando las derivadas de los resultados del análisis probabilista de seguridad y las derivadas del cambio de bastidores de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado. Asimismo, se incorporan cambios derivados de la inclusión del análisis de cumplimiento con la normativa de pérdida de alimentación de corriente alterna, del reanálisis del accidente de aumento excesivo de caudal de vapor, y del análisis de consecuencias radiológicas del suceso de pérdida de corriente alterna no de seguridad.

El CSN ha realizado en este periodo tres inspecciones a la central.

Santa María de Garoña

El 3 de agosto se produjo una parada automática del reactor debida al fallo del regulador de presión mecánico de la turbina durante la realización de la prueba funcional periódica. Una vez subsanada la causa de fallo del regulador, la central volvió a operación a potencia.

El día 12 de agosto, tras detectarse una fuga de vapor en la zona de válvulas de turbina, el titular realizó una bajada de carga hasta desacoplar la central de la red eléctrica, manteniendo el reactor crítico. Una vez reparada la causa de la fuga, se reanudó la operación a potencia.

El CSN ha acordado la comunicación al titular de la central de dos apercibimientos. El primero de ellos se refiere a las actuaciones realizadas como consecuencia del suceso de contaminación del sistema de distribución de agua desmineralizada, ocurrido en el mes de enero. Como medidas correctoras a realizar por el titular se requiere: la segregación de circuitos de zonas controladas de los de zonas no controladas; la elaboración de procedimientos para el control de la conexión de circuitos libres de radiactividad con la

vasija del reactor y la mejora de la planificación de este tipo de operaciones; la revisión del procedimiento de vigilancia de la radiación y la contaminación en la central; y la elaboración de procedimientos para sistematizar el control radiológico del agua en la piscina de retención antes de su vertido al exterior.

El segundo se refiere al incumplimiento del manual de garantía de calidad durante la ejecución, en el transcurso de la parada para recarga, de la prueba periódica del sistema de control manual del reactor. El titular realizó la prueba requerida en las especificaciones de funcionamiento antes de completar las pruebas asociadas a una modificación de diseño implantada en el sistema. La prueba periódica fue repetida una vez completadas las pruebas de la modificación.

Durante este periodo, el CSN realizó cinco inspecciones a la central.

Almaraz

El 30 de junio tuvo lugar una parada automática de la turbina y del reactor de la unidad II por alto nivel en los generadores de vapor, debido a una malfunción en el control de la turbobomba de agua de alimentación. Tras la comprobación del funcionamiento del citado control, la unidad reanudó la operación a potencia.



Central nuclear de Almaraz.

El 17 de julio, durante la subida de potencia posterior a la parada de la unidad I para corregir las altas vibraciones detectadas en una bomba de refrigeración del reactor, se produjo la parada automática de la turbina y del reactor debido a un alto nivel en los generadores de vapor ocasionado por un fallo en la transferencia del control manual de agua de alimentación desde baja carga a alta carga. Una vez comprobada la correcta operación de todos los sistemas, se reanudó el arranque de la unidad.

El CSN ha realizado en este periodo una inspección a la central.

In memoriam Glenn T. Seaborg (1912-1999)

El pasado 25 de febrero murió en California uno de los químicos más notables de este siglo, Glenn Theodore Seaborg. Aunque su nombre vaya, en general, asociado al descubrimiento del plutonio, a lo largo de su vida reunió méritos más que sobrados en otros capítulos de la ciencia para ser acreedor de un gran reconocimiento. Fue Premio Nobel en 1951 —por su teoría sobre la estructura de los transuránidos—, asesor científico de varios presidentes de los Estados Unidos de Norteamérica y presidente de la US Atomic Energy Commission durante siete años.

A cuenta de su protagonismo junto con Emilio Segré en el descubrimiento del plutonio, cuyo isótopo 239 tiene propiedades fi-

sionables comparables con la del uranio-235, fue llamado en 1942 a participar en el proyecto Manhattan en la Universidad de Chicago. En esta fase, su misión fundamental fue poner a punto un procedimiento de separación química del plutonio, a partir del uranio irradiado en los reactores experimentales CP-2 y CP-3, contruidos por Enrico Fermi. Con esta experiencia, adquirida tratando cantidades mínimas de combustible irradiado, se diseñó y montó el complejo de separación química de Hanford en el Estado de Washington, con el que se obtuvo el plutonio requerido para el programa militar norteamericano, en particular para la primera bomba atómica experimental, explotada en el desierto de Alamo Gordo, cerca de Santa Fe (EEUU).

Desarrolló su tarea docente en la Universidad de Berkeley,

en paralelo con una fructífera vida investigadora, sobre todo en el campo de los transuránidos, campo en el que descubrió, o colaboró en el descubrimiento de los siguientes nucleidos: curio-96 (1944), americio-95 (1944), berkelio-97 (1949), californio-98 (1950), einstenio-99 (1952), fermio-100 (1953), mendelenio-101 (1955) y nobelio-102 (1958). En 1974 descubrió el elemento 106 que, en su nombre, fue bautizado seaborgio. Igualmente, colaboró en el aislamiento de los siguientes radioisótopos útiles en la medicina y en el industria: I-131, Tc-99m, Co-57, Co-60, Fe-55, Fe-59, Zn-65, Cs-137, Mn-54, Sb-124, Cf-252, Am-241, Pn-238, V-233 y I-131.

Fue, pues, una vida científica plena de contenido y de éxitos. Descanse en paz. R. C.

Ascó

El 14 de agosto, debido a una avalancha de algas en el río Ebro, se produjo bajo nivel en la aspiración de las bombas de circulación de las unidades I y II de la central. El titular inició una bajada de carga de la unidad II y posteriormente, debido a la pérdida de vacío en el condensador, procedió a la parada manual de la turbina, lo que dio lugar a la parada automática del reactor. En la unidad I, la señal de bajo vacío en el condensador dio lugar a la parada automática de las bombas de agua de alimentación principales y al arranque del sistema de agua de alimentación auxiliar, produciéndose bajo nivel en un generador de vapor y, consecuentemente, parada automática de la turbina y del reactor. Una vez restablecidas las condiciones de funcionamiento adecuadas en el sistema de circulación, ambas unidades reanudaron la operación a potencia.

Durante el arranque de la unidad II, el día 15 de agosto, se produjo un fallo en la transferencia de alimentación de energía eléctrica de una barra desde el transformador auxiliar de arranque al transformador auxiliar de grupo, ocasionando la parada de una bomba de refrigeración del reactor. El subsiguiente transitorio de nivel en el generador de vapor produjo la parada automática de las bombas de agua de alimentación, de la turbina y del reactor. La unidad inició nuevamente la operación a potencia, manteniendo ali-

mentada la bomba de refrigeración del reactor afectada desde el transformador auxiliar de arranque.

El día 30 de agosto, debido a un error en la gestión de descargos en la unidad II se realizó nuevamente la transferencia de la barra desde el transformador auxiliar de arranque hasta el transformador auxiliar de grupo. Puesto que aún no se había subsanado la causa del fallo del día 15, se produjo nuevamente la parada de una bomba de refrigeración del reactor y la parada automática del mismo. La unidad inició nuevamente la operación a potencia, manteniendo alimentada la bomba de refrigeración del reactor afectada desde el transformador auxiliar de arranque.

El CSN ha informado favorablemente la aprobación de las revisiones 25 y 27 del Estudio de Seguridad de las unidades I y II, respectivamente. Las revisiones incluyen cambios debidos a: la incorporación del análisis del accidente de dilución incontrolada de boro, la actualización de datos sobre sustancias peligrosas almacenadas en el emplazamiento y análisis de riesgos derivados, y la actualización de tarados en los sistemas de detección, alarma y aislamiento de la sala de control en caso de incendios, para su adecuación a la última revisión de las especificaciones de funcionamiento. En el documento de la unidad II se han incorporado cambios derivados de las modificaciones de diseño implantadas durante la recarga de 1998.

destacando la instalación de compuertas antirretorno en los conductos de ventilación de las salas de onduladores y cargadores de baterías, arranque automático del sistema de servicios de salvaguardias tecnológicas por fallo del sistema de servicios para componentes, y cambio del tarado de relés de mínima tensión.

El CSN realizó durante este periodo ocho inspecciones a la central.

Cofrentes

El CSN ha informado favorablemente la concesión de autorización para la modificación del punto de tarado de la protección contra cavitación del sistema de recirculación. El objetivo es realizar la transferencia de baja a alta velocidad de las bombas de recirculación durante los arranques a una potencia térmica del 25%, en lugar de al 30% en que se realizaba anteriormente. La modificación tiene por objeto evitar la entrada en la zona de exclusión de inestabilidades termohidráulicas del mapa de operación al realizar esa transferencia. Junto con la modificación, también se ha informado favorablemente la aprobación del correspondiente cambio en las especificaciones técnicas de funcionamiento de la central.

Vandellós II

El día 1 de julio se produjo parada automática del reactor por bajo nivel en los generadores de vapor debido al transitorio de aumento de presión en el secundario que se produjo tras la apertura del interruptor de generación, durante la realización de una maniobra periódica de conmutación entre los compresores de su sistema de maniobra. Una vez comprobado el funcionamiento de los sistemas, la central reanudó la operación a potencia.

Durante este periodo, el CSN realizó una inspección a la central.

Trillo

El 16 de julio se produjo la parada automática de la turbina debido a altas vibraciones. Durante la parada se observó mal funcionamiento de una de las bombas de aceite de levantamiento de los cojinetes de la turbina, por lo que se procedió a hacer subcrítico el reactor para realizar las correspondientes reparaciones. Cuando se procedió al arranque, el día 23, se produjo nuevamente una parada automática de la turbina por altas vibraciones. La central reanudó la operación a potencia ese mismo día.

El CSN realizó durante el periodo una inspección a la central.

Vandellós I

Durante estos dos meses de julio y agosto continuaron los trabajos de desmantelamiento de la central, sin incidencias destacables.

El CSN realizó una inspección a la central.

TECNOLOGÍA

Sistema integrado de gestión de vida de centrales nucleares

El pasado 25 de junio, Unesa presentó ante la Comisión de Investigación y Política Tecnológica del CSN el Sistema Integrado de Gestión de Vida en Centrales Nucleares, que se compone de dos fases: la primera, ya terminada en 1995, está dedicada a la evaluación de vida útil de las centrales nucleares, tomando como referencia las de Garoña y Vandellós II; la segunda, que se desarrolla en la actualidad, pretende obtener una aplicación informática piloto, tomando como referencia Vandellós II. Las técnicas, metodologías de evaluación y métodos de seguimiento que constituyen la fase segunda, deberán obtener la apreciación favorable del CSN. Las actividades relativas a los programas de gestión de vida útil se presentan con periodicidad anual al CSN, habiendo sido evaluada ya la metodología de Unesa de gestión de vida y los programas de gestión de vida útil de las centrales de Santa María de Garoña y José Cabrera.

INVESTIGACIÓN Y DESARROLLO

Finalización del proyecto Daños

Ha finalizado con éxito el proyecto Daños, dedicado a la caracterización sísmica de emplazamientos de la Península Ibérica y a la evaluación del daño potencial de estructuras. El proyecto ha sido realizado por un equipo de investigadores de la Escuela de Ingeniería Técnica Topográfica de la UPM. Su duración ha sido de dos años y se ha llevado a cabo en el marco del acuerdo específico existente entre el CSN y Enresa.

El proyecto nació como consecuencia de la necesidad de desarrollar una metodología empírica para mejorar la estimación de peligrosidad y riesgo sísmico en zonas de sismicidad moderada, como la mayor parte de la Península Ibérica, donde la escasez de datos impide aplicar técnicas desarrolladas en otras áreas de mayor sismicidad y con abundancia de registros instrumentales.

Durante el proyecto se ha constituido un Banco de Datos de Movimiento Fuerte del Suelo, compuesto por acelerogramas y espectros de terremotos ocurridos en todo el mundo, que consta de un total de 15.763 registros, correspondientes a 1.417 terremotos, proporcionados por 1.640 estaciones. Su explotación permitirá obtener espectros de respuesta característicos del movimiento en emplazamientos españoles, con análogas condiciones sismotectónicas que las de los datos registrados.

También se ha desarrollado un procedimiento para el cálculo de espectros de peligrosidad uniforme (UHS), que permite calcular los efectos de terremotos

próximos y lejanos en un mismo espectro con igual probabilidad de excedencia. Además, se han seleccionado parámetros característicos del daño potencial, que pueden ser empleados de forma complementaria con el espectro de respuesta para redefinir criterios característicos de las instalaciones que se quieran estudiar.

Experimento a gran escala del proyecto Rasplav

El cuarto y último de los experimentos específicos previstos en el proyecto Rasplav se llevó a cabo con éxito durante el pasado mes de julio en el Instituto Kurchatov de Moscú. En este proyecto de la Agencia de Energía Nuclear participa España junto con otros 15 países y Rusia. En el experimento se empleó combustible real fundido, manteniéndose a una temperatura de 2.500°C durante tres horas. Posteriormente, el material solidificado será seccionado para la realización de exámenes metalográficos. Los resultados serán presentados en Alemania a finales del próximo año.

Iniciado en 1994, el proyecto, que tiene previsto alcanzar sus objetivos en el año 2000, pretende asegurar la integridad de la vasija en el improbable caso de un accidente severo, tratando de extender sus resultados tanto a los reactores actualmente en funcionamiento como a los de moderna concepción con refrigeración externa de la vasija. Con ese objetivo, se intenta desvelar la compleja fenomenología de naturaleza física y química que se produce durante un accidente de características tan extremas.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Determinación *in situ* de la profundidad de contaminación en materiales

El desconocimiento de la profundidad a que se encuentra un contaminante, en procesos de descontaminación o desmantelamiento, obliga con frecuencia a realizar operaciones de obra civil que en la mayoría de los casos producen costes innecesarios.

Para evitarlo, E.P. Naessens y X.G. Xu, del Rensselaer Polytechnic Institute de Nueva York, han desarrollado un algoritmo, denominado GPDU (Gamma Penetration Depth Unfolding Algorithm), que mediante el empleo de técnicas kernel puntuales permite estimar la profundidad de la contaminación, a través de fotones que no han sufrido interacción, obtenidos *in situ* mediante espectrometría gamma.

El método requiere que el radionucleido contaminante emita dos o más fotones o que, en el caso de emitir un único fotón, sus descendientes sean emisores gamma y estén en equilibrio secular con los padres. El método ha sido verificado y validado, respectivamente, a través de simulaciones de Monte Carlo y de pruebas en laboratorio.

Incertidumbre en la estimación de actividad en pulmones de contaminación heterogénea

Gary H. Kramer y Barry M. Hauck, del Human Monitoring Laboratory perteneciente al Radiation Protection Bureau de Ottawa (Ontario, Canadá), han llevado a cabo diversas experiencias que muestran la incertidumbre asociada a la determinación de la contaminación en pulmones, cuando dicha contaminación es heterogénea, para emisores gamma de 17.5 KeV, 59.5 KeV y 344.3 KeV, mediante el empleo de detectores de germanio de gran superficie. Tal incertidumbre se debe generalmente a que los cálculos de actividad se llevan a cabo mediante maniqués dotados con material equivalente al tejido pulmonar y con el supuesto de una contaminación homogéneamente distribuida en el mismo.

Su evidencia y cuantificación ha sido puesta de manifiesto por los citados investigadores mediante el empleo del maniquí torácico del Lawrence Livermore National Laboratory, para el que han sido desarrollados unos pulmones que permiten la distribución del radionucleido objeto de estudio en cualquiera de las 16 áreas en que se han dividido los mismos.

PUBLICACIONES

Regulatory aspects of ageing reactors

Nuclear Regulation. NEA/CNRA/R(99)1. March, 1999. NEA/OECD.

Con periodicidad anual, el CNRA selecciona un tema de especial interés para discutir entre sus miembros. En el pasado año se trató de los aspectos reguladores de los reactores con envejecimiento. Este informe recoge y analiza las respuestas proporcionadas en esa ocasión a un cuestionario que se presentó a los países miembros, entre los que se encontraba España, representada por el CSN.

Implementation and review of a nuclear power plant ageing management programme

IAEA. Safety Report Series. Nº 15. Viena, 1999.

El objetivo de este informe es presentar una guía sobre la coordinación de operaciones importantes, mantenimiento, ingeniería e investigación y desarrollo (utilizando un proceso sistemático de gestión del envejecimiento) con el fin de mantener la seguridad y la fiabilidad de la planta. No se tratan, sin embargo, los aspectos técnicos o económicos del envejecimiento, sino los de gestión y organización. Se detallan también las partes de AMP (Ageing Management Programme): degradación de los materiales, envejecimiento por razones tecnológicas o derivadas de la normativa, y los efectos derivados del factor humano. \$

(Page 2)

Historical perspective and future of the thermohydraulic analysis

🔗 José María Izquierdo, Isabel Veci y Javier Hortal

The article provides an overall view of the thermohydraulic analysis in nuclear power plants and of its evolution, marked over the last fifteen years by the development of large codes. It can be claimed that today, the Spanish nuclear community has better knowledge of the phenomena taking place during the operation of its own nuclear power plants and is more able to make decisions in terms of safety.

(Page 12)

Contents and structure of thermohydraulic codes

🔗 César Queral

Thermohydraulic codes are complex calculation tools necessary in nuclear power plant safety analyses. This article describes in summarized form their internal structure as well as their different classifications. The text also provides significant data on the types of codes and its features.

Resúmenes

(Page 21)

Use and applications of thermohydraulic codes in the nuclear electric industry

🔗 Grupo CAMP-Unesa

The nuclear industry has levels of knowledge and development in the use of thermohydraulic codes which guarantee top quality in safety analyses in Spanish nuclear power plants that can be matched with the most advanced countries. This contribution and the store of knowledge acquired is described hereafter in summarized fashion.

(Page 28)

The Giralda Project

🔗 Diego Molina

Iberdrola's Giralda Project, independent methodology for designing and licensing its nuclear refuelling, consists in a set of calculation codes independent of fuel suppliers. In addition, it includes a set of methods in which the mode and conditions for applying the codes and final presentation of results is detailed.

(Page 33)

Use of codes in the CSN, engineering consultants, universities and research centres

🔗 Miguel Sánchez, Agustín Tanarro, Tomás Núñez y Gumersindo Verdú

The diversity of thermohydraulic code applications is reflected in this article devoted to several professional sectors in the nuclear field. The text evidences the degree of technological assimilation as achieved in Spain, as well as the capability acquired in accident simulation, nuclear tests and actual incidents, directed towards increasing Spanish nuclear power plant safety.

Seguridad Nuclear Boletín de suscripción

Institución/Empresa

Nombre

Tel.

Fax

Dirección

CP

Localidad

Provincia

Fecha

Firma

Enviar a Consejo de Seguridad Nuclear, Servicio de Publicaciones, c/ Justo Dorado, 11, 28040 Madrid. Número de fax: 91 346 05 58.

ÚLTIMAS PUBLICACIONES EDITADAS POR EL CSN

Publicaciones periódicas

Colección Memorias

Memoria anual 1998

Revista del CSN. Seguridad Nuclear

Año III, número 10, I trimestre 1999

Año III, número 11, II trimestre 1999

Año III, número 12, III trimestre 1999

Publicaciones unitarias

Colección Informes Técnicos

Las centrales nucleares españolas

Colección Documentos

La dosimetría de los trabajadores profesionalmente expuestos en España durante 1997

Otros documentos del CSN

Hacia el V Programa Marco de Euratom

Evaluación del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Almaraz

Contribución del Consejo de Seguridad Nuclear en el Proyecto Storm

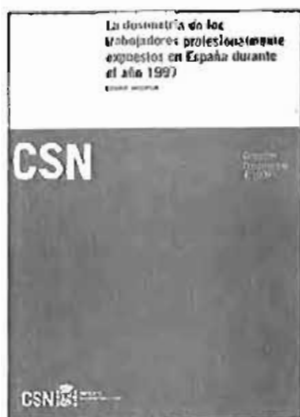
Evaluación del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Ascó

Folleto divulgativos

Las radiaciones nucleares en la vida diaria

Utilización de la energía eléctrica para producir electricidad

Contenidos básicos sobre energía nuclear





Justo Dorado 11
28040 Madrid