

# Aplicación de los códigos termo-hidráulicos en el sector nuclear español

C. Queral, M. Coriso, P.J. García Sedano, J.A. Ruiz, J.M<sup>a</sup>. Posada, G. Jiménez Varas, I. Sol y L.E. Herranz

Dentro del campo de la ingeniería nuclear los códigos termohidráulicos son una herramienta de uso muy extendido en la industria nuclear. En el presente artículo se realiza una breve descripción de los tipos de códigos termohidráulicos existentes (de planta, de accidente severo, de subcanal, de contención y códigos CFD) y se muestran un amplio conjunto de aplicaciones realizadas por distintas empresas y organismos públicos relacionados con el sector nuclear español.

*Use of thermal-hydraulic codes is extended all over many different aspects of nuclear engineering. This article groups and briefly describes the main features of some of the well known codes as an introduction to their recent applications in the Spanish nuclear sector. The broad range and quality of applications highlight the maturity achieved both in industry and research organizations and universities within the Spanish nuclear sector*

**CÉSAR QUERAL SALAZAR**  
(Universidad Politécnica de Madrid)  
**MARISOL CORISCO CARMONA,**  
(ENUSA)  
**PABLO JULIO GARCÍA SEDANO**  
(Iberdrola Ingeniería y Construcción)  
**JOSÉ ANTONIO RUIZ MARTÍN**  
(TECNATOM)  
**JOSÉ MARÍA POSADA BARRAL** (Almaraz-Trillo AIE)  
**GONZALO JIMÉNEZ VARAS**  
(Westinghouse Electric Spain)  
**ISMAEL SOL SEVILLANO**  
(Asco-Vandellos)  
**LUIS ENRIQUE HERRANZ PUEBLA**  
(CIEMAT).

## INTRODUCCIÓN

Dentro del campo de la ingeniería nuclear los códigos termohidráulicos se pueden definir como el conjunto de programas de simulación que permiten analizar los fenómenos termohidráulicos en condiciones estacionarias y transitorias en un componente concreto de la central nuclear o en el conjunto circuito refrigerante primario-secundario. Los códigos termohidráulicos incluyen una amplia variedad de programas, dependiendo de los fenómenos y sistemas de la planta que se quieren modelar, siendo una herramienta de uso muy extendido en la industria nuclear. En el presente artículo se ha procurado realizar un especial énfasis en las aplicaciones más que en las descripciones teóricas, esta descripción actualizada es complementaria a la que se incluyó en el monográfico sobre análisis termohidráulico de la revista *Seguridad Nuclear* número 13 (1999) y que, en general, sigue vigente.

Las aplicaciones de los códigos termohidráulicos incluyen entre otras:

- cálculo de transitorios/accidentes correspondientes al capítulo XV del Estudio Final de Seguridad y las actualizaciones necesarias para cada recarga;

- cálculos de choque térmico a presión (PTS);
- cálculos soporte de los análisis probabilistas de seguridad (APS);
- análisis de incidentes y precursores;
- apoyo y/o revisión de la operación de la planta;
- monitorización *on-line* del núcleo del reactor;
- análisis de modificaciones en centrales;
- evaluación de modificaciones de especificaciones técnicas de funcionamiento;
- diseño y/o modificación de procedimientos de operación de emergencia (EOP y SAMG);
- inspección y evaluación de actividades de mantenimiento;
- entrenamiento de operadores y supervisores de planta nuclear con simuladores replica de alcance total y simuladores gráficos interactivos;
- apoyo de los tribunales de licencia;
- docencia en universidades.

Para realizar las simulaciones necesarias para estas aplicaciones se recurre a una amplia variedad de códigos termohidráulicos: de planta, de accidente severo, de subcanales, códigos CFD y códigos de contención. Este conjunto de códigos se encuentra permanentemente inmerso

en un proceso de desarrollo y validación en el cual las sucesivas versiones deben demostrar su capacidad predictiva frente a las matrices de validación de efectos separados e integrales, las cuales son en muchos casos enormemente extensas y exigentes. Para algunos de ellos este proceso se ha prolongado más allá de dos décadas.

En las siguientes secciones se describen los distintos tipos de códigos y las aplicaciones que se realizan en distintas empresas y organismos públicos españoles. Lamentablemente la lista de aplicaciones no puede cubrir todas las actividades que se realizan en España, simplemente pretende ser representativa de lo que se realiza a nivel nacional.

## CÓDIGOS DE PLANTA

Los códigos de planta permiten simular el primario y secundario de una central nuclear, los sistemas de salvaguardia, auxiliares, de control y toda la lógica del sistema de protección. Para ello este tipo de códigos resuelven las ecuaciones de la cinética (en algunos códigos se dispone de módulos con neutrones 1D ó 3D), las ecuaciones de transporte de fluidos bifásicos (incluyendo incondensables y boro en disolución)

y las ecuaciones de la transmisión de calor, todo ello acoplado con modelos de componentes específicos (bombas y válvulas) junto con los sistemas de control, protección y salvaguardia. Para poder describir adecuadamente los códigos de planta es necesario distinguir claramente dos tipos de aplicaciones: las correspondientes a licencia y el resto de las aplicaciones.

Los códigos utilizados en licencia son versiones cerradas del código que han sido evaluadas para su aprobación por parte del organismo regulador con una nodalización concreta de sus sistemas y que llevan asociados, junto con la metodología de cálculo, suficientes conservadurismos para contrarrestar las aproximaciones realizadas y proporcionar resultados de carácter envolvente. Estos códigos se ajustan a las necesidades exigidas para una licencia por el organismo regulador y en su mayoría son códigos conservadores unidos a metodologías deterministas. No obstante, en los últimos años se está tendiendo a metodologías en las que las incertidumbres se convolucionan estadísticamente disminuyendo el exceso de conservadurismo pero sin eliminar los márgenes exigidos por el organismo regulador. En este contexto los códigos de planta se clasifican en:

- **Códigos conservadores:** incluyen modelos e hipótesis de carácter conservador y se utilizan dentro de metodologías de licencia de carácter envolvente.
- **Códigos *best-estimate* o de estimación óptima:** incluyen modelos deta-

llados y de carácter realista sin hipótesis conservadoras. Para su uso en licencia se utilizan en metodologías con tratamiento estadístico de la incertidumbre.

Específicamente los códigos de licencia deben ser capaces de simular el comportamiento de la central y los distintos transitorios base de diseño y demostrando que se cumplen los criterios de seguridad para cada uno de los transitorios o accidentes. Por tal motivo dependiendo del transitorio que se quiera estudiar y del criterio que se deba cumplir se utiliza un tipo de código u otro. Este tipo de códigos y las metodologías correspondientes se analizan en más detalle en las secciones dedicadas a las aplicaciones en Enusa e Iberdrola Ingeniería.

Los códigos de planta que se utilizan en otras aplicaciones, distintas a las de licencia, son códigos de carácter público, en el sentido de que es posible que cualquier empresa u organismo público lo utilice aunque en la mayoría de las ocasiones sea necesario pagar una licencia y/o realizar un cierto número de cálculos como contribución a la empresa u organismo propietario de dicho código. También existen códigos no propietarios, como los que se pueden solicitar a través de la NEA. En general, estos códigos son de estimación óptima y permiten reproducir de manera lo más fiel posible la fenomenología real que se podría producir en las plantas en secuencias accidentales en las propias plantas o en instalaciones experimentales tales como ROSA/LSTF (Japón) o PKL (Alemania). Este tipo de códigos y

sus aplicaciones se describen con detalle en las secciones de aplicaciones de este artículo.

También existen códigos de estimación óptima que han sido modificados con correlaciones e hipótesis de carácter conservador. Es el caso del código TRAC-BF1/ApK utilizado en la metodología Giralda (Iberdrola) en la parte correspondiente al análisis de LOCA. Es un código desarrollado a partir de un código *best-estimate* (TRAC-BF1) con correlaciones e hipótesis del 10CFR50 Apéndice K.

Dentro de los códigos de planta también se encuentran los códigos en frecuencia que se utilizan para realizar los análisis de estabilidad en BWR. Los principales códigos de este tipo son LAPUR (OAK RIDGE), FABLE (GE) y ODYSSEY (GE).

En España los principales desarrollos realizados en códigos termohidráulicos han sido los realizados por:

- El Consejo de Seguridad Nuclear, que desarrolló los códigos TRETA y TIZONA, para simulaciones de reactores PWR y BWR respectivamente en colaboración con la ETSI Minas de la UPM y, posteriormente, la plataforma de simulación SCAIS en colaboración con Indizen Technologies, y la ETSI Minas de la UPM para sus aplicaciones.
- Tecnatom, que desarrolló el código de simulación en tiempo real TRAC-RT a partir del código TRACG-01 (GE) e
- Iberdrola Ingeniería y Construcción (IBIC) que ha desarrollado diversas versiones de códigos *best estimate*

| Código       | Desarrollador        | Geometría | Reactor | Neutrónica | Transitorio    |
|--------------|----------------------|-----------|---------|------------|----------------|
| LOFRAN       | W                    | 1D        | PWR     | C. puntual | Transitorios   |
| NOTRUMP      | W                    | 1D        | PWR     | C. puntual | SBLOCA         |
| SATAN-VI     | W                    | 1D        | PWR     | C. puntual | Blowdown       |
| ODYN (REDY)  | GE                   | 1D        | BWR     | 1D (C.P.)  | T -LOCA        |
| SAFER        | GE                   | 1D        | BWR     | Cin. tabla | LOCA           |
| LAMB         | GE                   | 1D        | BWR     | Cin. tabla | CHF-LOCA       |
| TASC         | GE                   | 1D        | BWR     | Cin. tabla | CHF-LOCA       |
| TRACG-02     | GE                   | 1D-3D     | BWR     | CP-1D-3D   | Todos          |
| TRACG-04     | GE                   | 1D-3D     | BWR     | CP-1D-3D   | Todos          |
| RETRAN-3D    | EPRI/CSA             | 1D        | LWR     | C.P.-1D-3D | Todos -LOCA    |
| TRAC-BF1/ApK | Iberdrola Ingeniería | 1D-3D     | BWR     | C.P.       | LOCA           |
| NLOOP        | AREVA                |           | PWR     |            | Transitorios   |
| LECK-4/MOD2  | AREVA                |           | PWR     |            | Blowdown       |
| WAK-3        | AREVA                |           | PWR     |            | Refill-reflood |

Tabla 1. Principales códigos de planta de utilizados en análisis de licencia en España.

| Código        | Desarrollador | Geometría | Reactor | Neutrónica | Transitorio |
|---------------|---------------|-----------|---------|------------|-------------|
| RELAP5/MOD3.2 | INEL-NRC      | 1D        | PWR     | C. puntual | Todos       |
| TRAC-BF1/MOD1 | INEL-NRC      | 1D-3D     | BWR     | C.P.-1D    | Todos       |
| TRAC-RT       | TECNATOM      | 1D-3D     | LWR     | CP-1D-3D   | Todos       |
| TRACE 5.0     | NRC           | 1D-3D     | LWR     | C.P.-1D-3D | Todos       |

Tabla 2. Principales códigos de planta de estimación óptima (best-estimate) utilizados en España.

como TRAC-BF1/ApK, TRAC-BF1/BE, TRAC-PF1/IBER, COBRA-IBER y LAPUR6 para diversas aplicaciones en reactores PWR y BWR. Estos desarrollos se comentan con más detalle en la sección de aplicaciones en IBIC.

### CÓDIGOS DE ACCIDENTE SEVERO

Añaden nuevas características respecto los códigos de planta, en aspectos como la descripción de fenomenología específica de accidente severo y los sistemas de mitigación:

- Fusión del núcleo y liberación de productos de fisión;
- Interacción núcleo fundido-refrigerante; degradación/rotura de la vasija; transporte de productos de fusión y especies gaseosas en primario y contención;
- Dinámica de aerosoles (crecimiento, transporte, deposición,...);
- Interacción núcleo fundido-hormigón (MCCI).
- Explosiones de hidrógeno in-vessel y ex-vessel;
- Sistemas de salvaguardias de la contención (rociado, refrigeradores,...) y radioquímica (iodo).

Los códigos de accidente severo se pueden clasificar en dos grandes grupos.

- Códigos mecanicistas de accidente severo, son códigos de planta a los que se han añadido módulos específicos de accidente severo, pero solo de fenomenología in-vessel: SCDAP/RELAP5 (USNRC, USA), CATHARE/ICARE (CEA, Francia), ATHLET-CD (GRS, Alemania), RELAP/SCDAPSIM (ISS, USA), IMPACT/RELAP (IAE/NUPEC).
- Códigos paramétricos de accidente severo, son códigos con modelos más simplificados que los de los códigos de planta best-estimate pero incluyendo modelos para fenomenología in y ex-vessel: MAAP (EPRI, USA), MELCOR (USNRC, USA), ASTEC (IRSN-GRS).

A modo de ejemplo, se describe el código MAAP4, que es uno de los códigos más utilizados en España. Este código se utiliza para el análisis de accidentes en reactores nucleares de agua ligera. Incluye la modelización integrada de la vasija, el circuito primario y secundario

del reactor y del edificio de contención así como de cualquier otro edificio y permite la simulación de todo tipo de accidentes: transitorios de planta, SBO, LOCA, MSLB y SGTR. Este código permite incluir actuaciones humanas en el fichero denominado "input file" lo cual permite modelar de manera relativamente sencilla secuencias accidentales con actuaciones de los operadores correspondientes al seguimiento de los procedimientos de operación de emergencia. La mayoría de las aplicaciones en las CCNN españolas se iniciaron con la versión MAAP3.

### CÓDIGOS DE SUBCANAL

Este tipo de códigos sirve para analizar el flujo 3D del refrigerante dentro del núcleo, para ello resuelve las ecuaciones en 3D incluyendo modelos algebraicos de turbulencia. La principal aplicación de este tipo de código es confirmar que en las secuencias de Condición II en reactores de agua a presión no se supera el límite de seguridad del flujo calorífico en las vainas (SL-MDNBR). Otra de las aplicaciones de este tipo de códigos es el acoplamiento con códigos neutrónicos dinámicos para realizar el seguimiento del núcleo o realizar análisis detallados tridimensionales del núcleo en secuencias donde el acoplamiento de la neutrónica y la termohidráulica sean de especial importancia. De entre los códigos utilizados en España y a nivel mundial cabe destacar los siguientes: THINC-III (W), THINC-IV (W), COBRA IIIc/MIT-2 (MIT), COBRA-TF (AREVA), ISCOR (GE), VIPRE (EPRI/CSA), FLICA4 (CEA), NASCA (Ninokata).

### CÓDIGOS CFD (Computational Fluid Dynamics)

Son códigos que incluyen modelos muy detallados para fluidos multifásico y multicomponente y geometría con mallas del orden de 1 mm, aunque también se pueden utilizar mallas más finas (ver sección dedicada al CIEMAT) o más gruesas. Estos códigos incluyen modelos K-epsilon para la turbulencia y permiten determinar con precisión perfiles de velocidad, temperatura, fracción de huecos, concentraciones de gases y solutos, etc.

Los códigos CFD son los que permiten analizar con mayor detalle la fenomenología termohidráulica y se aplican actualmente con éxito en el análisis de estratificación térmica, evolución de posibles diluciones de boro en el primario de un PWR, distribución de la concentración de hidrogeno en contención durante una secuencia accidental, análisis de la distribución de la fracción de huecos en elementos BWR. Sus aplicaciones en otros campos son todavía limitadas y se requerirá un mayor desarrollo de estos códigos para ampliar su rango de aplicaciones. Los códigos CFD más utilizados son: Ansys CFX, Ansys FLUENT, Star-CD, Flow 3D, Phoenix, Cast3M, y OpenFOAM (este último es un código abierto gratuito con foro de usuarios; en España lo utiliza un grupo de investigación de la UPC). Actualmente se propone utilizarlos de manera acoplada a los códigos de planta. También existen algunos códigos desarrollados de forma específica para una aplicación concreta como el código ATHOS (EPRI) para la simulación de los generadores de vapor.

Aunque en el marco del CSNI de la OECD se ha iniciado una intensa campaña de validación, estas herramientas adolecen aún de la ausencia de datos experimentales de calidad que permitan su validación exhaustiva, aspecto indispensable en el campo de la Seguridad Nuclear.

En el presente artículo se muestran varias aplicaciones de este tipo de códigos y también se puede consultar la aplicación realizada por Empresarios Agrupados en el artículo "APLICACIÓN DE CÓDIGOS DE SIMULACIÓN EN LA OPTIMIZACIÓN DEL DISEÑO DE LA PROTECCIÓN CONTRA INCENDIOS EN CENTRALES NUCLEARES" en este mismo número de la revista.

### CÓDIGOS DE CONTENCIÓN

Se aplican al análisis sobre el impacto de los accidentes en la contención. Este tipo de análisis pertenecen al Estudio Final de Seguridad, siendo por tanto obligatoria su realización por parte de las centrales. Los accidentes más limitantes para la integridad de la contención son el accidente de pérdida de

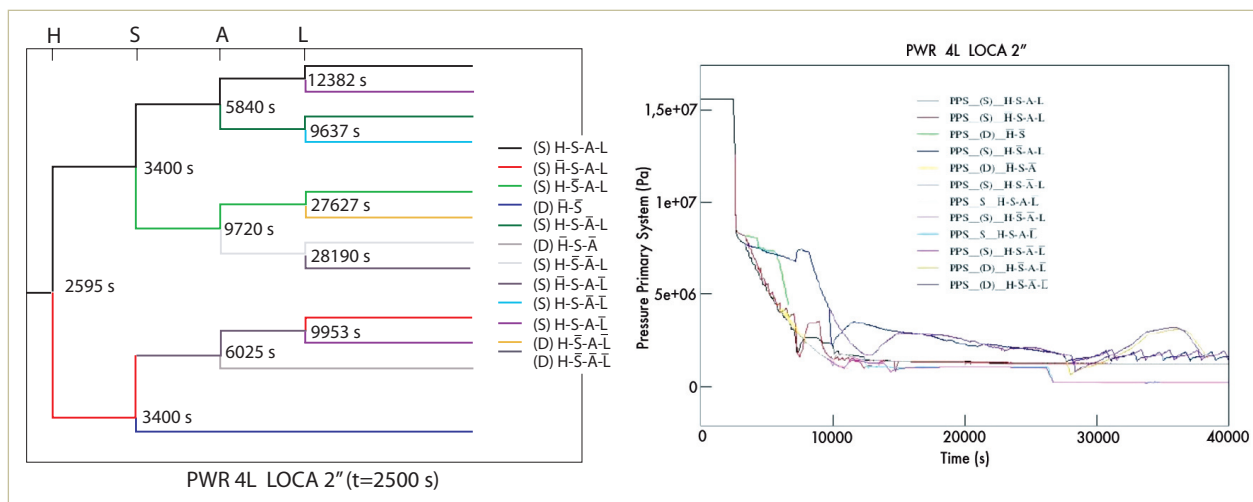


Figura 1. Simulación con SCAIS de un árbol de sucesos dinámico correspondiente a un LOCA de 2 pulgadas en un PWR de 4 lazos (Consejo de Seguridad Nuclear e Indizen Technologies).

refrigerante del reactor y la rotura de una línea de vapor principal dentro de la contención. En estos accidentes se liberan grandes cantidades de masa y energía a la contención, produciendo un aumento de la presión y temperatura en la contención. Los códigos más utilizados son: GOTHIC (EPRI), CONTAIN (SNL, NRC), COCO (W) y COCOSYS (GRS).

Para poder simular correctamente las secuencias en contención es necesario un código termohidráulico que permita, por una parte, simular grandes volúmenes y por otra parte, calcular correctamente fenómenos locales como la condensación en las paredes de la contención. Para ello, debe ser además un código multifásico y multicomponente, para poder determinar con precisión la interacción entre las distintas fases (líquido y vapor) y los distintos componentes (agua, H<sub>2</sub>, aire, etc.). Dos de los códigos más empleados son el código GOTHIC y el código CONTAIN que se describen a continuación:

- El código GOTHIC es un código orientado al análisis de operación, seguridad, licencia y diseño en contención. Incluye evaluaciones de contención y respuesta ante roturas de alta energía bajo bases de diseño (DBA). Incluye modelos de turbulencia y difusión de masa y permite la modelación de equipos de operación (bombas, ventiladores, válvulas, intercambiadores de calor, etc.). Las ecuaciones de equilibrio de fase están acopladas por modelos mecanicistas para la interfase de masa, energía y transferencia de momento. Los modelos de interfase tienen en cuenta la posibilidad de desequilibrio térmico y mecánico entre fases. Las ecuaciones de conservación se resuelven para tres fases (Fase Ga-

seosa (mezcla de vapor más gases incondensables, aire), líquido continuo, y gotas).

- El código CONTAIN 2.0 es una herramienta de análisis integral capaz de predecir el comportamiento termohidráulico y radiológico de la contención tras un accidente en un LWR. Fue desarrollado por Sandia National Laboratories (SNL) bajo el control de la NRC, para analizar fenómenos de contención en condiciones base de diseño y en condiciones de accidente severo, predecir la respuesta termohidráulica en contención y la liberación de radionucleidos al medio ambiente en caso de fallo de la misma. Actualmente se utiliza en la NRC como herramienta de verificación alternativa en análisis de contención, tanto de accidentes base de diseño como de accidentes severos.

### ACOPLAMIENTO ENTRE CÓDIGOS

En muchas ocasiones prácticas no es suficiente un código determinado para realizar la simulación suficientemente detallada. Por ello, desde hace aproximadamente una década se han estado desarrollando códigos con capacidad para acoplarse a otros códigos externos (neutrónicos, de contención,...) como: RELAP5-PARCS, RELAP5-CONTAIN, RELAP5-PANBOX2, RELAP5-HECHAN2, RELAP5-COCO, TRAC-BF1-NEM-3D, CATHERNA-PACE, CATHERNA-ELICA, TRACE-PARCS...

En algunos casos los acoplamientos son más complejos ya que incluyen tres o más códigos. De entre los ejemplos más novedosos que se pueden encontrar en esta línea se pueden mencionar:

- El acople entre códigos neutrónicos (de celda y núcleo) y termohidráulicos

de subcanal desarrollado en la ETSI Industriales de Madrid como parte de su participación en los proyectos europeos NURESIM y NURISP, esta aplicación se comenta con más detalle en la sección de aplicaciones en las universidades. Cabe mencionar también en este sentido el uso del sistema SEANAP, y en concreto del código SIMTRAN-EL, desarrollado por el mismo grupo, y utilizado para el análisis de maniobras operacionales en CN Ascó y CN Vandellós II.

- Indizen Technologies en colaboración con el Consejo de Seguridad Nuclear ha desarrollado la plataforma SCAIS (Sistema de Códigos para Análisis Integrado de Seguridad) que permite el acople de códigos de planta o accidente severo (TRACE, MAAP) a códigos de simulación de procedimientos (SIMPROC) y a un código que se encarga de la delineación y simulación de árboles de sucesos dinámicos (DENDROS). Este conjunto de herramientas se están utilizando en casos piloto de aplicación de la metodología ISA (*Integrated Safety Analysis*), desarrollada en el Consejo de Seguridad Nuclear.

### APLICACIONES EN ENUSA

La mayoría de las aplicaciones con códigos TH que se realizan en Enusa están relacionadas con el análisis de licencia de reactores PWR y BWR siguiendo las metodologías desarrolladas por Westinghouse y General Electric. Estas metodologías incluyen el uso de diversos códigos neutrónicos, termohidráulicos de planta, de subcanal y de contención y códigos termomecánicos. Sin embargo, hoy por hoy, en la licencia de las plantas españolas estos acoples no se realimentan, es decir se transmite la información

pero no se realimenta el resultado del segundo código al primero. Las plantas de las cuales se realizan análisis de licencia actualmente son: CN Almaraz, CN Ascó, CN Vandellós y CN Garoña.

La metodología para análisis de licencia de reactores PWR Westinghouse engloba uno o varios códigos dependiendo de la secuencia:

- **Análisis de transitorios NO-LOCA:** LOFTRAN (planta), THINC-III (subcanales transitorio) y THINC-IV (subcanales estacionario) para el análisis del MDNBR. Código técnico: FACTRAN.
- **Análisis de transitorios de reactividad, en casos de gran asimetría:** Actualmente se utiliza el código neutrónico 1D TWINKLE para los análisis de extracción de barras en subcrítico y expulsión de una barra de control que calcula la potencia neutrónica que se alcanza durante los transitorios y que se transmite al código FACTRAN para el análisis de la barra combustible. También con ANCK- VIPRE o PARKS-RELAP se analizan este tipo de transitorios, pero todavía no se han utilizado para análisis de licencia en las Centrales Españolas.
- **Análisis de LBLOCA** (Apéndice K): Se utiliza el modelo de evaluación BASH que incluye los códigos: SATAN6, COCO, BASH, LOCBART.
- **Análisis de SBLOCA** (Apéndice K): Se utiliza NOTRUMP (T/H) y SBLOCA (calentamiento de barra).

Las capacidades de cada código van asociadas al tipo de análisis para el que se aplican. Por ejemplo, en los accidentes no-LOCA, si hay que verificar que la presión del sistema no alcanza un valor determinado, es suficiente con un código de planta (LOFTRAN) que simule el reactor, la causa del aumento de presión, el sistema de refrigerante y los distintos sistemas que mitigan dicho transitorio, disparo del reactor, válvulas de seguridad, aislamientos, etc.

A veces para transitorios de reactividad se necesitan acoplar a un código de cinética 1D como el TWINKLE o de cinética 3D como puede ser ANCK. Estos códigos, a partir de variaciones de secciones eficaces en el núcleo, determinan la evolución de la potencia nuclear que transmiten al código termohidráulico el cual a su vez, calculará las temperaturas, caudales, entalpías, etc. que deben cumplir el criterio de diseño.

Para los accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA), los códigos termohidráulicos fueron inicialmente desarrollados siguiendo el apéndice K del 10CFR50 de la normativa americana de 1974.

Por conveniencia, los modelos de evaluación se desarrollaron en diversos códigos para el análisis de las distintas fases del accidente y para el análisis de los diferentes fenómenos que suceden. Así por ejemplo, por razones de la diferente fenomenología en función del tamaño de la rotura se emplean dos modelos de evaluación para las centrales tipo PWR, uno para el LOCA grande (1981 *Westinghouse Evaluation Model with BASH*) y otro para el LOCA pequeño (1985 *NOTRUMP Westinghouse Evaluation Model*).

Para el LOCA grande se diferencia entre el periodo de descarga (*blowdown*) y el periodo de reinundación del núcleo (*refill-reflood*) y se emplean dos códigos termohidráulicos con características diferentes que simulan el reactor: SATAN y BASH respectivamente. Además se emplea otro código, LOCBART, que usa las condiciones termohidráulicas de los dos anteriores para el análisis de los transitorios del calentamiento del elemento combustible, para calcular la temperatura pico de vaina (PCT) y la oxidación de la misma (%ECR). Junto a éstos la respuesta de la contención se analiza con el código COCO que interacciona con los anteriores.

Posteriormente, en 1988, la USNRC modificó el apéndice K para permitir el uso de códigos realistas pero requiriendo la cuantificación de las incertidumbres asociadas a su uso. Dentro de los modelos de evaluación realistas se encuentra el modelo de evaluación ASTRUM desarrollado por Westinghouse en base al código WCOBRA-TRAC para el análisis del LOCA grande que cubre todas las fases de dicho accidente.

Por otra parte, la metodología para análisis de licencia de reactores BWR de General Electric también engloba varios códigos dependiendo de la secuencia:

- **Análisis estacionario del núcleo (incluye transitorios lentos):** Se utiliza el código ISCOR que permite calcular la distribución de caudales y las caídas de presión.
- **Análisis de transitorios de frecuencia moderada:** Se utiliza el código ODYN (en versiones más avanzadas de la metodología se utiliza TRACG).
- **Análisis de estabilidad:** Se utiliza el código FABLE, con el que se calculan los valores de la relación de decaimiento del núcleo y de los elementos combustibles.
- **Análisis de fallos limitadores:** Para el análisis de LOCA se utiliza la metodología SAFER/GESTR. El código LAMB tiene una modelización detallada de la termohidráulica de la fase temprana de un LOCA. Los resulta-

dos de LAMB alimentan el código SAFER para la simulación a largo plazo de LOCA y del que se obtienen las entradas para CORCL, código de canal simple para el cálculo del calentamiento a altas temperaturas de las barras. Para realizar un análisis realista del LOCA en BWR se utiliza el código TRACG.

## APLICACIONES EN IBERDROLA INGENIERÍA Y CONSTRUCCIÓN

En Iberdrola Ingeniería y Construcción se realizan aplicaciones termohidráulicas con los códigos: RETRAN-3D, TRAC-BF1/ApK, RELAP5, SIMULATE-3, LAPUR, MAAP4, CONTAIN y GOTHIC. A continuación se detallan las distintas aplicaciones que se realizan con estos códigos.

Las aplicaciones más importantes realizadas con el código MAAP4 están relacionadas con los APS y sus aplicaciones (CN Trillo, CN Cofrentes):

- Determinación en secuencias de accidente de los criterios de éxito de sistemas y tiempos límite de actuación de los mismos para evitar daño al núcleo.
- Impacto de la fenomenología de accidente severo sobre el estado final de las barreras de retención.
- Término fuente emitido a la contención y al exterior
- Estado final de las barreras de retención ante las distintas configuraciones de secuencias accidentales.

Las principales aplicaciones realizadas con el código GOTHIC están relacionadas con los análisis de licencia de la contención (CN Ascó I y II, CN Vandellós II):

- Determinación de la presión y temperatura limitante del accidente DBA de contención.
- Determinación de las condiciones limitantes de operación de los sistemas de mitigación de la contención y de sus sistemas soporte.
- Determinación de la capacidad de las torres de refrigeración y del sumidero final de calor.

Los primeros análisis con CONTAIN 2.0 fueron para el DBA de contención de CN Cofrentes durante los trabajos de aumento al 110% de potencia, como estudio paralelo a los oficialmente realizados por GE. Posteriormente, se completó un desarrollo metodológico de análisis de Contención de corto plazo con descargas obtenidas de TRAC/BF1 para CN Santa María de Garoña.

Por otra parte, se realizan en colaboración con Iberdrola Generación los análisis de recarga para CN Cofrentes aplicando la Metodología Giralda, que fue desarrollada por Iberdrola. Esta metodología

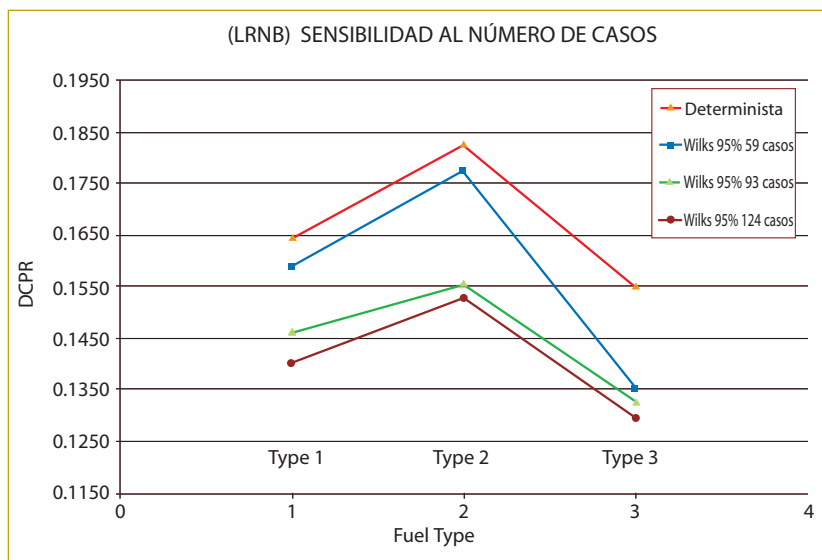


Figura 2. Comparación del DCPR obtenido con la metodología determinista y distintos casos de aplicación de la metodología con Wilks. Simulaciones realizadas con RETRAN-3D.

incluye el uso de los siguientes códigos de simulación:

- **Análisis estacionario del núcleo** (incluye transitorios lentos): Se utiliza el código SIMULATE-3 que permite calcular la distribución de caudales y las caídas de presión. Este mismo código incluye la neutróica 3D y se utiliza para diseño de recargas y seguimiento y gestión.
- **Análisis de transitorios de frecuencia moderada**: Se utiliza el código RETRAN-3D.
- **Análisis de fallos limitadores**: Para el análisis de LOCA se utiliza el TRAC-BF1/ApK (el análisis termomecánico se realiza con el código FRAPT6/ApK). TRAC-BF1/ApK fue desarrollado en la antigua Uitesa bajo el patrocinio del Grupo de Propietarios de BWR Españoles y FRAPT6/ApK lo fue con el del Grupo de Propietarios de BWR españoles.
- **Análisis de ATWS**: Es una metodología que se aplica a cada nuevo tipo de combustible en la que se utiliza el código RETRAN-3D para el cálculo de la evolución global de la secuencia, el código TRAC-BF1/APK para el cálculo de la temperatura máxima de vaina durante el transitorio y FRAPT6/APK para verificar el criterio de oxidación de la vaina.
- **Análisis de estabilidad**: Se utiliza el código LAPUR-6, desarrollado conjuntamente con Iberdrola Generación, CN Cofrentes y la UPV, incorporando nuevos modelos termohidráulicos. Esta herramienta se utiliza para calcular la razón de amortiguamiento o "decay ratio" del núcleo y de los elementos combustibles.

Dentro del contexto de los análisis de licencia se ha desarrollado una metodología basada en el código RETRAN-3D versión Mod4.2 para el análisis de transitorios de CN Cofrentes. La metodología desarrollada se aplica a cualquier análisis de transitorios de licencia de CN Cofrentes que se realice con el código RETRAN. El objetivo de la metodología es definir un modelo de licencia que permita analizar conservadoramente el tipo de transitorio que se quiera licenciar, de tal manera que el modelo de licencia cubra los valores obtenidos por el modelo nominal más la incertidumbre asociada. Para el cálculo de la incertidumbre asociada se ha aplicado un método estadístico no paramétrico que sigue la metodología desarrollada por S.S Wilks para calcular límites de tolerancia de una variable aleatoria, sin necesidad de suponer una función de probabilidad y a partir de estadísticos ordenados de muestras aleatorias.

Mediante el método de Wilks, tomando una muestra de tamaño  $N$  adecuada, se puede obtener un intervalo de tolerancia para la RCPR calculada con el nivel de confianza deseado. De esta forma se comprueba el conservadurismo del modelo de licencia y se posibilita la opción de realizar medidas de sensibilidad de la influencia de las variables de entrada en los resultados de los modelos. Para la aplicación del método estadístico se ha desarrollado en Iberdrola Ingeniería un programa llamado WILAP (*WILks Automatic Process*) que automatiza y facilita todo el proceso.

Se dispone también de amplia experiencia con los códigos RELAP5 y TRAC-PF1/MOD1. En el caso de RELAP5 las aplicaciones realizadas

por Iberdrola Ingeniería y Construcción siguen dos líneas principales: la reproducción de transitorios de operación de plantas PWR y la simulación de transitorios operacionales que pueden tener lugar en una central termosolar de Generación Directa de Vapor (GDV) con Colectores Cilindro-Parabólicos (CCP). Esta aplicación, pionera en España, supone la entrada de los códigos termohidráulicos en el campo de las energías renovables.

Por otra parte se han desarrollado nuevas versiones de otros códigos termohidráulicos:

- **TRAC-BF1/BE**. Es una versión de TRAC-BF1 desarrollada por Iberdrola Ingeniería en colaboración con la UPV para el análisis realista de transitorios en el cual se han incorporado diversas mejoras en varios modelos termohidráulicos y neutronicos. Actualmente se está cualificando para el análisis realista de transitorios previstos sin disparo del reactor (ATWS).
- **TRAC-PF1/IBER**. Es la versión de TRAC-PF1/NEM v99.1 desarrollada por Iberdrola Ingeniería para el análisis realista del LOCA en reactores de tipo PWR. Actualmente, Iberdrola Ingeniería ha finalizado con éxito la fase de validación y cualificación del código TRAC-PF1/IBER.
- **COBRA-IBER**. Para conocer con precisión las condiciones de temperatura de varilla y la tasa local de generación de vapor, "steaming rate", en el combustible PWR Iberdrola Ingeniería ha incorporado nuevos modelos y correlaciones en el código Cobra IIc/MIT-2. El código resultante de este proceso, denominado COBRA-IBER, constituye una alternativa al código VIPRE de EPRI, estando dotado de unas capacidades técnicas y un grado de validación similar. COBRA-IBER podría usarse para la aplicación de las Guías del "Axial Offset Anomaly" (AOA).

## APLICACIONES DE CÓDIGOS TERMOHIDRÁULICOS EN TECNATOM

El principal uso de los códigos termohidráulicos y neutronicos en Tecnatom es su aplicación a los simuladores de entrenamiento de operadores. Su objetivo es permitir el entrenamiento en condiciones normales, anormales y de emergencia con la mayor fidelidad posible. El concepto de fidelidad no se reduce, en este contexto, a la precisión de los resultados sino también a la "velocidad" a la que estos se obtienen. Los comportamientos en el simulador tienen que ocurrir en "tiempo real", esto es, a la misma velocidad que ocurrirían en la central

real en una situación similar. Ello tiene algunas importantes consecuencias que describiremos a continuación.

La resolución de los códigos debe conseguirse a un ritmo constante (no más lento, pero tampoco más rápido que tiempo real). Por ello, deben estar integrados en un entorno que gobierne su velocidad de ejecución, pero donde también convivan con otros códigos, aplicaciones, sistemas de entradas/salidas a paneles, etc. con los que interactúan compartiendo información.

Por último, podemos distinguir entre “códigos” y “generadores de modelos”. Entendemos por códigos, por ejemplo el código termohidráulico TRAC\_RT, aquellos programas de simulación genéricos que resuelven siempre las mismas ecuaciones de conservación con el mismo esquema numérico, pero a partir de un fichero de datos que es específico de cada central. El programa no cambia, el fichero de datos sí. Sin embargo, las herramientas de generación de modelos (por ejemplo: TEAM\_FLOW) permiten la generación de un programa fuente individualizado y dependiente del sistema a partir de la edición gráfica del sistema a modelar. Cada simulador de entrenamiento se compone de la suma de diferentes módulos, cada uno de ellos de precisión distinta que es función de la complejidad termohidráulica esperada y de su importancia de cara al entrenamiento. Algunos sistemas se resuelven empleando códigos y otros empleando programas creados a partir de generadores de modelos.

Para este propósito Tecnatom dispone de los códigos siguientes (adaptados a simulación de entrenamiento según todos los requisitos mencionados anteriormente): NEMO (Neutrónica), PANACEA\_RT (Neutrónica BWR), TRAC\_RT y TRACGo4\_RT (modelos termohidráulicos BE), TEAM\_FLOW (Termohidráulica líquida). El conjunto aplicaciones realizadas han sido para las siguientes instalaciones:

- España: Almaraz, Cofrentes, Ascó, Vandellós II, Trillo, Garoña, Zorita.
- Extranjero: Angra I, Laguna Verde, Grafenrheinfeld, Lungmen, Atucha I, PMK-2.
- En desarrollo NPP: Atucha II, lazos experimentales de Jules Horowitz Reactor.
- Desarrollos externos bajo licencia: Temelin (OSC).
- Termosolar: Andasol.

A modo de ejemplo de la tecnología de simulación que está empleando Tecnatom, el simulador de Atucha II (PHWR, Argentina), actualmente en desarrollo, incluye las siguientes secciones y número de celdas: NSSS (369 celdas), Núcleo (88 celdas TH y 3608

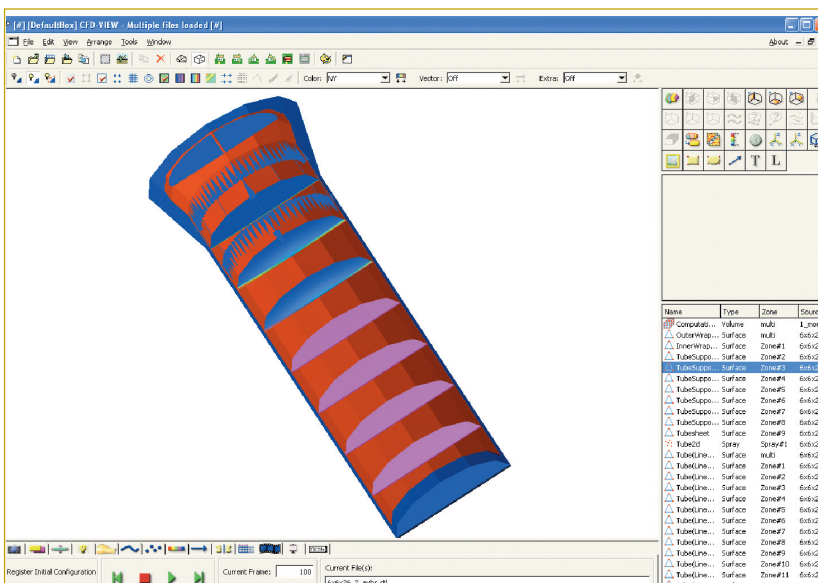


Figura 3.- Visualización gráfica de resultados geométricos. Módulo CFD-VIEW.

neutrónicas), moderador (288), agua de alimentación de alta (223), agua de alimentación de arranque/parada (48), CVCS, RHRS, Turbina + MSRs + Condensador, Contención + HVAC y otros sistemas TH (50 por sistema).

Otras aplicaciones de los códigos TH son la ingeniería asistida por simulación (análisis SAE) y el análisis CFD.

- El análisis SAE consiste en el análisis de apoyo a la ingeniería de las centrales. Estos estudios consisten en el uso de los simuladores de entrenamiento o en el desarrollo de simuladores parciales *ad-hoc*, para verificar nuevos sistemas de control, optimizar la sintonización de lazos de control o, en general, validar el comportamiento de modificaciones de diseño antes de su instalación en la central real. En los estudios SAE se aprovecha la capacidad de cálculo del simulador en sí (o del entorno de simulación en caso de nuevos desarrollos *ad-hoc*), pero también algunas de las capacidades desarrolladas expresamente por tratarse de una herramienta de entrenamiento, para facilitar su uso y la comprensión de sus resultados. En especial se debe destacar su capacidad de cambio de condiciones de partida (100%, espera caliente, etc.), interactividad, ajuste y análisis *on-line*. Entre las experiencias más recientes cabe destacar la validación de instalaciones anticipadas de sistemas de control distribuidos (OVATION, Mark-VI), la sustitución anticipada de los generadores de vapor en Angra I y el desarrollo de un simulador de análisis hidráulico de sistema de refrigeración esencial.
- Aplicaciones con códigos CFD. Por ejemplo, para la evaluación de las

áreas de los generadores de vapor en las que se pueden producir vibraciones, depósitos, corrosión bajo tensión, etc., se utiliza el ATHOS/SGAP que incluye un módulo termo-hidráulico y otro de ensuciamiento, encargado de estimar la generación de depósitos durante los transitorios y la operación de los generadores. Para el diseño o modificación de los componentes por los que circula el fluido, suelen emplearse códigos CFD más generales, como CFX. Su uso permite conocer los perfiles térmicos y de distribución de velocidades y, por tanto, adaptar y ajustar los diseños, para que los equipos cumplan mejor su función evitando efectos no deseados: turbulencias, retornos de flujo, zonas calientes, etc. En particular el acoplamiento entre los CFD y otros códigos de elementos finitos empleados para el análisis de estructuras dinámicas y estáticas, diseño mecánico o simulación del comportamiento de un equipo, como es el caso de ANSYS, permiten una gran precisión, ya que el CFD proporciona información como la distribución de temperaturas necesaria para determinar las tensiones.

## APLICACIONES EN LAS UNIVERSIDADES ESPAÑOLAS

Actualmente en España se cuenta con un amplio conjunto de grupos investigadores dentro de las universidades españolas que participan en proyectos de carácter internacional, de entre los proyectos en los que se participa actualmente y en los últimos años cabe destacar los siguientes: CAMP,

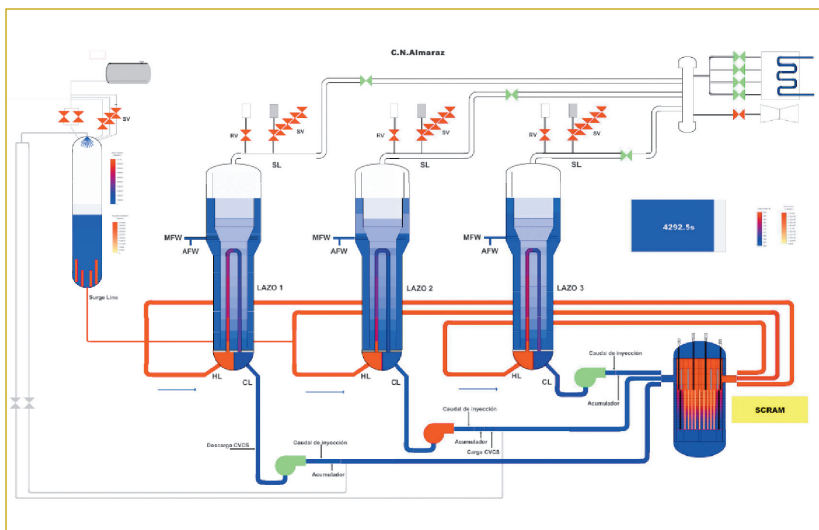


Figura 4. Imagen de un video realizado con SNAP-TRACE mostrando un instante de la simulación del disparo de una RCP en CN Almaraz (ETSI Minas (UPM) en colaboración con Almaraz-Trillo AIE).

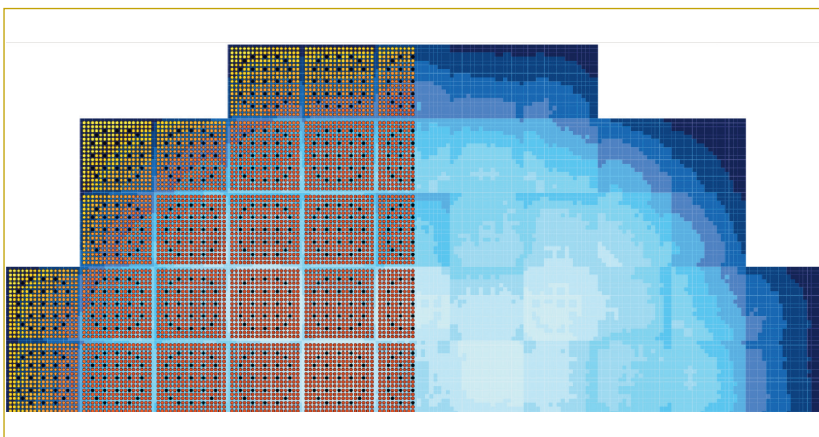


Figura 5. Sección de un cálculo de núcleo completo en malla fina en un PWR. ETSI Industriales (UPM). Código COBAYA3 acoplado a COBRA-TF.

OECD/SETH, OECD/PKL-1, OECD/ROSA, NURESIM, NURISP, OECD/PKL-2, OECD/ROSA-2, BEMUSE, SM<sub>2</sub>A, SARNET. De manera global se puede decir que la comunidad universitaria cuenta actualmente con grupos de investigación estables que colaboran de manera continua con diversas empresas de ingeniería del sector nuclear, el Consejo de Seguridad Nuclear y con las propias centrales nucleares.

A modo de ejemplo cabe destacar el proyecto subvencionado por el Consejo de Seguridad Nuclear y Unesa en el que participan actualmente cinco grupos de investigación de las Universidades Politécnicas de Cataluña, Madrid y Valencia y que permite que gracias a dichas subvenciones dichos grupos participen simultáneamente en los proyectos CAMP, OECD/PKL-2, y OECD/ROSA-2. Este proyecto permite la participación de todos los grupos en las reuniones internacionales

en las cuales los grupos españoles son muy activos.

Otro de los proyectos que merece ser destacado es el correspondiente a la participación de la ETSI Industriales de la UPM en los proyectos NURESIM (60 PM) y NURISP (70 PM). Estos proyectos tienen como objetivo el desarrollo de una plataforma europea de simulación mediante la integración de modelos físicos avanzados en una plataforma distribuida y abierta. El resultado será un conjunto de módulos que contendrán los algoritmos de cálculo avanzados de cada una de las áreas de la física implicadas en el comportamiento del reactor (neutrónica, termohidráulica de núcleo, termohidráulica de planta, termomecánica) integrados en una plataforma única de software que será la interfase entre los distintos módulos. La aportación de la UPM ha consistido en la integración de los códigos COBAYA<sub>3</sub> (COBAYA<sub>3</sub>k (celda) +ANDES(nodal)) en la plataforma y

su acoplamiento con un código de subcanal (COBRA-IIIc, COBRA-TF o FLICA), que permite obtener distribuciones transitorias de núcleo completo a nivel de celda/subcanal, figura 5.

## APLICACIONES EN ALMARAZ - TRILLO

Actualmente, el Departamento de Combustible de CNAT dispone de dos modelos de planta desarrollados para RELAP5 MOD3.3, el analizador de planta de Almaraz y otro el analizador de planta de Trillo. El objetivo principal perseguido en el desarrollo de los analizadores ha sido disponer de una herramienta de análisis de ingeniería que reproduzca fielmente el comportamiento dinámico de la planta por lo que se encuentran ajustados y validados frente a pruebas y transitorios operacionales, realizando sobre ellos un exhaustivo y continuo programa de actualización y mantenimiento con el fin de que reflejen lo más exactamente posible la configuración de la planta y teniendo en cuenta las modificaciones de diseño, cambios de punto de tarado o cualquier otra alteración que pudiera variar la respuesta real de la planta. En base a la confianza obtenida en estos modelos su utilización está incrementándose rápidamente.

Los analizadores han sido o están siendo utilizados en las siguientes aplicaciones, obteniéndose resultados muy satisfactorios:

- o Evaluación independiente de los análisis del suministrador principal.
- o Evaluación de pruebas y transitorios operacionales.
- o Apoyo y evaluación de modificaciones de diseño.
- o Evaluación de instrucciones de manuales y procedimientos de operación de las plantas.
- o Estudio de la evolución esperada de la planta ante transitorios operacionales y accidentes relevantes.
- o Estimaciones de tiempos críticos disponibles para la actuación de los operadores y personal auxiliar en el desarrollo de paneles de emergencia.
- o Análisis de transitorios y escenarios para el APS nivel I.

Adicionalmente, el departamento de combustible está interesado y mantiene un seguimiento tanto en el desarrollo de nuevos códigos termo hidráulicos, TRACE, como en la ampliación y mejora de capacidades de los códigos actuales, acoplamiento RELAP-PARCS, con el fin tanto de mejorar las estimaciones como aumentar las utilidades de los modelos. Estas últimas líneas de trabajo se realizan en colaboración con las Universidades Politécnicas de Valencia y Madrid.

## APLICACIONES EN WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN

Westinghouse Electric Company ha desarrollado los códigos que se utilizan actualmente en el análisis de licencia de las centrales PWR Westinghouse españolas, tanto para análisis no-LOCA como para *Large Break LOCA* y *Small Break LOCA*, además de sus respectivas metodologías. Además, tiene amplia experiencia en el uso de códigos comerciales como RETRAN, RELAP, GOTHIC, MAAP, MELCOR, etc.

Los análisis de accidentes en reactores PWR Westinghouse europeos y sudafricanos son realizados históricamente por las oficinas de Bélgica, en Nivelles. Entre los innumerables proyectos de simulación de accidentes de los últimos años se podrían destacar varios:

- El *Up-rating* de CN Almaraz I y II, en el que se hizo uso, entre otros, del código LOFTRAN, la metodología ASTRUM con el código WCOBRA-TRAC para el *Best Estimate LOCA* (para *Large Break LOCA*), GOTHIC para la respuesta de la contención, NOTRUMP (para *Small Break LOCA*) y ACSL para los cálculos de control de los generadores de vapor.
- El *Up-rating* de Ringhals 3 NPP, en el que se hizo uso entre otros de RETRAN para los análisis de NO-LOCA, la metodología 3D de eyección de barra, ASTRUM BELOCA (para LBLOCA), GOTHIC para la respuesta de la contención, LOFTRAN para estudios de I&C y también para los transitorios no-LOCA y NOTRUMP (para SBLOCA).
- Dos proyectos innovadores de evaluación de Fallos de Causa Común (CCF) y de análisis al segundo disparo de CN Ringhals 3 y 4 con el código LOFTRAN, con colaboración de personal de las oficinas de España.

Con respecto a otras aplicaciones no relacionadas con las metodologías propietarias de Westinghouse, Westinghouse Electric Spain (WES) tiene también una amplia experiencia en códigos comerciales de contención, de diseño de sistemas y de hidrogeología, entre otros muchos.

Con respecto a los análisis de presión/temperatura en contención y compartimentos, el grupo español tiene experiencia con los códigos GOTHIC, CONTEMPT, CONTEQ y CONTAIN. Se han realizado aplicaciones de CONTEMPT y CONTEQ para CN Vandellós II. El código CONTAIN se aplicó para el análisis de rotu-

ra de líneas de alta energía para el proyecto de la CN de Lungmen (Taiwan).

Además de los análisis de contención, GOTHIC ha sido usado por Westinghouse Electric Spain para varios proyectos de diferente índole en los últimos años:

- Cálculo de la evolución del calentamiento de recintos ante la pérdida de la climatización para plantas americanas y europeas, desde las oficinas de EEUU y Madrid:
  - o En apoyo al APS: una pérdida de energía eléctrica implica una pérdida del aire acondicionado. La disponibilidad de los equipos eléctricos durante el transitorio depende exclusivamente de la evolución de la temperatura en el recinto. Los cálculos de evolución se usan para identificar los recintos críticos y determinar las acciones de recuperación que el operador ha de realizar para reducir la temperatura dentro de unos límites aceptables para el funcionamiento del equipo.
  - o Clasificación de recintos para vigilancia de temperaturas: para muchas de las plantas nucleares construidas a finales de los años 80, la tendencia fue a compartir mucho los edificios para hacerlos más seguros frente a un hipotético incendio. Por ello, grandes equipos fueron alojados en recintos relativamente pequeños. En caso de pérdida de la climatización, la temperatura de dichos recintos aumenta de manera muy rápida en las primeras ocho horas en algunos casos. En esos casos puede ser muy importante para el operador contar con un

medidor de temperatura en dicho recinto para predecir la disponibilidad de los equipos que se encuentran en su interior.

- Proyecto de I+D de simulación de una torre de refrigeración de tiro inducido del sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas de una central nuclear de agua ligera de tipo PWR-W.

Como código de simulación y diseño de sistemas, FATHOM ha sido usado por WES para la simulación de varios sistemas de CN Vandellós II, como el sistema de protección contra incendios para la determinación de los caudales de rotura para el APS de inundaciones internas.

Por último, también se utilizan los códigos CODE-BRIGHT y RETRASO, desarrollados ambos por la Universidad Politécnica de Cataluña y que se usan para simulaciones termohidráulicas y de transporte de radionucleidos en estructuras de almacenamiento de residuos radiactivos.

## APLICACIONES EN ASCÓ-VANDELLÓS

El grupo de Análisis de Seguridad tiene como uno de sus objetivos disponer de modelos termohidráulicos que permitan hacer frente a las necesidades de análisis de transitorios y accidentes con diferentes objetivos:

- Análisis de transitorios operacionales con el fin de determinar potenciales mejoras a los sistemas de control que eventualmente podrían mejorar la disponibilidad de la planta.
- Análisis de accidentes realistas como soporte a los modelos de análisis de riesgo requeridos por el CSN (Nivel 1, Nivel 2 y otros modos de operación).

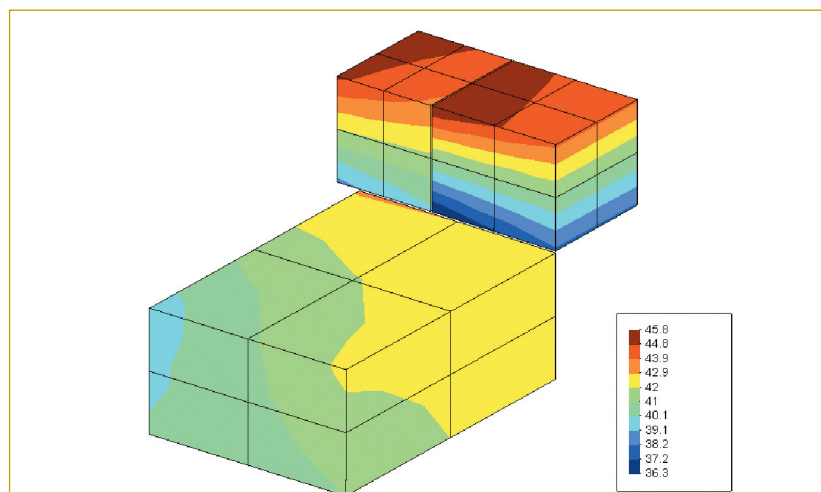


Figura 6. Evolución 3D de la temperatura ambiente en tres recintos conectados ante la pérdida de la climatización. Proyecto de WES con el código GOTHIC.

- Análisis de transitorios como soporte en algunos casos de análisis de operabilidad o disponibilidad de estructuras, sistemas o componentes.

Asimismo, se tiene como objetivo una vez los modelos estén más desarrollados, consolidados y documentados, disponer de una herramienta que permita eventualmente disponer de capacidad de análisis de accidentes del Estudio de Seguridad (especialmente para los de condición I y II).

En este sentido se dispone del código RELAP5/MOD3.2 con modelos específicos de CN Ascó I y II y CN Vandellós II, así como de modelos de MAAP 4.0.4 para CN Vandellós II y MAAP 4.0.6 para CN Ascó.

Por otro lado, la revisión y actualización de los modelos y cálculos termohidráulicos existentes requiere llevar a cabo las tareas siguientes:

- Actualización de los códigos utilizados.
- Actualización y validación de los modelos desarrollados.
- Validación de la actualización de los códigos.
- Actualización de resultados y edición de los documentos soporte revisados y actualizados.

En esta línea se mantienen convenios de colaboración con Pablo Moreno S.A. y el Grupo de Estudios Termohidráulicos (GET) de la UPC.

## APLICACIONES EN EL CIEMAT

La Unidad de Investigación en Seguridad Nuclear del Ciemat ha realizado durante décadas contribuciones en el área de la termohidráulica de accidentes severos de diversa índole: desarrollo de modelos; validación de códigos integrales de análisis; e interpretación de fenómenos mediante herramientas CFD. Estos distintos aspectos se detallan a continuación:

- **Desarrollo de modelos.** Los reactores de Generación III de agua ligera supusieron, en algunos de sus diseños (ESBWR, AP1000, SWR1000, etc.), sistemas pasivos de seguridad basados en la condensación de vapor de agua en presencia de gases incondensables. El Ciemat desarrolló, en colaboración con universidades españolas y extranjeras, modelos basados en la aplicación de la analogía de la transferencia de masa y calor para geometrías y sistemas diversos. Todos ellos fueron concebidos para su sencilla implementación en herramientas de cálculo tales como TRAC, CONTAIN, ASTEC o incluso CFX, una vez demostrada su capacidad predictiva frente a las matrices de validación existentes.

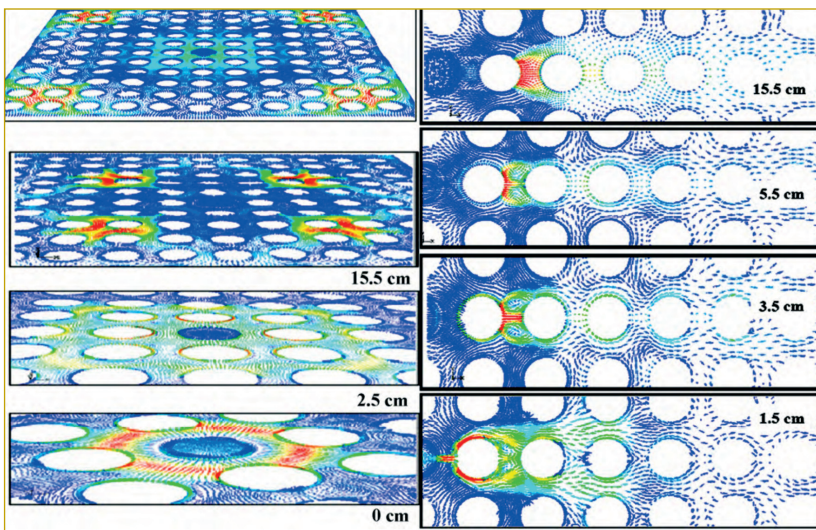


Figura 7. Vectores de velocidad del gas a diferentes alturas en los casos de roturas de tubo en guillotina y en boca de pez. Simulación realizada con FLUENT 6.2.

- **Validación de códigos integrales.** La complejidad fenomenológica de los accidentes severos exige una exhaustiva y detallada demostración de la aplicabilidad de los códigos existentes. En los últimos años Ciemat ha contribuido a la comparación de herramientas tales como CONTAIN, ASTEC y MELCOR contra bases de datos acreditadas y recientes. Tal es el caso de la simulación de la contención de la instalación PHEBUS-FP mediante los códigos ASTEC y MELCOR en varios de sus experimentos. Asimismo, el Ciemat ha extendido la aplicación de estas herramientas al ámbito de sistemas innovadores, en cuyos diseños están siendo considerados los accidentes severos. Tal fue el caso del prototipo de reactor de alta temperatura que se planteó construir en Sudáfrica (PBMR).

- **Interpretación experimental con códigos CFD.** La complejidad de algunos escenarios requiere en ocasiones herramientas de análisis 3D que proporcionen información detallada. Ciemat lleva años estudiando accidentes severos con rotura de tubos en el generador de vapor (secuencias SGTR) y, en particular, el caso en el que no existe agua en el lado secundario del generador de vapor. Para caracterizar la capacidad de retención de las estructuras del secundario ha llevado a cabo campañas experimentales tanto hidrodinámicas como con aerosoles. Su comprensión ha sido posible gracias a la utilización del código FLUENT, que ha permitido derivar expresiones para la evolución de la velocidad del gas a través del haz de tubos del intercambiador. La

figura 7 ilustra el tipo de resultados logrados en estos estudios.

## CONCLUSIONES

El sector nuclear español cuenta con una amplia experiencia en el uso y aplicación de códigos termohidráulicos. El conjunto de aplicaciones mostradas indican la madurez del sector en este campo de la tecnología nuclear.

Asimismo, la revisión realizada permite observar cuales son las nuevas líneas de aplicación de los códigos termohidráulicos a nivel nacional e internacional que hace una década empezaban a plantearse: acoplo de códigos termohidráulicos con otros códigos de simulación, aplicación de metodologías que incorporan el análisis de incertidumbre, uso de los códigos CFD, etc..

Es destacable también el amplio rango de códigos del cual la industria española hace uso, lo que denota un nivel de preparación y especialización en el campo de la termohidráulica que hace de España una potencia mundial en este campo. Además del gran número de usuarios avanzados en dicho códigos ha habido desarrollos propios, lo cual es digno de mención tratándose de un campo tan complejo y de tan alto nivel tecnológico.

Por último, subrayar el papel que la investigación y el desarrollo en termohidráulica ha tenido y tiene en España a través de los centros de investigación, como el Ciemat, y las universidades, en colaboración con el organismo regulador (CSN) y las empresas del sector. Estas colaboraciones han ayudado a impulsar este campo y a la formación de multitud de técnicos durante los últimos años. ■