

UNIDAD DE PROGRAMAS DE DESARROLLO DEL CSN

Iniciada por José M.^a Izquierdo Rocha (Doctor en Ciencias Físicas) y Javier Hortal Reymundo (Ingeniero de Telecomunicación) y con las sucesivas incorporaciones de Fernando Pelayo Loscertales (Licenciado en Ciencias Químicas), Julio Pérez Sanz (Ingeniero Industrial), Isabel Veci Marrodán (Ingeniero Técnico Industrial), Miguel Sánchez Perea (Ingeniero Industrial), Rafael Mendizábal Sanz (Licenciado en Ciencias Químicas y Ciencias Físicas) y José M.^a Rey Gayo (Licenciado en Ciencias Físicas), la Unidad de Programas de Desarrollo del CSN lleva trabajando desde 1985, entre otros proyectos, en la puesta en funcionamiento de un simulador de Central Nuclear con vistas a estudiar su licenciamiento y operación.

TRETA: UN PROGRAMA DE SIMULACION DE PROPOSITO GENERAL CON APLICACION A TRANSITORIOS EN CENTRALES NUCLEARES

J. M. IZQUIERDO ROCHA - J. HORTAL REYMUENDO

I. VECI MARRODAN - J. PEREZ SANZ

F. PELAYO LOSCERTALES - M. SANCHEZ PEREA

INTRODUCCION

La utilización de lenguajes de simulación en la industria nuclear está siendo cada día más frecuente debido a la flexibilidad que permiten para introducir cambios en la configuración de los sistemas a modelar conservando una estructura básica.

Para un organismo regulador que debe asegurar que los sistemas de control y protección de las instalaciones nucleares cubren todas las situaciones legalmente permitidas, satisfaciendo unos criterios de aceptación normalizados, es importante disponer de una herramienta rápida, flexible, ágilmente adaptable y capaz de estudiar muchos escenarios posibles de manera conservadora y razonable. Lo mismo cabe decir para las organizaciones de diseño responsables, todas las cuales disponen de instrumentos de este tipo.

Por ello la Unidad de Programas de Desarrollo del CSN ha venido trabajando desde hace algún tiempo en un sistema denominado TRETA, que responde a estas necesidades específicas.

Este trabajo describe las características más importantes del Programa de Simulación asociado al Proyecto TRETA, su estado actual y algunas de sus aplicaciones, analizándose además la situación internacional en este campo.

CLASIFICACION DE LOS SIMULADORES DE PLANTA HABITUALES

Entendemos aquí por "Simulador de Planta" cualquier programa de cálculo y/o dispositivo orientado a reproducir el comportamiento global de una planta nuclear ante diversos tipos de transitorios o accidentes a que puede verse afectada, con alcance mínimo hasta la barrera de refrigerante. Esta definición es muy amplia, y trata de incluir a todos los códigos de cálculo de transitorios en CCNN conocidos, aunque en el lenguaje habitual tiende a restringirse tan sólo a dispositivos con panel o pantalla gráfica que trabajan en tiempo real o superior. Se excluyen en esta

	DE ENTRENAMIENTO	DE NIVEL 1 (CONTROL)	DE NIVEL 2 (DISPARO)	DE NIVEL 3 (INGENIERIA)	DE NIVEL 4 (ROTURAS)	DE NIVEL 5	DE PLANTA
OBJETIVOS	• Reproducción fiel de la sala de control	• Diseño del sistema de control	• Diseño del sistema de disparo	• Entrenamiento de analistas. (Enfasis en pequeñas roturas)	• Diseño de salvaguardias • Análisis de experimentos	• Simulación de Operación normal, anormal y grandes accidentes	• Entrenamiento de analistas, diseño, operación
MODELACION DE LA PLANTA	• Control, disparo, turbina, salvaguardias	• Control, turbina. • No disparos, ni salvaguardias	• Control, disparo. A veces turbina. Sin salvaguardias	• Control, disparo, turbina, contención • Salvaguardias con limitaciones	• Ni control, ni disparo, ni turbina. • Salvaguardias	• Control, disparo, salvaguardias, contención • A veces, turbina	• (Igual al nivel 5)
MODELACION DE LOS PROCESOS	• Específica de la planta. • Modelos sencillos	• Multicomponentes. • Termohidráulica sencilla. • Utilizan la teoría de control lineal	• Multicomponentes. • Termohidráulica bifásica homogénea	• Multicomponentes. • Termohidráulica de 4 ecuaciones o modelo homogéneo	• Termohidráulica de 3 ecuaciones • Despresurización rápida	• Termohidráulica de 6 ecuaciones, en algún caso homogéneo	• (Igual al nivel 5)
REGIMEN TERMOHIDRAULICO		• Ebullición nucleada	• Hasta crisis de ebullición	• Incluido Post-CHF (fenómenos no muy bruscos)	• Incluido Post-CHF (fenómenos bruscos)	• Todo tipo	• Todo tipo
VELOCIDAD DE CALCULO	• Tiempo real	• Rápidos	• Rápidos	• Tiempo real (o mayor)	• Lentos	• Lentos	• Lentos
APLICACIONES	• Adiestramiento de operadores	• Procedimientos de operación normal. • Condiciones límite de funcionamiento (E. T. F.)	• Procedimientos de fallo. • Límites de seguridad	• Procedimientos de emergencia. • Respuestas ante emergencias	• Señales de iniciación de salvaguardias (E. T. F.)	• Procedimientos de operación (normal y emergencia) • Análisis de incidentes	• Análisis rápido de incidentes • Respuesta en emergencias
DISPOSITIVOS UTILIZADOS	• Ordenador pequeño • Panel muy avanzado	• Miniordenador. • Posible analógico o híbrido	• Miniordenadores. • Lenguaje de simulación	• Panel • Miniordenador • Micros como periféricos	• Grandes ordenadores	• Grandes ordenadores	• Panel • Grandes ordenadores
EJEMPLOS	• TECNATOM	• PLANKIN • TRET-1	• MMS (EPRI) • LOFRAN (W) • CSEC (CE) • NLOOP (KWU) • TRET-2 • PSMP (CEGB)	• SALAMANDRA • FRAMATOME • HIPA (BNL) • WEST • KWU	• RELAP 4 • SATAN (W) • RETRAN	• RELAP 5 • RETRAN • DRUFAN • CATHARE • TRAC	• RELAP 5 • TRAC • DRUFAN • CATHARE
OTROS COMENTARIOS	• Tienden a mejorar (modelación, algoritmo de cálculo...)	• Útiles en pruebas nucleares y en optimización de operación	• Pueden analizar el 80 % del I. F. S. • Muy útiles en organismos reguladores • Generados para diseño y operación	• Generados para diseño y operación	• Generados en centros de investigación para interpretar los experimentos	• De difícil uso	• Futuros

FI

definición, y en la clasificación que se da a continuación, los dispositivos que el operador utiliza de manera "on line". En sentido amplio, y sólo para el propósito de este trabajo, se pueden clasificar los simuladores en tres grandes apartados que atienden a aspectos relacionados con su alcance y aplicación. A su vez cada grupo se puede subdividir según las características del software (programas de computador o equivalentes que lo sustentan) y hardware (dispositivos de exhibición de resultados, manipulación de controles y entrada de datos), (véase la figura 1).

SIMULADORES DE ENTRENAMIENTO

Se caracterizan por trabajar en tiempo real, disponer de un sofisticado hardware que reproduce lo más fielmente

posible la sala de control, y una cierta rigidez del software, bastante flexibilizada en los últimos diseños, que incluye una termohidráulica limitada y dependiente de "inputs" obtenidos por otros medios.

SIMULADORES DE INGENIERIA

Se caracterizan por la relativa simplicidad del hardware y la gran rapidez y flexibilidad del software a menudo vía lenguajes de simulación con capacidad para cambiar la instalación a modelar y los escenarios a reproducir. En aras a la rapidez excluyen de su alcance las grandes roturas de tuberías y utilizan una termohidráulica bifásica de hasta cuatro ecuaciones.

Estos se subdividen en:

- **Simuladores de Nivel 1**, cuyo objeti-

vo es el diseño del sistema de control, caracterizados por:

- utilizar una modelación sencilla de la planta en funcionamiento normal, incluyendo el sistema de control y la turbina, pero ni el sistema de disparo ni las salvaguardias. Suponen pequeñas perturbaciones respecto a sus puntos de funcionamiento, pudiéndose utilizar por ello la teoría de control lineal y, a lo sumo, no linealidades de las denominadas "funcionales";
- ser empleados para el diseño y evaluación del Manual de Procedimientos de Operación Normal, y análisis de las Condiciones Límites de Funcionamiento.

Ejemplos de este tipo serían PLANKIN y TRET-1.

- **Simuladores de Nivel 2**, cuyo objeti-

vo es el diseño del sistema de disparo, caracterizados por:

- modelar toda la planta, salvo la turbina y sólo parte de las salvaguardias tecnológicas, incluyendo el sistema de control y de disparo, utilizándose además la termohidráulica bifásica homogénea;
- para el cálculo utilizan técnicas convencionales de resolución numérica de ecuaciones diferenciales no lineales, en muchas ocasiones vía lenguajes de simulación;
- suponen que durante y al final del transitorio se mantiene la integridad del combustible, lo que determina regímenes bifásicos que no superen la condición de crisis de ebullición (DNB; DRYOUT, etc.);
- se pueden utilizar para el diseño y evaluación del Manual de Procedimientos de operación en emergencia y de Límites de Seguridad.

Ejemplos de este tipo podrían ser: MMS (de EPRI), LOFRAN (de Westinghouse), NLOOP (de KWU), TRETA-2, PMSP (de CEGB)...

Este tipo de simuladores son muy útiles en organismos reguladores puesto que permiten analizar más del 80 % del capítulo 15 del IFS.

- **Simuladores de Nivel 3** o ingeniería propiamente dichos, utilizados para el entrenamiento de analistas, y para el análisis del diseño y de los procedimientos de emergencia. Se caracterizan además por:

- modelar toda la planta, incluida la turbina, la contención y algunas salvaguardias tecnológicas. Suelen utilizar una termohidráulica bifásica de hasta cuatro ecuaciones (en algunos casos hasta cinco ecuaciones). Está limitada su aplicación en caso de fenómenos termohidráulicos bruscos (grandes roturas);
- para el cálculo, está ampliamente extendido el uso de lenguajes de simulación, lo que les hace fácilmente adaptables a la simulación no termohidráulica (complejidades neutrónicas, de control, protección, etc.);

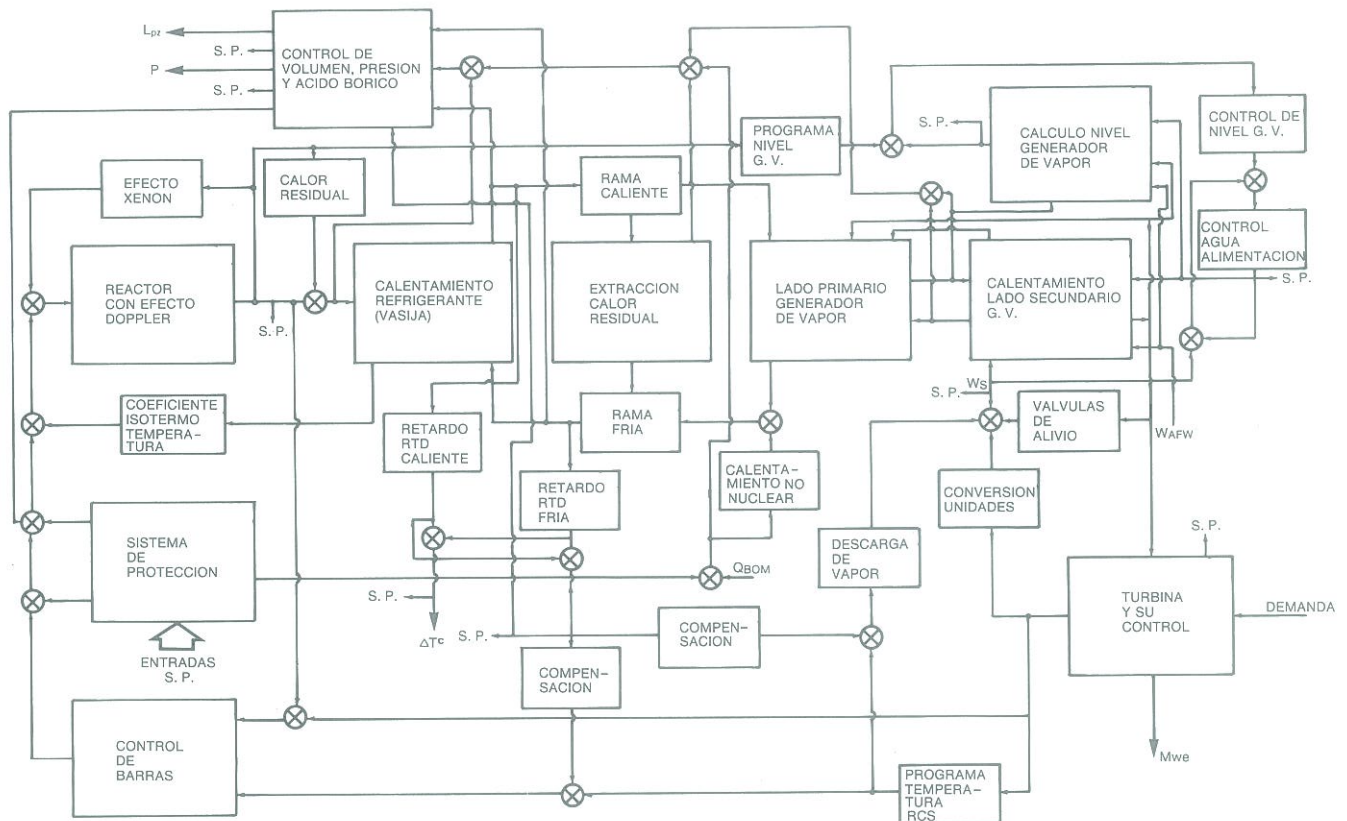
- hacen uso de técnicas de software y de dispositivos bastante refinados;
- se pueden utilizar para el diseño y evaluación de Procedimientos de Emergencia.

Ejemplos de este tipo son: SALAMANDRA (de IPSN), HIPA (de BNL) y RETRAN (de EPRI). Todos los suministradores principales tienen además ofertas de este tipo.

- **Simuladores de Nivel 4**, generados en centros de investigación para la interpretación de experimentos de roturas en tuberías del primario, y que se caracterizan por:

- no incluir controles, turbina, disparos, pero sí las salvaguardias. Describen la transmisión de calor mediante una termohidráulica de tres ecuaciones con todo tipo de regímenes bifásicos y tratamiento de fenómenos termohidráulicos bruscos y complejos;
- utilizan técnicas de resolución de ecuaciones en derivadas parciales;

F II TRETA: DIAGRAMA FUNCIONAL DE UNA CENTRAL NUCLEAR PWR



- los aspectos de software y hardware no están excesivamente cuidados, porque no es su pretensión trabajar en tiempo real;
- se pueden utilizar para el diseño de las señales de iniciación de las salvaguardias tecnológicas (E. T. F.).

Ejemplos de este tipo son RELAP4 (NRC), SATAN IV (W).

ANALIZADORES DE PLANTA

Se caracterizan por la extrema complejidad del software con un alcance que incluye grandes roturas de tuberías con una termohidráulica de hasta seis ecuaciones, cierta rigidez e inflexibilidad para tratar fenómenos no termohidráulicos, y mayores tiempos de cálculo y tamaño del ordenador que los soporta. Se subdividen en:

- **Simuladores de Nivel 5**, que son la aplicación de los de Nivel 4 a plantas, es decir, generados para simulación de operación normal, anormal, grandes accidentes, y caracterizados por:
 - modelar toda la planta, incluyendo a veces turbina y contención. Describen los procesos de una forma muy rigurosa, utilizando típicamente una termohidráulica de seis ecuaciones (aunque existen casos de tres ecuaciones);
 - utilizar métodos de resolución de ecuaciones en derivadas parciales, por lo que no pueden usarse

fuera del ámbito termohidráulico; - suelen ser de difícil uso, porque utilizan aspectos informáticos muy refinados y grandes ordenadores;

- se pueden utilizar para el diseño y evaluación de los procedimientos de operación, y muy especialmente para el análisis de grandes accidentes.

Ejemplos de este tipo son RELAP5, DUFRAN, TRAC, CATHARE...

- **Analizadores de Planta** propiamente dichos, que añaden a los de Nivel 5 el hardware necesario para una simulación en tiempo real. Estos, en principio futuros, se caracterizan por:

- modelar toda la planta;
- aspectos "informáticos" muy sofisticados para conseguir la rapidez de cálculo deseada. Y una gran facilidad de uso;
- utilizados para la evaluación rápida de incidentes, respuesta ante emergencias, así como para el adiestramiento de analistas.

Ejemplos de este tipo serían: Analizadores de Planta de Los Alamos y de KWU (basados en TRAC), Analizador de Planta del Laboratorio Nacional de Idaho (basado en RELAP5), Analizador de Planta del IPSN (SIMO 1 y 2, basados en CATHARE)...

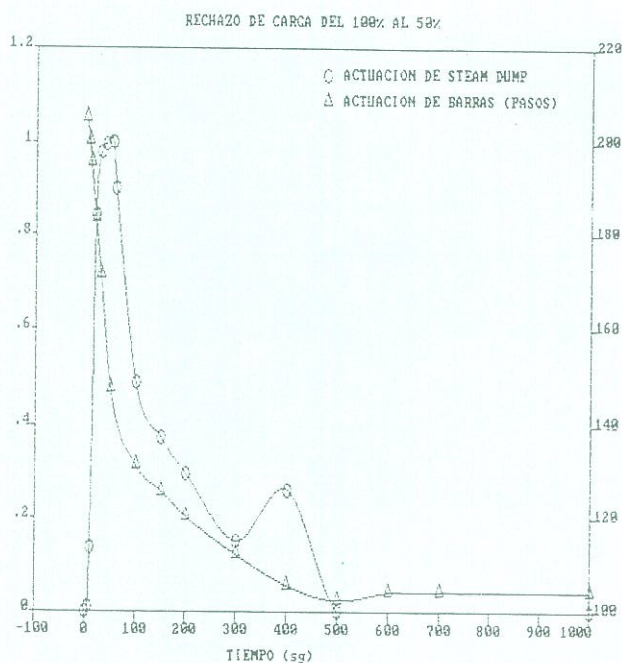
Finalmente, existen Analizadores de Planta duales, pudiendo convertirse a niveles más bajos mediante opciones del usuario.

ESTRUCTURA Y CARACTERÍSTICAS DEL SOFTWARE DE TRETA

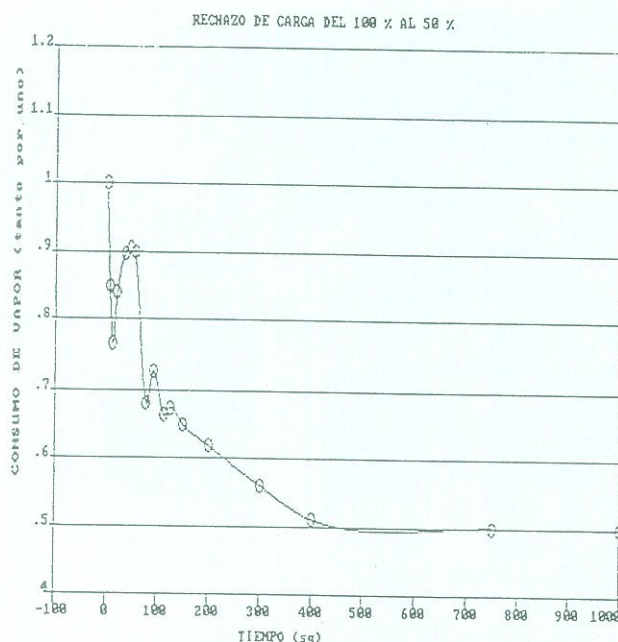
El Proyecto TRETA, dado su propósito y alcance específicos, se inscribe entre los más sencillos del grupo de simuladores de ingeniería. Se caracteriza por la utilización de: a) un programa informático denominado CAPTA capaz de resolver redes de diagramas de bloques que representen modelos con ecuaciones diferenciales ordinarias no lineales de forma análoga a las técnicas utilizadas en lenguajes de simulación, lo que permite ampliaciones progresivas; b) un conjunto de librerías de modelos nucleares que representan la descripción de componentes, lo que permite reproducir el comportamiento con mayor o menor finura escogiendo la librería adecuada dentro de las limitaciones que impone CAPTA, y c) un panel simplificado todavía en fase de anteproyecto soportado por un mini (o micro) ordenador.

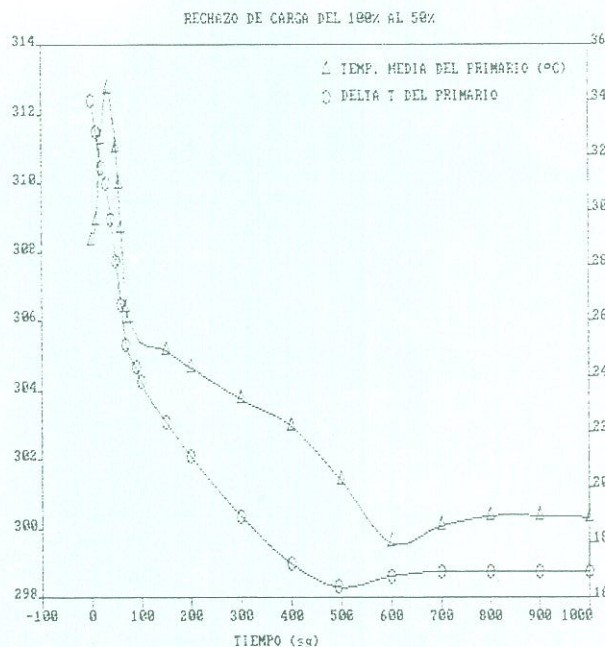
La versatilidad de CAPTA lo hace también útil en aplicaciones no nucleares. Inicialmente se utilizará termohidráulica de tres ecuaciones, aunque está prevista su ampliación a cuatro y la librería de modelos está pensada por ahora únicamente para unidades PWR (Fig. II). A continuación se describirá su estructura detallada, posibilidades y limitaciones, y los algoritmos numéricos opcionales. Algunos de los estudios asociados al desarrollo de los modelos nucleares han sido presentados en

F III

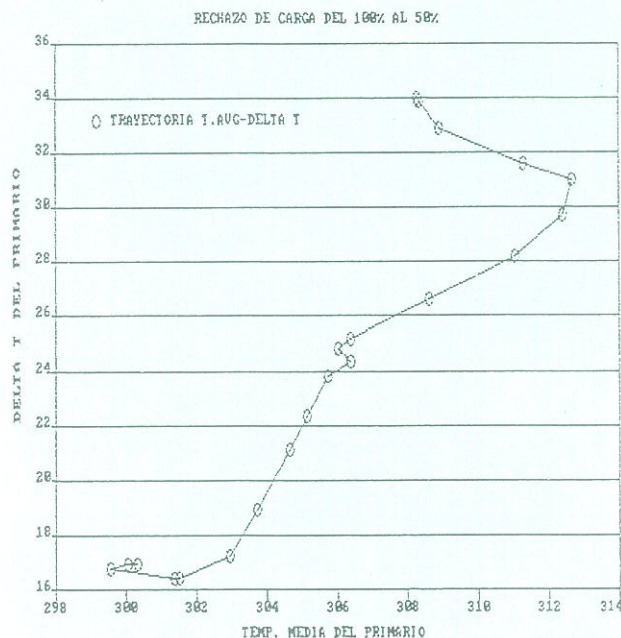


F IV





F V



F VI

otro lugar (referencias 1, 2, 3 y 4), lo que da idea de su planteamiento. Este, por otra parte, tiene como referencia los instrumentos paralelos utilizados por los suministradores principales con objeto de evaluarlos.

ESCENARIOS CONSIDERADOS

• *Modos de operación normales* caracterizados por:

- Sistemas de control y disparo en servicio.
- Bombas del sistema de alimentación y refrigeración del reactor en operación.

En este modo de funcionamiento se incluyen:

- Pruebas nucleares que signifiquen transitorios de la planta ante perturbaciones (pequeñas señales controladas por realimentaciones intrínsecas o extrínsecas).
- Pruebas nucleares que signifiquen grandes transitorios protegidos por el sistema de disparo.
- Análisis de diseño de set-points de los sistemas de control y de disparo.
- Validación y análisis de especificaciones técnicas.
- Análisis de instrucciones generales de operación en estos modos.

• *Modos de operación en parada*, caracterizados por:

- Reactor y turbina disparados.
- Control manual de nivel del GV.
- Sistemas de agua de alimentación auxiliar en funcionamiento.

- Bombas de refrigeración del reactor funcionando o no.
- Control de presión con y sin burbuja en el presionador.
- Vasiija cerrada o abierta.
- Sistema de evacuación de calor residual eventualmente operando en alineación normal.

En este modo de funcionamiento se incluyen:

- Análisis de sobrepresiones en parada fría o caliente.
- Análisis de la posible formación de burbuja en la cabeza de la vasiija.
- Análisis de las condiciones de funcionamiento del RHR.
- Análisis de la refrigeración del combustible en piscinas de almacenamiento.
- Cálculo de márgenes de parada.
- Enfriamiento bajo condiciones normales y de circulación natural (black-out y parada remota), así como procedimientos operacionales de calentamiento normal. Esto incluye las pruebas asociadas.

CARACTERISTICAS DE TRET A

El simulador TRET A está estructurado en tres niveles bien diferenciados:

Código CAPT A

Es el encargado de:

- la gestión de la entrada de datos:
 - renovación del instante temporal,
 - para cada instante, cálculo secuencial de la salida de cada uno

de los bloques que componen el diagrama definido en el "input",

- tratamiento de realimentaciones, mediante un cálculo iterativo.
- gestión del almacenamiento de resultados parciales,
- gestión de la presentación de resultados.

Alternativamente se le ha provisto de un código (COLAPSO) que permite la identificación de "lazos y trayectorias" en el diagrama de bloques para la generación de una topología "colapsada" de las partes lineales, así como de las funciones de transferencia colectivas de la misma (6).

Asimismo, se tiene en fase de desarrollo la automatización de la numeración de bloques, con el fin de optimizar el cálculo.

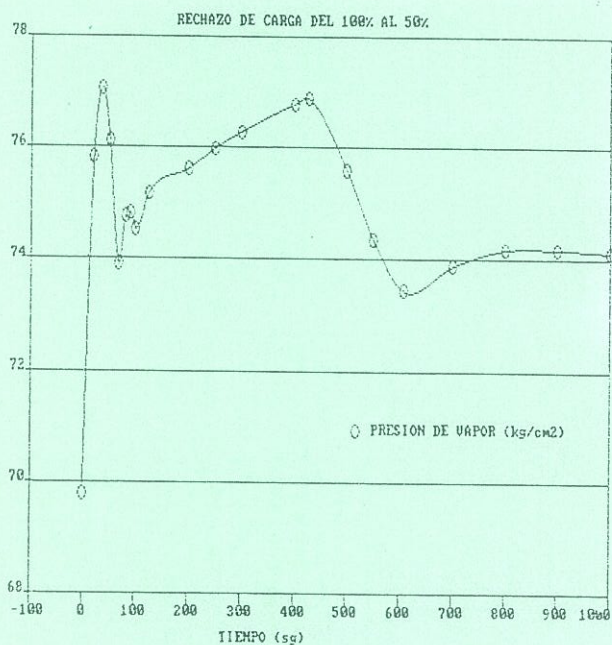
Librería de tipos de bloques

Se distingue a su vez entre:

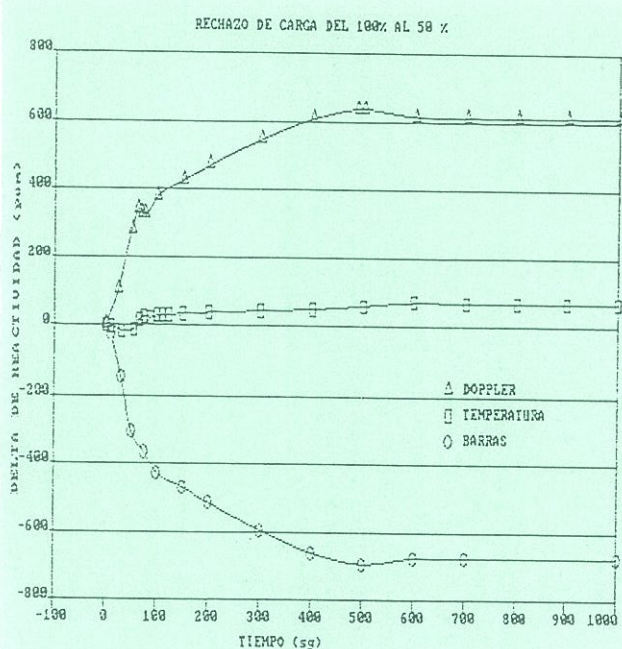
- algoritmos de cálculo: resolución de ecuaciones diferenciales no lineales (Runge-Kutta, etc.), convolución (núcleos exponenciales, Laguerre. Véase refs. 7 y 8), ...
- modelos nucleares de diferentes componentes de la planta: cinética, calentamiento del refrigerante, generación del calor residual, válvulas, tuberías, controles, disparo, filtros, generador de vapor, ...

Panel simplificado de interfase con el usuario

Este nivel está hoy en día en fase de anteproyecto.



F VII



F VIII

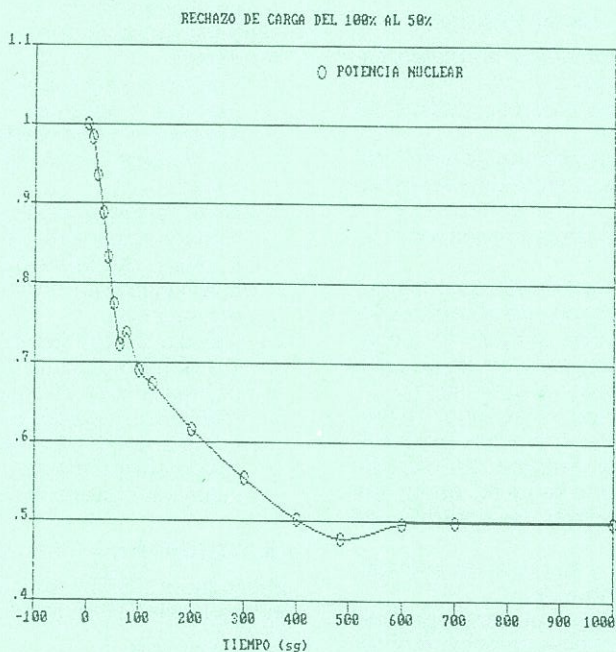
F IX

APLICACIONES DE TRETA

Dadas las características de flexibilidad y versatilidad de TRETA, sus aplicaciones en el campo del licenciamiento son variadas, y aunque no se ha planteado como instrumento de diseño, sus características son similares a las de algunas de las herramientas usadas para este fin.

Ciñéndonos al primer punto de vista, el simulador TRETA se ha pensado como instrumento para dotar a un organismo regulador de las siguientes capacidades:

- Estudios genéricos sobre el análisis de accidentes de los Informes Finales de Seguridad: se trata de estudios en buena parte cualitativos y que en su vertiente cuantitativa están orientados más a garantizar límites que a conocer valores exactos. En este contexto, TRETA es un medio eficaz para valorar las hipótesis subyacentes en los análisis, confirmar el carácter envolvente del estudio y, en definitiva, poder identificar posibles puntos débiles.
- Evaluaciones de licenciamiento de recargas, donde se repiten para cada ciclo los análisis de los accidentes que pueden verse afectados por las modificaciones del núcleo. Supone una extensión del punto anterior, pero significa una considerable carga de trabajo para el organismo regulador, ya que debe analizarse una recarga por central y año.
- Estudios genéricos de procedimien-



gencia. Estos estudios pueden ser útiles para valorar la importancia de cada una de las instrucciones que se dan al operador e identificar posibles anomalías o puntos mejorables de los procedimientos.

- Asesoramiento a los tribunales de licencias de operadores de centrales nucleares, proporcionándoles una base sólida para valorar las respuestas a algunos tipos de cuestiones que se plantean en las pruebas.
- Formación de personal del Cuerpo Técnico del organismo regulador, suministrando conceptos y fundamentos, tanto de la respuesta automática de la central como de operación de la misma, para mejorar la capacidad de análisis de problemas de licenciamiento o de incidentes ocurridos.

Esta relación, que no es exhaustiva, proporciona una buena visión de conjunto de la utilidad del simulador TRET-A.

EJEMPLOS

Como ejemplo para ilustrar el funcionamiento del simulador TRET-A, se ha escogido el transitorio de rechazo de carga del 50 % desde plena potencia, por ser éste un caso en el que ya intervienen todos los sistemas de control de la planta, y es base para el diseño del sistema de control del bypass al condensador.

Los resultados se muestran en las figuras III a IX, y cabe destacar que concuerdan con bastante fidelidad con los que propone el suministrador principal*.

La figura III indica cómo el rechazo de carga es absorbido por la actuación de las barras de control juntamente con la descarga al condensador.

Como cabría esperar, se obtiene un pico inicial en la temperatura del primario dependiente de los valores de los coeficientes de reactividad y de la posición inicial y valor del banco de control y para, finalmente, en el estacionario final, ajustarse al programa de temperaturas (Fig. V). Este hecho puede apreciarse mejor en la figura VI, donde se expresa la evolución en el plano Tav_g - T.

Los transitorios de potencia térmica y de potencia nuclear se ajustan a lo especificado, sin apenas sobrepasos y con el previsto retraso del transitorio térmico (Figs. V, IX).

Se muestra en la figura VIII el balance de reactividades, donde se aprecia que la inserción del banco de control en

este caso está contrarrestada sustancialmente por la realimentación Doppler.

Nótese que durante el transitorio, la reactividad total es siempre negativa e inferior a 50 pcm.

En las figuras IV y VII se indica el comportamiento del sistema secundario. El caudal de vapor muestra el impacto de la apertura del bypass al condensador. La presión de vapor tiene una evolución complicada, en tanto que depende de:

- La transmisión de calor primario-secundario, a su vez fuertemente realimentada por la propia presión.
- La evolución de los caudales de vapor y de agua de alimentación, que dependen de los controles asociados a ellos (controles de turbina, de bypass al condensador y de nivel de los generadores de vapor). Se obtienen como consecuencia varios picos y valles antes de alcanzar la presión estacionaria final, superior a la inicial.

Pueden encontrarse otros ejemplos ilustrativos de utilización de TRET-A en las referencias (1), (2), (3) y (4).

FASES DEL PROYECTO, ESTADO ACTUAL Y ENTIDADES COLABORADORAS

Se han considerado tres fases en lo que se refiere a unidades PWR-W, las dos primeras relativas al software, que darán como producto final un código de análisis de transitorios, y la tercera relativa a la implantación del panel de entrada-salida.

La primera fase, básicamente terminada, corresponde a la simulación de la operación normal de la planta con escenarios tipo asociados a pruebas nucleares integradas del sistema de control, incluyendo cambios de carga de diseño y rechazos de carga. Se utilizan modelos de componentes linealizados en su mayor parte, representándose en detalle, sin embargo, el sistema de control.

La segunda fase, actualmente en estado avanzado, corresponde a la simulación de fallos anormales en los que interviene el sistema de protección, particularmente los disparos del reactor. Debido a la mayor magnitud de las perturbaciones se utilizan las técnicas no lineales en toda su extensión, y es precisa una mayor atención a los modelos termohidráulicos, principalmente en el generador de vapor. Sólo se tratarán, en esta fase, los transitorios simétricos en que todos los lazos se comportan de igual modo.

Por último, la tercera fase contempla abordar los transitorios asimétricos y, en paralelo, la implantación del panel, esperándose su terminación hacia mediados del 89.

Finalmente, reseñar que en el proyecto participan, además de la Unidad de Programas de Desarrollo del CSN, varios departamentos universitarios españoles que incluyen la Cátedra de Redes de la Escuela Técnica Superior de Ingeniería de Telecomunicación, el Departamento de Automática de la Facultad de Física de la Universidad Complutense y el Instituto de Investigación Tecnológica de la Universidad Pontificia de Comillas (ICAI).

REFERENCIAS

- (1) *Interpretación y análisis de pruebas nucleares.* Ponencia presentada en la XII Reunión de la Sociedad Nuclear Española. J. Hortal, J. M. Izquierdo, F. Pelayo, J. Pérez, M. Sánchez e I. Veci.
- (2) *Simulación de transitorios del reactor y su sistema refrigerante. Comentarios a la medida de periodo.* Ponencia presentada en la XII Reunión de la Sociedad Nuclear Española. J. M. Izquierdo, F. Pelayo y M. Sánchez.
- (3) *Sistema de control de barras y el accidente de caída de una barra.* Ponencia presentada en la XII Reunión de la Sociedad Nuclear Española. J. Hortal y otros.
- (4) *Modelación de válvulas de control. Aplicación a valores de alivio de vapor.* Ponencia presentada en la XII Reunión de la Sociedad Nuclear Española. J. Hortal y otros.
- (5) *Diagrama de flujo y estructura del código CAPTA-C.* CSN/SEP/PROG/08/85. J. Hortal Reymundo y M. Sánchez Perea.
- (6) *Simplificación automática de las funciones de transferencia de una central nuclear.* CSN/SIES-IMO/54/84. F. Pelayo Loscertales.
- (7) *Tratamiento de las funciones racionales en el cálculo de integrales de convolución.* CSN/SEP/PROG/14/86. M. Sánchez Perea y J. M. Izquierdo Rocha.
- (8) *Utilización de los polinomios de Laguerre para el cálculo de integrales de convolución.* CSN/SEP/PROG/14/86. M. Sánchez Perea y J. M. Izquierdo Rocha.

* Por razones de propiedad comercial, no se incluyen aquí.

(Viene de la pág. 23)

P. O. Box 10935, Lynchburg, Virginia
24506-0935. Tel.: 804/385 34 36.

TOPICAL MEETING ON ENGINEERING FOR NUCLEAR PLANT OPERATION AND MAINTENANCE

Tendrá lugar del 17 al 20 en el Myrtle
Beach Hilton, Myrtle Beach, S.C., pa-

trocina por la Sección de Columbia
y las divisiones de Energía y de Opera-
ción del Reactor de la Sociedad Nu-
clear Americana. Información: Techni-
cal Program Chair, Gerald A. Loignon
Jr., South Carolina Electric Gas Co.,
Rt. 5, Box 382, Chapin, S.C. 29036.
Tel.: 803/345 52 09, ext. 4589.

SOLICITUD DE PONENCIAS

URANIUM AND ELECTRICITY — THE COMPLETE NUCLEAR FUEL CYCLE

Se celebrará del 18 al 20 de septiem-
bre de 1988 en el Hotel Sheraton Ca-
valier, en Saskatoon, Saskatchewan,
Canadá, patrocinado por la Sociedad
Nuclear Candiense. Esta Conferencia
abordará todos los aspectos relaciona-
dos con el ciclo del uranio, desde la
minería, pasando por el reprocesa-
miento y la fabricación de elementos
combustibles, hasta la operación del
reactor y la gestión de residuos. Las
ponencias deberán abordar temas

como explotación y minería del uranio,
metalurgia y subproductos, aspectos
ambientales y de higiene del personal,
gestión de combustible, manipulación
y almacenamiento de residuos, futuro
de la industria del uranio en la genera-
ción eléctrica. Fecha límite para la re-
cepción de sinopsis (300-500 pala-
bras), 30 de noviembre de 1987, y re-
cepción de ponencias, 1 de abril de
1988. Para más información, contactar
con V. I. Lakshmanan o K. H. Talbot,
Uranium and Electricity Symposium,
Canadian Nuclear Society, 111 Eliza-
beth St., Toronto, Ontario, Canadá
M5A 1Q7.

PUBLICACIONES

ANALISIS DE ARBOLES DE FALLOS

Por Ulrich Hauptmanns

Editorial Ballaterra. Barcelona

Muchas instalaciones técnicas han al-
canzado tal nivel de complejidad que
su probabilidad de fallo debería tener-
se en cuenta como parámetro de dise-
ño, ya que es un dato significativo para
la seguridad y para la economía de ex-
plotación de las mismas. El análisis de
árboles de fallos, que se trata en el pre-
sente libro, es el método principal para
evaluar dicha probabilidad, y, como tal,
ha tenido amplia aplicación en los es-
tudios de riesgo para centrales nuclea-
res y plantas químicas. Básicamente es
una de las herramientas más importan-
tes de los estudios de riesgo que se
vienen realizando en los campos de la
energía nuclear y la industria de pro-
cesos.

El texto se basa en clases impartidas
por el autor a lo largo de su actividad
docente y pretende facilitar una visión
amplia del tema. Se ha adoptado un
enfoque práctico. Esto significa, por
una parte, que no se incluyen los deta-
lles teóricos de modelos que no se
pueden aplicar en la práctica por falta
de datos empíricos; este es el caso de
algunos modelos de mantenimiento.
Por otra parte, se presta considerable
atención a los problemas que pueden
surgir en la aplicación práctica del mé-
todo, y se describen ampliamente los
algoritmos que forman la base de có-
digos de ordenador que se necesitan
para la evaluación de árboles de fallos
grandes. Además, se presenta el em-
pleo del método tomando como ejem-
plo el análisis de sistemas reales.
Los ejemplos elaborados, que a veces
amplían el material presentado en el
texto principal, las preguntas y los pro-
blemas que acompañan a los capítulos

permiten al lector profundizar en la ma-
teria expuesta.

El libro está dirigido a estudiantes y
profesionales de la ingeniería química,
nuclear, aeronáutica y electrónica así
como de las matemáticas aplicadas.
El índice se incluye a continuación para
dar una idea más precisa del conteni-
do del libro:

- Introducción.
- Conceptos básicos.
- Descripción matemática de compo-
nentes de sistemas técnicos.
- Determinación de datos de fiabili-
dad.
- Probabilidades de funcionamiento y
de fallo de sistemas sencillos.
- Variables booleanas y su aplicación
en el análisis de árboles de fallos.
- Métodos para aumentar la fiabilidad
y disponibilidad de sistemas técni-
cos.
- Métodos para la evaluación de árbo-
les de fallos en el caso de sistemas
complejos.
- Fallos de causa común.
- El error humano.
- Ejemplos para la aplicación del aná-
lisis de árboles de fallos.

APENDICES

- A. Algunas distribuciones estadísticas
y funciones relacionadas.
- B. Conjuntos y leyes básicas de la
probabilidad.

Parece evidente que este libro debe fi-
gurar entre los más frecuentemente
usados en la actualidad entre todos
aquellos que se dediquen a la Tecno-
logía Nuclear, Seguridad o Explotación
de Centrales Nucleares.

INDICE DE ANUNCIANTES

- 1 — CIAT
- 16 — CLES DE MANTENIMIENTO
INDUSTRIAL
- 6 — CHEMTROL
- 2ª C — EMPRESARIOS AGRUPADOS
- 8 — ENSA
- 3 — HEMYC
- 40 — HIDROELECTRICA ESPAÑOLA
- 10-11 — IBM
- 2 — INITEC
- 4ª C — LAINSA
- 24 — NUSIM
- 7 — TECNUSA
- 3ª C — TECNATOM
- 28 — TRANSNUCLEAR
- 4 — WESTINGHOUSE
SISTEMAS ENERGETICOS