



USO EXTENDIDO DE CÓDIGOS *BEST ESTIMATE* EN EL SIMULADOR DE ATUCHA II

Desde que en los años 90 se emplearon los primeros códigos *best-estimate* en los simuladores de entrenamiento, la capacidad de cálculo ha crecido de forma tal que hoy en día el coste de la capacidad de computo es irrelevante. Ello permite emplear el estado del arte en códigos de simulación de procesos, sobre modelos de detalle de diseño y aplicados a la simulación de todos los sistemas potencialmente bifásicos de la central.

El simulador de la CN Atucha II es un buen ejemplo de ello. La calidad de los resultados obtenidos ha servido para apoyar de forma proactiva el proceso de arranque de la central, verificando las maniobras previstas, disponiendo de referencias de comportamiento, interpretando fenomenologías inesperadas y optimizando los lazos de control.

INTRODUCCIÓN

El código *best estimate* TRAC_RT (procedente de la serie TRAC) fue desarrollado a principios de los años 90 del siglo pasado mediante una joint venture entre Tecnatom y General Electric. En aquel momento, los simuladores de entrenamiento de Almaraz y Cofrentes, fueron los primeros a nivel mundial que emplearon códigos *best estimate* de seis ecuaciones para las sesiones de entrenamiento en tiempo real.

Desde entonces TRAC_RT se ha empleado en el desarrollo y modernización de todos los simuladores de entrenamiento de las centrales nucleares españolas y algunas fuera de España. En el momento de redactar este artículo, diecisiete simuladores nucleares (bajo ANSI/ANS 3.5) en todo

el mundo simulan su NSSS con TRAC_RT mediante la resolución numérica de las seis ecuaciones de conservación bifásicas, más ecuaciones de conservación de la masa adicionales para incondensables y especies químicas disueltas, radiactivas o no.

Desde que se desarrolló el código, hace más de veinticinco años, la capacidad de cálculo de los ordenadores ha seguido creciendo a un ritmo prácticamente constante, de tal forma que el precio necesario para resolver en tiempo real un modelo se ha reducido en cuatro órdenes de magnitud, Tabla 1.

El incremento de la capacidad de cálculo se ha trasladado a los simuladores de entrenamiento por distintas vías:

- (1) El precio de los equipos se ha reducido en más de un orden de magnitud, pasando a ser un ele-

TRAC_RT	1.991 - CN Almaraz	2.003 - CN Trillo	2.014 - CN Atucha II
Nº celdas totales	149	529	1.824
Nº celdas del núcleo	4	80	88
Nº celdas 3D	8	36	168
Ciclos por segundos	4	4	10
Ordenador	CRAY X-MP/14SE (2)	SGI ORIGIN 350	PC Intel® Xeon E3-1200
€/ celda y ciclado (1)	1.000	20	0,25
RAM	32 MB	1 GB	8 GB

(1) Euros 2015.

(2) Daba servicio a dos simuladores simultáneamente.

Tabla 1. Evolución temporal de las capacidades de simulación con TRAC-RT.



GONZALO L. DIÉGUEZ

Jefe de la División Simuladores.
C.N. ATUCHA UNIDAD I-II.
NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA S.A.
Ingeniero Electrónico-Especialización en Tecnología Nuclear.



DIEGO GARDE

Jefe del Dep. de Seguridad Nuclear
C.N. ATUCHA UNIDAD I-II.
NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA S.A.
Ingeniero Químico-Especialización en Tecnología Nuclear.



JOSÉ A. RUIZ

Jefe de operaciones de Desarrollo de Simuladores.
TECNATOM S.A.
Doctor en Física Matemática por la UCM.



ANTONIO EXPÓSITO

Ingeniero de Modelación.
TECNATOM S.A.
Doctor en Ingeniería Nuclear por la UPM.

WIDESPREAD USE OF BEST ESTIMATE CODES IN ATUCHA II NPP SIMULATOR

Since the best estimate codes were first used in training simulators in the 90s, the computing power has increased dramatically and today the computing cost has become insignificant in these projects.

This allows using state of the art process simulation codes, both on detailed design models and also on the simulation of all the potentially biphasic plant systems.

The Atucha II NPP simulator sets a good example. The quality of the results has enabled to proactively support the plant start-up, verifying the planned maneuvers and featuring reference behavior. It has also helped to understand unexpected phenomena and optimize the control loops.



mento marginal de los costes globales de cualquier proyecto de desarrollo o modernización.

- (2) El detalle de las nodalizaciones se ha ampliado hasta casi su límite de viabilidad (las dimensiones en la dirección 1D de las celdas unidimensionales son del orden de magnitud de las dimensiones transversales).
- (3) Las correlaciones que soportan las relaciones de cierre se han ajustado e incorporado nuevas correlaciones (por ejemplo, de agua pesada).
- (4) La velocidad de avance, o inverso del paso de tiempo, se ha ampliado en un factor dos o tres.
- (5) El uso del código best estimate de seis ecuaciones se ha extendido más allá de la modelación del NSSS.
- (6) La nodalización del núcleo y de la vasija, mediante el empleo de cálculos 3D, se ha afinado radicalmente (un factor 20).

CASO EJEMPLO. EL SIMULADOR DE ATUCHA II

El simulador de la CN Atucha II es un buen ejemplo de cómo todos estos elementos han entrado a formar parte de los estándares que actualmente se aplican en los nuevos simuladores de entrenamiento.

La central nuclear de Atucha II inició su servicio a lo largo del año 2015. El simulador, por tanto, se desarrolló, validó y empleó para sus primeras sesiones de entrenamiento, antes de que la central hubiera arrancado. Ello obviamente supuso un reto en lo que se refiere al desarrollo de los modelos de sistemas y sus datos de operación. Sin embargo, por otra parte, proporcionó a la propia central un valor añadido como referencia de funcionamiento durante el proceso de puesta en marcha, y como herramienta de análisis del propio proceso de ajuste fino de la central durante el arranque.

Se trata de un diseño PHWR de Siemens, localizada en la cuenca del río Paraná. Su núcleo de uranio natural genera 2.175 MWt que se traducen en una potencia neta entregada a la red de 692 MWe. La recarga de combustible se realiza

durante la operación a potencia lo que reduce apreciablemente los costes de explotación.

El agua pesada es la responsable de la moderación y refrigeración del núcleo en dos sistemas independientes pero conectados. El circuito de refrigeración consta de dos lazos en circulación forzada cuyo foco frío son sendos generadores de vapor (agua ligera en el lado secundario). La moderación se realiza a través de cuatro lazos en circulación forzada que confluyen en la calandria del núcleo y que se convierten en salvaguardías (inyección de seguridad) en caso de accidente. El agua de alimentación principal es a su vez el responsable de refrigerar el circuito de moderación (el subenfriamiento del moderador es uno de los elementos clave para mantener la criticidad en el núcleo) al tiempo que se precalienta para optimizar el funcionamiento de los propios generadores de vapor.

Todas estas interfaces fuertemente acopladas entre los circuitos de refrigeración, moderación y alimentación a los generadores de vapor, y donde se emplea agua pesada o ligera dependiendo del sistema, constituyeron uno de los retos más importantes del proyecto. También fueron la justificación última de la ampliación del uso del código TRAC_RT más allá del NSSS.

A modo de resumen, los desarrollos necesarios fueron:

- (1) Modificación del entorno de simulación para permitir la ejecución de varios modelos TRAC_RT simultáneamente. Incluye la capacidad de comunicarse entre ellos y con el resto del simulador.
- (2) Ampliación de las correlaciones de TRAC_RT para incluir agua pesada.

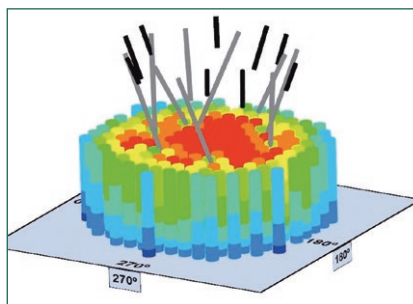


Figura 1. Núcleo del reactor, corte axial, distribución de potencia y barras de control.

- (3) Adaptación del código neutrónico NEMO, acoplado a la termohidráulica del núcleo, para la simulación de núcleos poco reactivos, moderados con agua pesada, con sustitución de elementos combustibles a potencia y barras no verticales (Figura 1).
- (4) Desarrollo de una base "experimental" sobre como emplear el código TRAC_RT para la simulación de nuevos tipos de componentes (cambiadores de calor D2O-H₂O, calandria del reactor, turbinas, recinto de contención, tanque de agua de alimentación, condensador, equipos HVAC, etc.).

USO DE CÓDIGOS BEST ESTIMATE

El simulador de Atucha II ejecuta simultáneamente seis instancias del código TRAC_RT para la modelación del comportamiento dinámico de los respectivos sistemas (Figura 2). Tanto la vasija del RCS, como el condensador, el tanque de agua de alimentación y la contención se modelaron con componentes 3D para reproducir distintas fenomenologías asociadas a dichas estructuras / sistemas.

La simulación neutrónica requiere de la simulación adecuada de los circuitos de moderación en la calandria del reactor. Ello exigió, además de una nueva versión del código neutrónico NEMO, el empleo de una nodalización de detalle 3D de la vasija, con 168 celdas termohidráulicas 3D y 88 celdas de termohidráulica del núcleo, repartidas en ocho componentes "núcleo" (Figura 3).

La validación del simulador incluyó la ejecución y comparación de resultados de los transitorios de referencia del modelo de ingeniería de planta, basado en RELAP5 mod3.3, siendo un total de veinticuatro transitorios.

El proceso de comparación entre resultados de códigos en esta fase fue especialmente complicado debido a las diferencias de alcance entre el simulador, de alcance total, y los modelos de referencia, de alcance reducido, y debido a la falta de datos reales de planta. A modo de ejemplo, puede mencionarse que los modelos de referencia asumían una evolución de

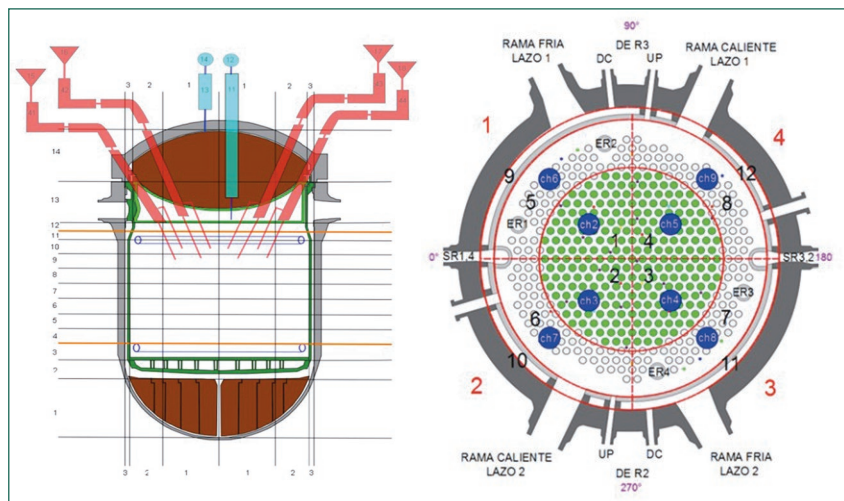
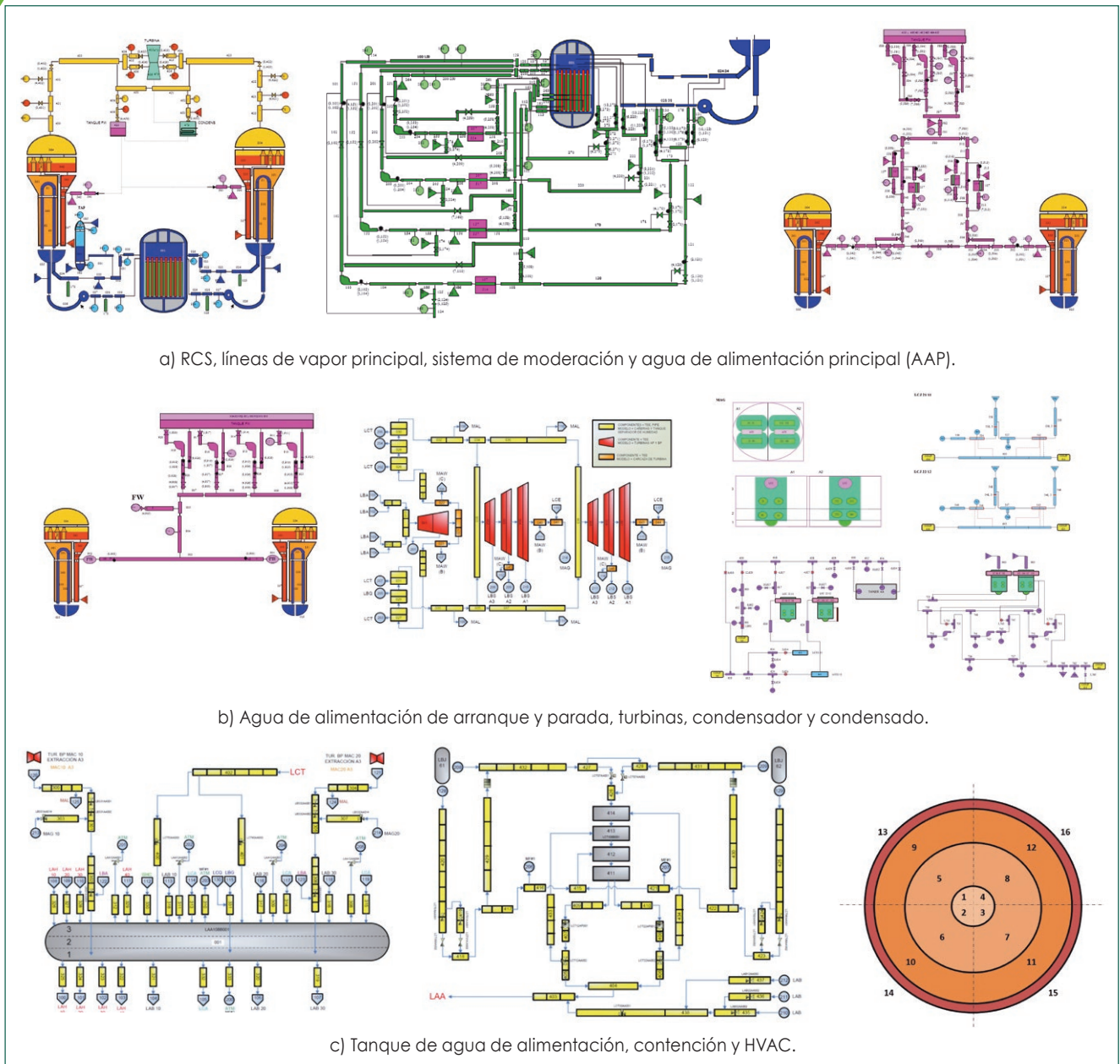


Figura 2. Nodalizaciones de los modelos best estimate del simulador de la C.N. Atucha II.

Figura 3. Nodalización del modelo de vasija, calandria del moderador y núcleo.



NUM	TÍTULO TRANSITORIO
1	Disparo de una bomba principal de Refrigeración
2	Disparo de turbina (TUSA)
3	Máximo LOCA (0.1A) en la rama fría del primario + Corriente de Emergencia (4 Trenes de Refrigeración.)
4	Máxima rotura no aislable en línea de vapor principal (0.1A)
5	Despresurización del primario a través de una válvula de seguridad del presionador
6	Cierre de una válvula de aislamiento de vapor principal de un Generador de Vapor
7	Rotura en la cañería de agua de alimentación (0.1A), a la salida del intercambiador de calor del moderador, tren 10.
8	Apertura espuria del baipás de un tren de los intercambiadores del moderador
9	Rotura en el sistema del moderador entre la bomba principal y el intercambiador del moderador
10	Extracción inadvertida de un banco de control
11	Rotura de un tubo del generador de vapor
12	Disparo manual de reactor desde el 100% de Potencia
13	Falla simultánea de todas las bombas de agua de alimentación
14	Disparo de las dos bombas principales de refrigeración
15	Disminución de potencia desde 100% a 80% , 60 minutos al 80% y retorno al 100%, con rampas de 5%/min
16	Rotura 2A de la cañería de vapor vivo, fuera de la contención
17	Pérdida de suministro eléctrico a las barras de consumo propio normal (corriente de emergencia)
18	Rotura de 30 cm ² en la rama fría del circuito primario
19	Pérdida de una Bomba del moderador
20	LOCA 2A en tubo guía con expulsión de la barra de control
21	Apertura de la ducha auxiliar
22	Rotura 2A de un tubo de un intercambiador de calor del moderador
23	Rotura (0.1 A) en un canal de refrigeración
24	Máximo LOCA (0.1A) en la rama fría del primario + corriente de Emergencia

Tabla 2. Transitorios de validación del simulador de alcance total de CNAII.

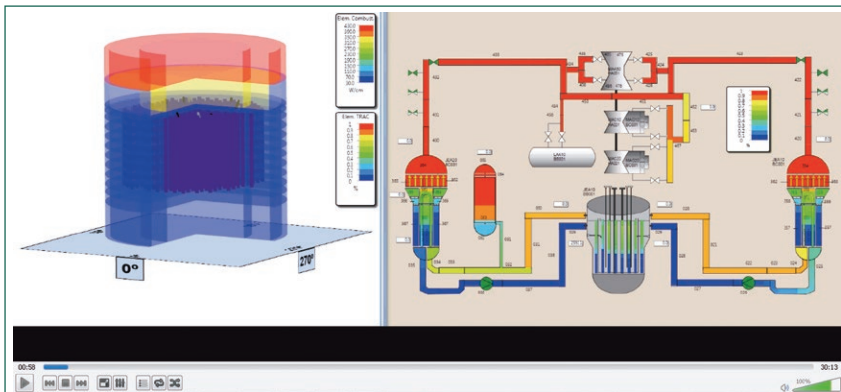


Figura 4. Representación gráfica durante un transitorio de validación gran LOCA.

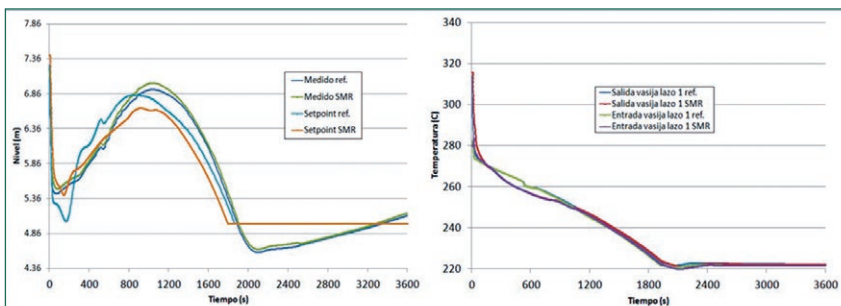


Figura 5. Nivel del presionador y temperaturas del refrigerante del lazo 1 en TUSA.

temperatura del agua de alimentación principal simplificada, que no consideraba el impacto de los cambios de carga, introduciendo diferencias en los resultados, así como las diferencias que introdujo el modelado en 3D de la vasija y el núcleo frente al modelo de ingeniería, basado en componentes 1D (Figura 4). Estas diferencias se hacen especialmente significativas en transitorios operacionales o disparos de Reactor (RESA) o turbina (TUSA) (Figura 5).

EL SIMULADOR COMO HERRAMIENTA DE APOYO AL ARRANQUE DE LA CENTRAL

El simulador inició su uso en el entrenamiento de 2013 y finalmente se instaló en su emplazamiento definitivo en julio de 2015. Durante el periodo de tiempo transcurrido entre ambos hitos, el simulador de paneles estuvo instalado en los locales de Tecnatom en San Sebastián de los Reyes, existiendo dos copias adicionales, operables desde paneles virtuales, montadas en las instalaciones de NA-SA en el empla-

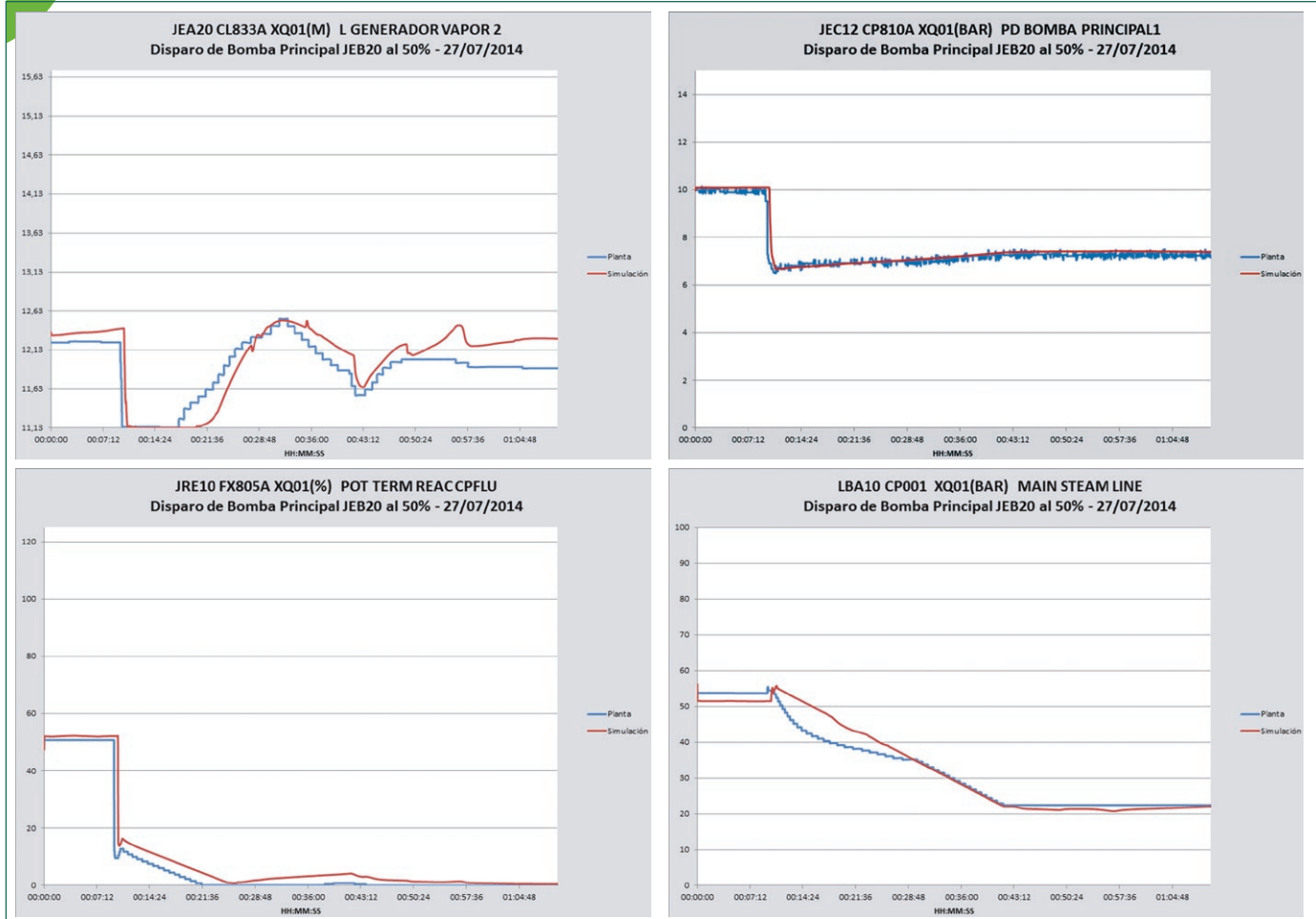


Figura 6. Disparo de una bomba de refrigerante del reactor: comparación de datos planta vs. simulador.

zamiento de la central. En esos dos años la central procedió a su proceso de arranque y puesta en servicio durante los cuales fue una herramienta complementaria de apoyo y análisis a las maniobras de la central.

El valor añadido proporcionado por el simulador al proceso de arranque de la central se puede dividir en tres conceptos:

- 1) La ejecución en el simulador de las pruebas de arranque y del propio proceso en sí mismo, antes de su realización en la central permite:
 - a. Verificar las maniobras previstas en los procedimientos de operación y de pruebas.
 - b. Disponer de una referencia de comportamiento de la central. Un ejemplo representativo para el caso de CNA II fue la verificación del comportamiento de planta durante la prueba de disparo de una bomba de refrigerante del reactor al 50% de potencia (Figura 6).
- 2) Empleo del simulador para verificar comportamientos inesperados

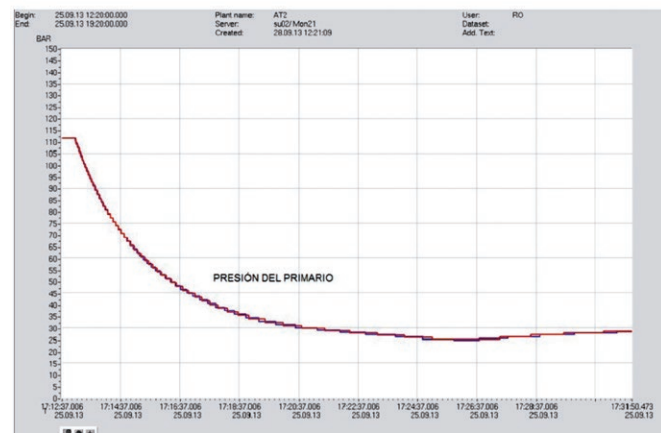
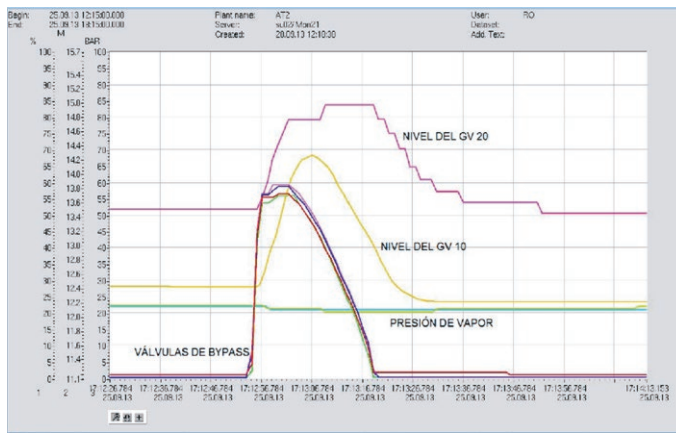
ocurridos durante el proceso de arranque, permitiendo su análisis y comprensión y, eventualmente, el diseño de estrategias para su resolución.

A modo de ejemplo, el simulador fue empleado para analizar el comportamiento de planta al disparar la prueba de TUSA cuando se encontraba en parada caliente con calor no nuclear y RESA actuado. En este estado de planta, el disparo de TUSA conllevó la actuación del baipás al condensador, provocando una fuerte despresurización del sistema secundario. Esta despresurización produjo un hinchamiento de nivel muy fuerte en los generadores de vapor, llegando al tarado de la señal JR13 del sistema de protección, asociada al transitorio de Rotura de tubos de un generador de vapor. Para este análisis, el simulador pudo reproducir el comportamiento del nivel de los generadores de vapor con gran fidelidad (Figura 7).

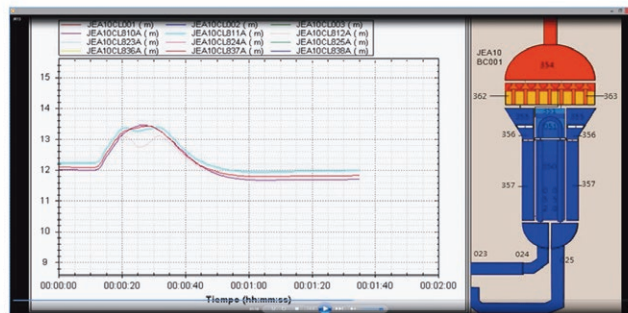
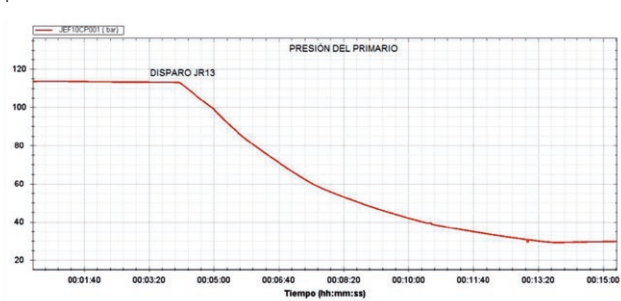
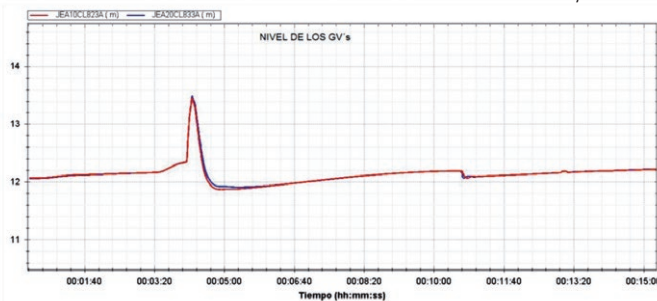
- 3) Finalmente, durante el proceso de arranque se detectaron determinados lazos de control que fueron optimizados para alcanzar antes el punto de estabilidad o hacerlos menos oscilantes. En este sentido el simulador, una vez verificado que su comportamiento es similar al de planta, es la herramienta óptima para realizar el primer ajuste y/o delimitar la banda de ajuste. A modo de ejemplo, para la CNA II se realizó la configuración de los parámetros del sistema de control de nivel del condensador. Debido a sus características específicas, las dos cajas de agua no están suficientemente comunicadas y en determinadas circunstancias podían producirse oscilaciones en contrafase en los niveles de una caja con respecto a la otra.

CONCLUSIONES

Han pasado 25 años desde el primer uso de un código *best estimate*



a) Datos de planta.



b) Resultados en el simulador.

Figura 7. Nivel de generadores de vapor y presión del primario para TUSA en HZP.

de seis ecuaciones para simulación de entrenamiento en tiempo real. El incremento de la capacidad de cálculo hasta la disponible hoy en día, permite nodalizaciones de de-

talle y un uso extensivo de este tipo de códigos más allá del NSSS. Gracias a ello, se pueden desarrollar simuladores con un nivel de calidad predictiva en sus resultados tal que los convierten en

herramientas útiles para la puesta en servicio de nuevas centrales nucleares, siendo el de la Central Nuclear de Atucha II uno de los mejores ejemplos.■