



Juan CARRASCO MONTERO es Ingeniero Industrial, especialidad Electrónica, por la ETSIIB. Inicia sus actividades profesionales en el año 1973 adscrito al equipo de la Dirección de Obra de CN Ascó, hasta el año 1981, en el que pasa a la Jefatura del Grupo de Montajes Eléctricos durante la Construcción de CN Vandellós II. En 1986 se integra en el equipo de Explotación de la Central como director adjunto, habiendo sido durante la fase de Pruebas Nucleares el jefe de Pruebas de Arranque.

M.^a Teresa OTERO ALCEDA es Ingeniero Industrial. Trabajó en el Laboratorio de Ingeniería Nuclear de la ETSIIB desde septiembre de 1978 a octubre de 1981, ingresando posteriormente en Enher como jefe de TNRO de Explotación de CN Vandellós II, donde desarrolla actualmente su trabajo. Durante la realización de las Pruebas de Arranque Nuclear fue responsable del desarrollo de las Pruebas del Núcleo, así como jefe del Equipo de Evaluación de Pruebas.

RESULTADOS DEL ARRANQUE NUCLEAR

J. CARRASCO MONTERO - M. T. OTERO ALCEDA

INTRODUCCION

Las pruebas nucleares, desde la carga inicial de combustible hasta 100 % de potencia, tienen como objetivo la verificación de que el comportamiento de la planta responde al diseño establecido de forma que ésta funcione correctamente durante la Operación Comercial posterior.

El desarrollo de cada prueba se recoge en los Procedimientos de Arranque Nuclear. Cada uno de ellos incluye el objeto, condiciones iniciales de ejecución (de las cuales existirán varias en el caso de pruebas repetidas en los distintos escalones), instrucciones de detalle y criterios de aceptación en los resultados de las mismas.

Las pruebas nucleares han cubierto los siguientes objetivos:

- Verificación del diseño del Núcleo.
- Verificación y ajuste de los sistemas de Control, incluyendo:
 - Control de Reactor y Turbina.
 - Control de Barras.
 - Control de Presión y Nivel del Presionador.
 - Control de Nivel de los Generadores de Vapor.
 - Control de descarga de vapor al condensador.
 - Control de velocidad de las Turbo-bombas de Agua de Alimentación.
- Verificación de los puntos de tarado de protección y control del Reactor.
- Verificación del funcionamiento correcto del Secundario.
- Control de la radiación.
- Parámetros químicos de primario y secundario. Toma de muestras.
- Verificación de vibraciones y dilataciones de tuberías.
- Respuesta de la planta en los siguientes transitorios:
 - Circulación natural.
 - Variaciones de carga de 10 %.
 - Rechazo de carga del 50 %.
 - Disparo desde 50 %, con posterior control desde panel de parada remota.
 - Disparo desde 100 %.
 - Pérdida de potencia exterior.

Para facilitar la evaluación de los resultados de estas pruebas, así como mejorar la comprensión de la respuesta de la planta, se dispuso, durante las mismas, de un Sistema de Adquisición de Datos (SAD), además de los sistemas convencionales de registro y del ordenador de procesos de la planta. Este sistema permitía obtener la evaluación de 120 variables para cada una de las pruebas, las cuales podían ser modificadas hasta un total de 250. La experiencia ha demostrado la gran eficacia de este sistema en la interpretación y evaluación de resultados de pruebas.

PRUEBAS EFECTUADAS EN LA SECUENCIA DE ARRANQUE

Las principales pruebas efectuadas en cada uno de los plateaus se describen a continuación.

CARGA INICIAL DEL NUCLEO Y PRUEBAS ANTERIORES A CRITICIDAD

Tras la puesta en servicio del Sistema de Instrumentación Nuclear, se realiza la carga de combustible con la planta en condiciones de recarga.

Una vez la planta en parada fría se procede a poner en servicio el Sistema de Control de Barras, realizando la prueba operacional de los mecanismos de accionamiento, a efectuar la comprobación del sistema de indicación de posición de barras, así como la primera medida del tiempo de caída de barras, en frío y con caudal en primario.

Durante el calentamiento, pasando del modo de operación 5 a 3, se realiza la toma de datos para la calibración cruzada de termopares de Núcleo y RTD del primario, así como la verificación de dilataciones y vibraciones en tuberías.

Una vez la planta en modo 3 se realizan las siguientes pruebas y mediciones: el ajuste de caudal de rociado continuo del presionador, la prueba de aislamiento de calentadores del presionador, la segunda medida del tiempo de caída de barras, en caliente y con caudal, la medida del caudal del primario y la medida de caída de caudal en el primario por disparo de una de las tres bombas de refrigerante del reactor, verificación y ajuste de cero de la instrumentación de Temperatura media y ΔT y la verificación administrativa de los puntos de tarado del Sistema de Control y Protección del reactor. Asimismo, se realiza la toma inicial de datos de radiación.

CRITICIDAD INICIAL Y PRUEBAS FÍSICAS A BAJA POTENCIA

Durante este plateau se realizan básicamente las siguientes actividades: pruebas de verificación de diseño de núcleo, valores iniciales del sistema de control de Reactor y Turbina, calibración de la instrumentación de Agua de Alimentación y Vapor, y se ejecuta el primer transitorio de circulación natural.

Las pruebas de verificación del diseño de Núcleo consisten en: medidas de valores diferenciales e integrales de bancos de barras, medidas del "boron end-point", medidas del coeficiente isotérmico de temperatura, mapas de flujo en diferentes configuraciones de barras, medida del valor de la barra más reactiva y prueba de pseudo-eyeción de barra de control.

En paralelo se realizan medidas de calidad química del agua del primario y del secundario, así como de control de los niveles de radiación.

La prueba de circulación natural tenía como objeto verificar la capacidad de eliminación del calor residual del núcleo (se simuló con potencia nuclear del 3 %) con las bombas del primario disparadas, así como comprobar la capacidad del sistema de control de presión del presionador para absorber el aumento de presión en el primario que se produce en este transitorio.

PLATEAU DEL 30 % DE POTENCIA TÉRMICA NOMINAL (PTN)

Finalizadas las pruebas a baja potencia y con la planta en modo 1, con PTN mayor del 5 %, se efectuó la comprobación del control automático del sistema de by-pass de vapor al condensador y la sincronización inicial del turbogrupo a la red (a una PTN aproximada del 8 %). Posteriormente se subió potencia al 30 %.

El inicio de cada uno de los sucesivos escalones de potencia a los niveles del

T I

Algunos resultados de diversas pruebas físicas de comprobación de diseño del núcleo

CONCENTRACIONES CRÍTICAS DE BORO (H2P) ppm

POSICION DE BANCOS	VALOR MEDIDO (M)	VALOR PREDICHO (P)	M-P
ARO	1.131	1.121	10
D in	1.073	1.076	+6
D + C in	944	936	+9
D + C + B in	799	776	+3
D + C + B + A in	718	690	+18
ARI menos H-14	494	509	-15

COEFICIENTES DE TEMPERATURA DEL MODERADOR (pcm/°C)

ARO	+2,0625	+2,52	-0,45
D in	-1,96	-1,08	0,88
D + C in	-10,17	-9,19	0,98
D + C + B in	-17,84	-18,02	-0,18
D + C + B + A in	-16,53	-16,18	0,35

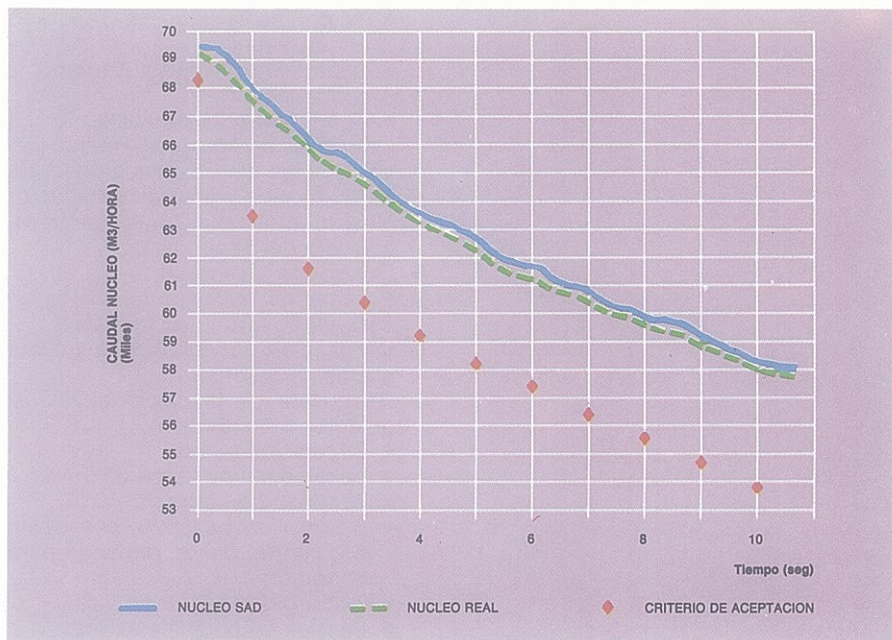
VALORES DE BANCOS DE BARRAS

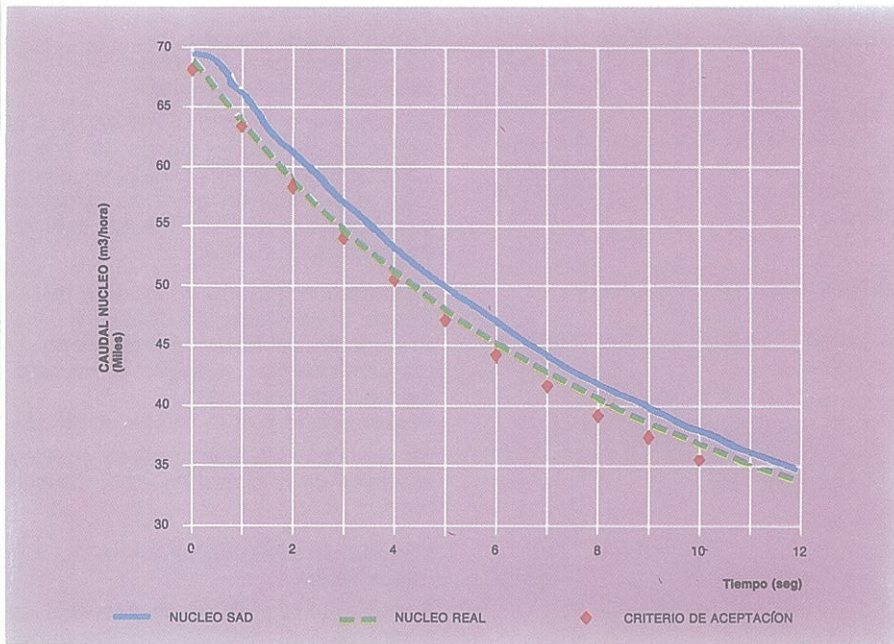
POSICION DE BANCOS	VALOR MEDIDO (M)	VALOR PREDICHO (P)	(M-P/P) × 100
D	642	642	0
C (D in)	1.518	1.511	+0,46
B (D + C in)	1.816	1.844	-1,51
A (D + C + B in)	1.038	1.077	-3,62
ARI menos H-14	7.028	7.099	-1,50
Control con solape	4.948	5.080	-2,59

COEFICIENTES DE POTENCIA °C/%

POTENCIA	COEFICIENTE MEDIDO	COEFICIENTE PREDICHO	CM-CP
30 %	-1,48	-1,8416	0,36
50 %	-0,9966	-1,146	0,150
75 %	0,6881	0,813	0,125
90 %	0,5806	0,643	0,063

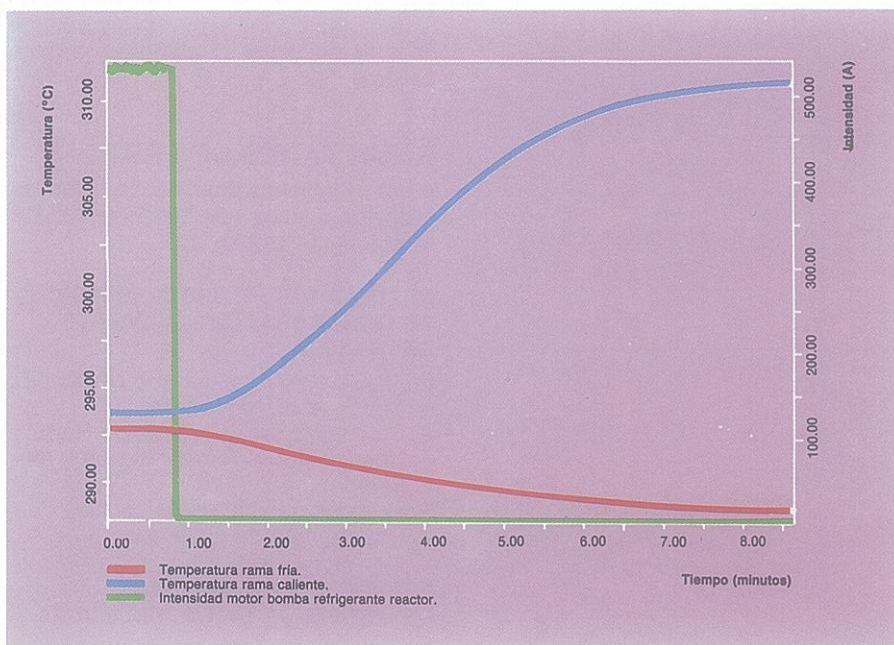
F I Evolución del caudal del núcleo tras el disparo de la Bomba del Refrigerante del Reactor C





F II Evolución del caudal del núcleo tras el disparo de las tres Bombas del Refrigerante del Reactor

F III Evolución temperaturas fría y caliente en circulación natural.



30, 50, 75, 90 y 100 %, consistía siempre en las mismas pruebas. Con la planta alineada, tal como prescriben los Procedimientos de Operación para cada una de estas potencias, una vez alcanzada la estabilidad, se realizaba la medida de la potencia térmica, del caudal del primario y la calibración de la instrumentación nuclear y de los sistemas de agua de alimentación, vapor y control de reactor y turbina. Asimismo, en cada uno de estos escalones, se realizaban medidas de la calidad química del agua del primario y secundario, control de niveles de radia-

ción, chequeo del ordenador de procesos, comprobación del funcionamiento del secundario y verificación de vibraciones y dilataciones en tuberías. Las pruebas específicas que se realizaron al 30 % fueron las siguientes:

Comprobación de control de nivel y presión del presionador

Se realiza produciendo una bajada, en régimen manual, del 8 % del nivel del presionador, pasando después a control automático. Posteriormente se repite la prueba, pero con una subida del 8 % de dicho nivel.

Análogamente, el control de la presión se realizó produciendo una variación, en régimen manual, de 4 kg/cm², tanto de aumento como de disminución, pasando posteriormente a control automático verificando las respuestas.

Comprobación del control automático del Reactor

Se trata de verificar la respuesta del sistema de barras de control y consiste en provocar, en régimen manual, un aumento de temperatura media, mediante extracción de barras, sobre la de referencia de 2,5 °C, pasando posteriormente a control automático.

Comprobación del sistema de control de nivel de los Generadores de vapor

Se verifica la respuesta del sistema de control de nivel produciendo una variación, en manual, de $\pm 5\%$ respecto al nivel programado, pasando posteriormente a automático.

En este plateau se realiza la primera prueba de variación de carga $\pm 10\%$, que se repite al 50, 75 y 100 %, consistente en verificar la respuesta de los sistemas de control y los valores máximos y mínimos de las principales variables del proceso, provocando una demanda o disminución rápida de carga en turbina mediante el Sistema de Control Electrohidráulico (DEH).

Las pruebas físicas de comprobación de diseño del núcleo, efectuadas en este plateau, son la pseudo-eyección de la barra de control E-11 (que es la que produce un valor máximo de FQ), así como la medida del coeficiente de potencia y la realización del mapa de flujo. Estas últimas se repiten en los plateaus del 50, 75 y 100 %.

PLATEAU DEL 50 % DE PTN

Además de la repetición de las pruebas indicadas en el punto anterior, las pruebas específicas en este escalón de potencia son:

Prueba de comprobación nuclear del máximo valor FΔH

Efectuada provocando la inserción de la barra de control F-12.

Disparo de la Planta

Desde el 50 % de potencia térmica, producida por alta variación de flujo negativa en el rango de potencia, al dejar caer cuatro barras de control, con control posterior desde el panel de parada remota.

PLATEAU DEL 75 % DE PTN

Las pruebas específicas de este plateau son:

Calibración cruzada de la instrumentación externa respecto a valores obtenidos con la instrumentación incore

Para ello se obtienen los datos creando, mediante inserción y posterior extracción de barras, una oscilación de Xenon que produce variación en ΔI y efectuando mapas de flujo parciales a determinados valores de ΔI negativos y posteriormente positivos.

Prueba de reducción de carga del 50 %

Mediante el sistema DEH se provoca una variación rápida del 50 % de carga y se verifica la respuesta de la planta, con especial atención al control de barras y al "steam dump" al condensador que debe absorber el transitorio sin que se produzca disparo de planta. Esta prueba se repite en el 100 % de potencia.

PLATEAU DEL 100 % DE PTN

Las pruebas específicas de este plateau son:

Ajuste definitivo de la instrumentación de temperatura (ΔT y T_m) Medida del título de vapor

Se determina la calidad del vapor a la salida de los Generadores de Vapor, utilizando un trazador radiactivo, inyectado al sistema de agua de alimentación a través del sistema de aditivos químicos al Secundario.

Verificación final de los puntos de tarado del Sistema de Control y Protección del Reactor incluyendo los cambios que se hayan producido durante las pruebas Disparo de la planta desde el 100 %

Se verifica la respuesta de controles y variables de la planta ante este transitorio.

Pérdida de potencia exterior (black-out)

Con la planta al 30 % de potencia se simula esta pérdida de potencia al objeto de comprobar que los sistemas de suministro de energía de emergencia, en caso de pérdida de potencia exterior de la central, proporcionan la energía necesaria para que los equipos relacionados con la seguridad permitan llevar y mantener la planta en espera caliente.

RESULTADOS DE PRUEBAS

A continuación, a título de ejemplos, se incluyen algunos resultados obtenidos en las siguientes pruebas:

RESULTADOS DE PRUEBAS FISICAS DE COMPROBACION DE DISEÑO DE NUCLEO

En Tabla I se resumen los resultados de las pruebas relativas a:

- Concentraciones críticas de Boro.
- Coeficiente de temperatura del moderador.
- Medidas de valores de barras.
- Coeficientes de potencia.

RESULTADOS DE PRUEBA DE MEDIDA DE CAIDA DE CAUDAL

Se realizan tras disparo de una bomba del refrigerante del Reactor (Fig. I) y de las tres bombas (Fig. II).

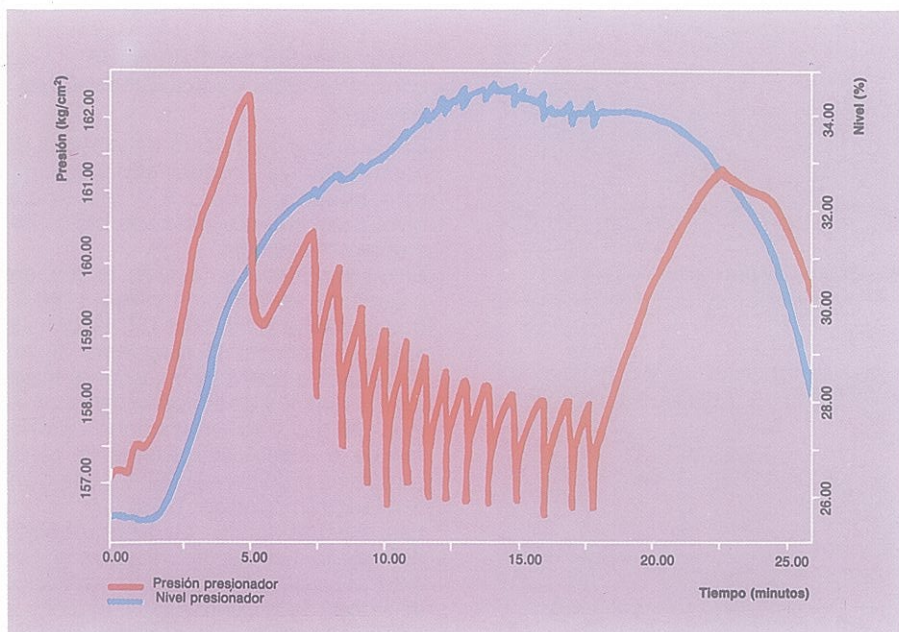
RESULTADOS DE TRANSITORIOS

Circulación Natural

- Evolución temperaturas Rama fría y Rama caliente (Fig. III).
- Evolución Presión y Nivel del Presionador (Fig. IV).

Rechazo de carga del 50 % desde 75 % de potencia

- Evolución posición barras de Control, T_m y T_{ref} (Fig. V).



F IV Evolución presión y nivel del presionador en circulación natural

F V Evolución posición barras de control, y de las temperaturas de referencia y media del refrigerante del reactor, en el rechazo de carga del 50 % desde el nivel del 75 %.

