

## PLANIFICACION Y DESARROLLO DE LAS PRUEBAS NUCLEARES

A. SANJUAN - E. LARREA - J. GOMEZ



Enrique LARREA BELLOD es Licenciado en Ciencias Físicas con Premio Extraordinario por la Universidad Autónoma de Madrid (1974), Doctor en Ciencias Físicas con Premio Extraordinario por la Universidad de Santiago de Compostela (1981) y Diplomado en Ingeniería Nuclear por el Instituto de Estudios Nucleares (1977). Ha seguido varios cursos de especialización en el extranjero, ICAI, ITP, habiendo participado en varios congresos y realizado más de cuarenta publicaciones internacionales en el campo técnico. En 1977 se incorporó al equipo de proyecto de CN Regodola, y en 1981 pasó a formar parte del Grupo de Proyecto de CN Trillo en el Departamento de Ingeniería. Actualmente desarrolla su trabajo en el Grupo de Soporte Operativo de Apoyo Técnico a la Central de Trillo I.



Jesús GOMEZ SANTAMARIA es Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid y Master Science Nuclear Engineering por la Universidad de Carnegie. Trabaja en Iberduero en el Departamento de Proyectos de Centrales Térmicas y Nucleares desde 1976 a 1982. Ha colaborado con la División de Teoría y Cálculo de Reactores de la JEN en el desarrollo, verificación y validación de programas de cálculo para análisis de núcleos PWR. Desde 1983 a 1986 ha sido Jefe del Proyecto Modelos Avanzados de Simulación, en Tecnatom. Desde 1986 a 1989 ha tenido la responsabilidad de la evaluación de las Pruebas Nucleares de la Central de Trillo. Ha realizado numerosas publicaciones en revistas especializadas nacionales y extranjeras.

El currículum y la foto de A. Sanjuán se publican en la página 36

### INTRODUCCION

Los objetivos generales perseguidos en la Fase de Pruebas Nucleares, desde la Carga Inicial de Combustible hasta la última prueba al 100 % de potencia, han sido los siguientes:

- Revisar las condiciones de seguridad necesarias para realizar la primera carga del núcleo, verificando posteriormente que el comportamiento del mismo corresponda al diseño establecido.
- Comprobar la validez de los parámetros considerados en los Análisis de Seguridad.
- Verificar que la planta puede operar dentro de las Especificaciones de Funcionamiento.
- Realizar la calibración y ajuste de los equipos de la planta para las condiciones de presión y temperatura existentes durante esta fase y en las condiciones dinámicas ejecutadas en ella.
- Verificar y optimizar la respuesta de los sistemas de Instrumentación y Control en las diferentes condiciones de operación de esta Fase.
- Optimizar el comportamiento de la planta frente a los transitorios realizados en el Arranque Nuclear.

### ORGANIZACION Y PROGRAMACION DE LAS PRUEBAS NUCLEARES

La Organización de las Pruebas Nu-

cleares se observa en la figura II. Asimismo, esta organización estaba soportada por los distintos Servicios de Explotación de la Planta.

El Grupo de Planificación tenía la responsabilidad de realizar, editar y actualizar todos los programas de actividades, así como apoyar en la activación y coordinación de los distintos grupos involucrados en el arranque. Existían dos programas: uno para cada fase o nivel de potencia y otro diario.

Ejemplo del primero puede verse en la figura III para el 100 %. Este grupo estaba encargado también de editar y actualizar el Programa Básico de Arranque.

El Grupo de Gestión de Arranque tenía la responsabilidad de la preparación de la prueba en su aspecto documental, instrumentación y equipos, volúmenes de medición y verificación del correcto cumplimiento de lo descrito en cada procedimiento.

Igualmente, daba apoyo a la Sección de Operación para la ejecución de las diversas pruebas, así como al Grupo de Evaluación en la evaluación de las mismas. De esta forma, se consiguió que el personal de operación se dedicara, pensando en la seguridad y eficiencia, exclusivamente a la ejecución física de las pruebas, cumpliendo las Especificaciones de Funcionamiento y el Permiso de Explotación Provisional existente.

Finalmente, el Grupo de Evaluación te-

nía como funciones fundamentales las siguientes:

- Coordinación en la elaboración de todos los procedimientos de pruebas nucleares, de los comentarios a los mismos por las organizaciones indicadas y realización de las revisiones oficiales a las mismas.
- Resolución de las preguntas planteadas por el Consejo de Seguridad Nuclear a los procedimientos y resultados de pruebas.
- Emisión de los resultados de pruebas con el Sistema de Adquisición de Datos.
- Evaluación inmediata y definitiva de las pruebas nucleares.

## EJECUCION DE PRUEBAS EN LA SECUENCIA DE ARRANQUE

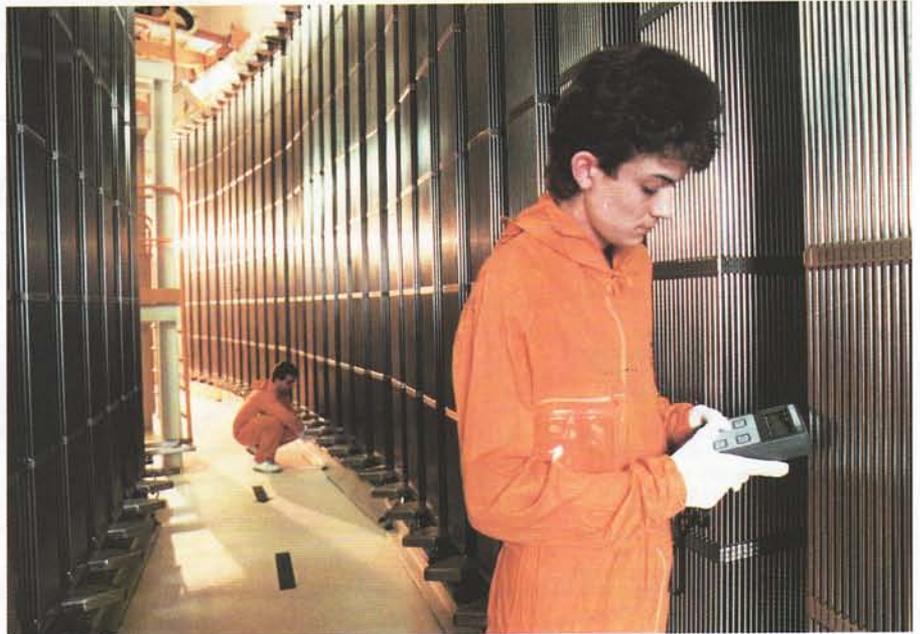
Para cumplir este objetivo, se han realizado un total de 209 pruebas nucleares, desarrolladas a lo largo de los 277 pasos existentes en la secuencia, correspondiendo cada uno de estos pasos a una prueba principal, que en muchos casos llevaba subordinado otro conjunto de pruebas como subpasos de ésta. Estas pruebas se clasifican en dos grupos:

- Carga de combustible y pruebas anteriores a criticidad, segunda prueba funcional en caliente (42).
- Pruebas desde criticidad hasta 100 % de potencia. Dentro de este último grupo existen tres niveles:
  - Primera criticidad y pruebas hasta el 30 % de potencia (57).
  - Pruebas entre el 30 % y 60 % de potencia (50).
  - Pruebas entre el 80 % y 100 % de potencia (60).

Para ejecutar y evaluar cada una de las pruebas se realizaron "los procedimientos de pruebas nucleares", donde se incluye el objeto, volumen de medición, condiciones iniciales, realización y criterios de aceptación de los resultados relativos a cada prueba. Esta etapa fue de especial dificultad al no existir unos procedimientos genéricos del Suministrador Principal.

Estos 209 procedimientos pasaron dos revisiones oficiales a través de las diversas organizaciones involucradas en el Arranque Nuclear (Ingeniería, Garantía de Calidad, Explotación y KWU), realimentándose con los comentarios vertidos por estas organizaciones.

Como herramienta fundamental para realizar la evaluación de los resultados de estas pruebas se ha contado, además del ordenador de procesos de la planta y sistemas de registros convencionales, con un sistema de adquisición de datos que permitía obtener un



Almacén de combustible nuevo

máximo de 144 variables analógicas hasta 100 HZ de frecuencia de adquisición, así como 40 señales binarias para cada prueba.

En la figura I puede verse un histograma de la potencia del reactor y turbina durante el arranque, así como los hitos más destacables.

La fase de pruebas nucleares a potencia ha comprendido la ejecución de 167 procedimientos de pruebas que se han agrupado en las siguientes áreas:

- Ingeniería del Reactor y Sistema Primario.
- Dinámica de planta.
- Sistemas eléctricos.
- Ciclo de agua vapor, BOP y Turbina.
- Química y Protección Radiológica.

La ingeniería del reactor ha tenido como responsabilidad la ejecución de las pruebas físicas del reactor para la verificación del diseño nuclear, la comprobación y calibración de la instrumentación nuclear y la determinación de todos aquellos parámetros físicos relevantes para la operación de la planta.

Con las pruebas de Dinámica de Planta se ha verificado el correcto comportamiento global de la misma ante todos los transitorios operacionales previstos.

El área de Sistemas Eléctricos ha comprobado los consumos, alimentaciones, transferencias y protecciones eléctricas en todos los modos de operación previstos.

Con las pruebas del área de BOP y Turbina se ha verificado el correcto funcionamiento de los sistemas y regulaciones del ciclo agua vapor ante los transitorios operacionales.

Por último, el área de Química y Protección Radiológica ha sido responsable de comprobar las dosis en zonas accesibles y verificar el correcto funcionamiento de los sistemas de purificación del primario.

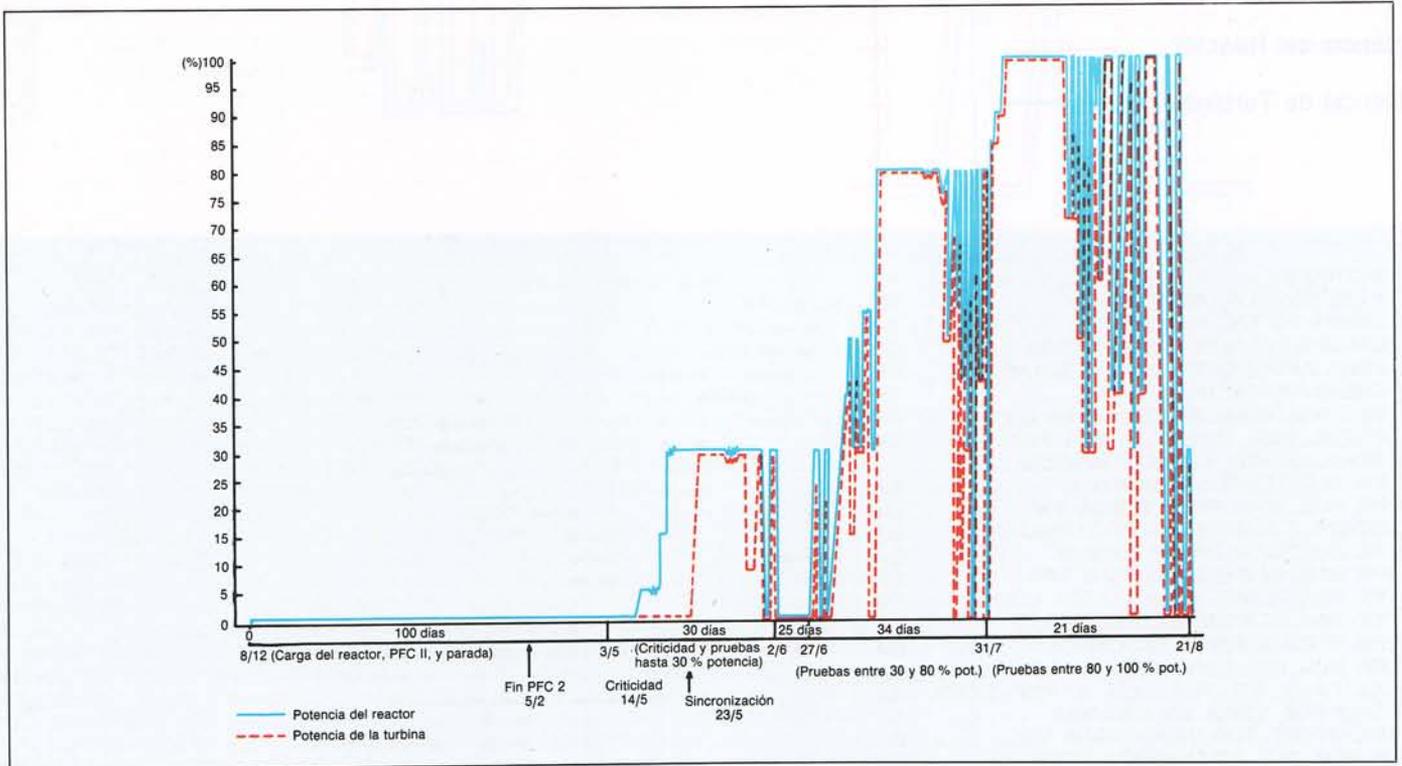
Previamente al comienzo de cada prueba, se realizaba una reunión con todas las organizaciones involucradas en la misma, incluido el CSN en aquellas de presencia oficial, para revisar el procedimiento de la misma y tomar en cuenta las alteraciones que procediera, así como verificar el parte de estados iniciales, estado actual de la planta y disposición de los técnicos involucrados en la Sala de Control.

Tras la ejecución de cada prueba se obtenían los resultados de la misma, que eran evaluados y aprobados por el Grupo de Evaluación, no pasando al siguiente paso de la secuencia de arranque hasta que el citado grupo daba su conformidad a la Sala de Control.

## EVALUACION DE RESULTADOS

Para cada uno de los procedimientos de pruebas se establecieron unos criterios de aceptación de pruebas, clasificados en dos modos: El nivel 1 correspondía a criterios de seguridad, cuyo cumplimiento era necesario para continuar con el programa de pruebas; el nivel 2 correspondía a aquellos criterios cuyo incumplimiento requiere acciones correctoras de ingeniería.

La evaluación del cumplimiento de los criterios de aceptación fue verificada por el Grupo de Evaluación, con res-



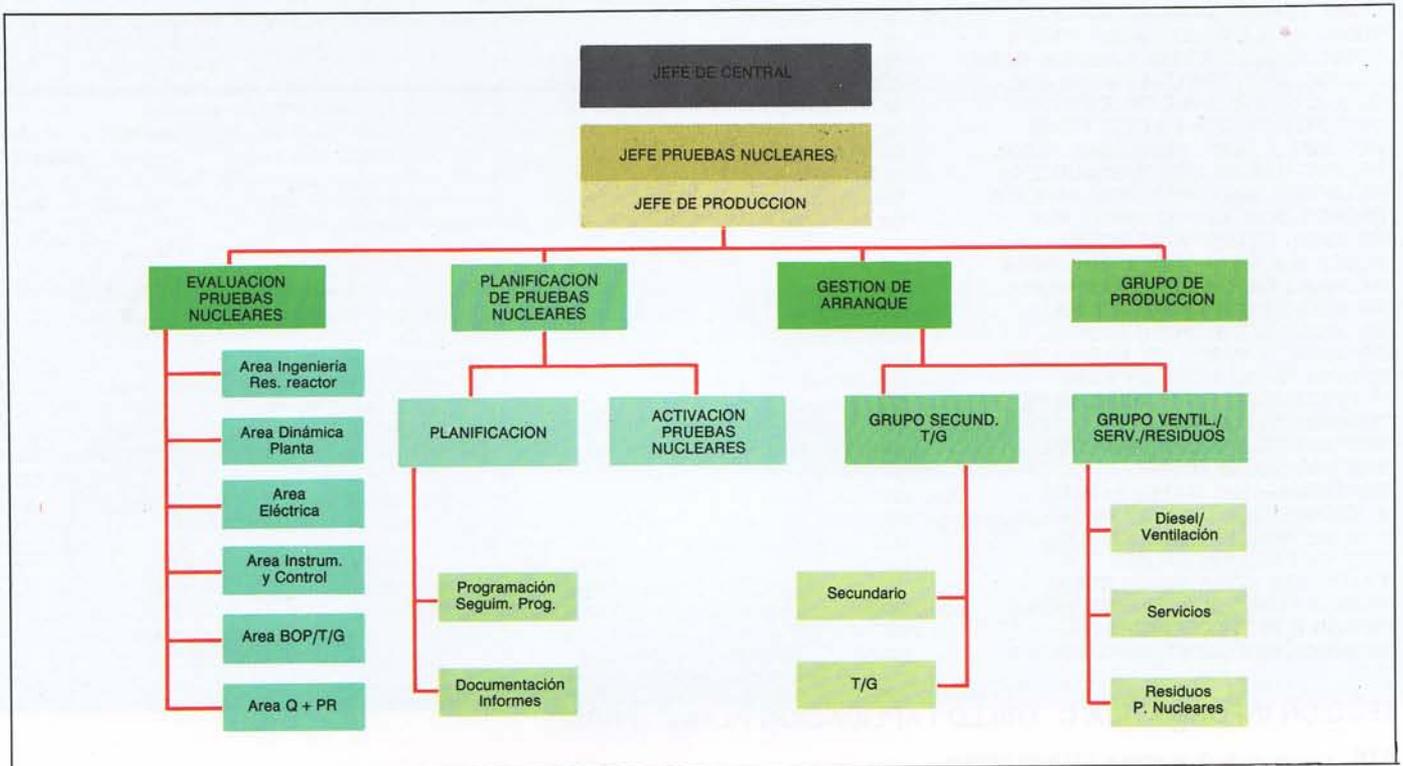
**F I** Histograma de potencia durante pruebas. A partir del 21/8 hasta el 1/9 la central se mantuvo en operación

responsabilidad independiente del personal encargado de la ejecución de las pruebas. Con anterioridad a la ejecución de las pruebas dinámicas importantes se rea-

lizaron cálculos *pretest* con el código RELAP/MOD2, que permitieron posteriormente verificar (tras la contrastación con los resultados de pruebas) la modelización de la planta con este có-

digo. Este hecho permitirá en el futuro realizar cálculos predictivos y optimizaciones en diversos sistemas. Como ejemplo del comportamiento de la planta ante algunos transitorios ca-

**F II** Organigrama de pruebas nucleares



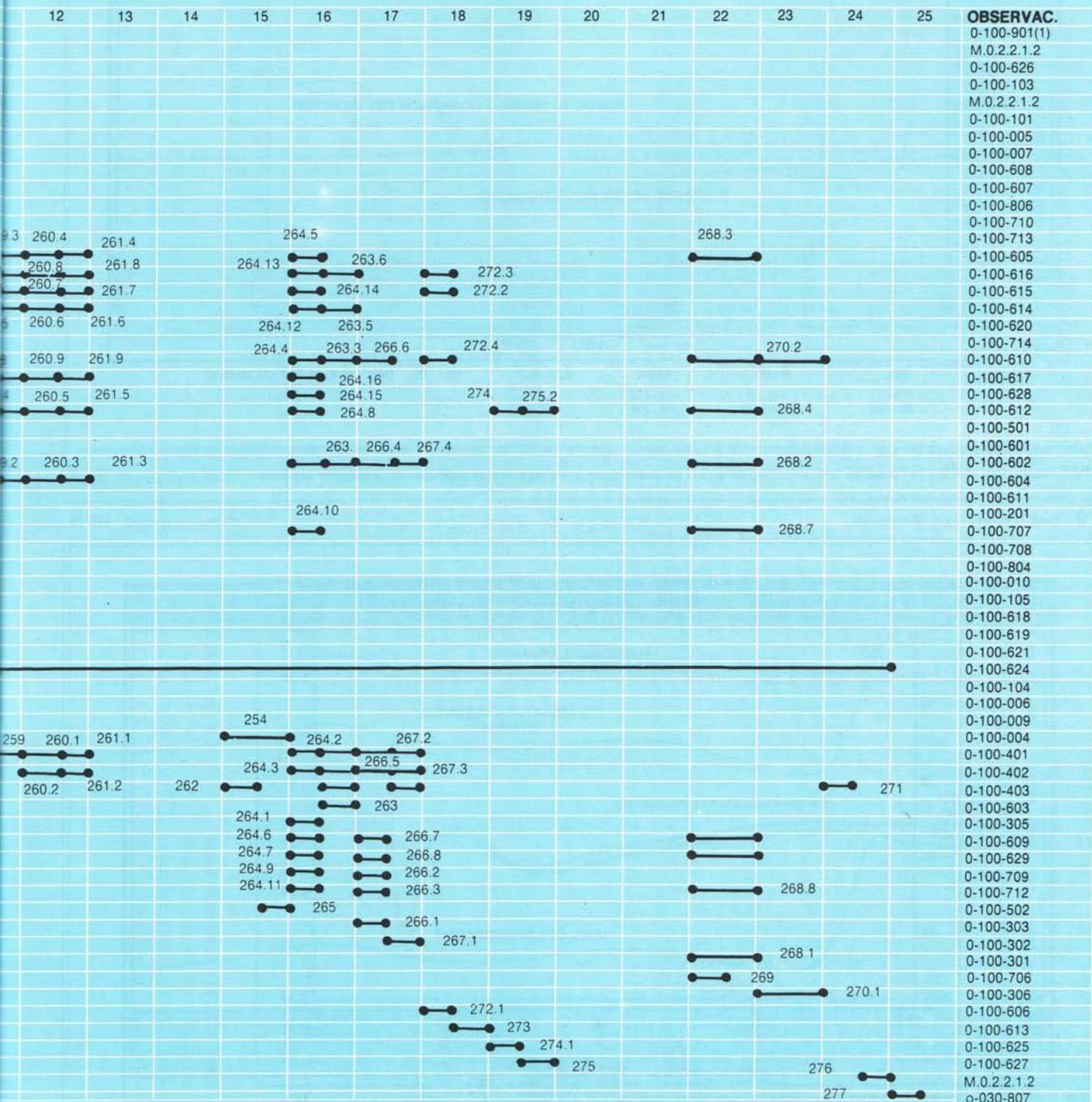
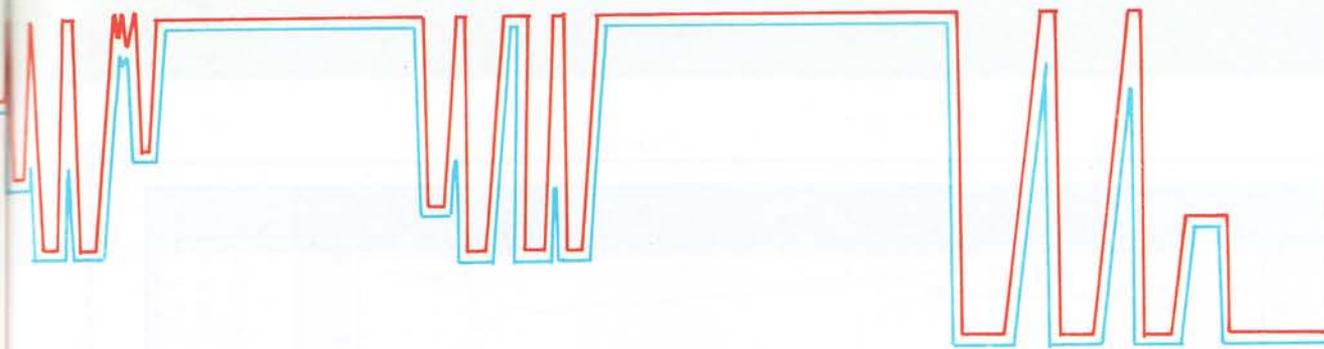
Potencia del Reactor ————  
 Potencia de Turbina ————

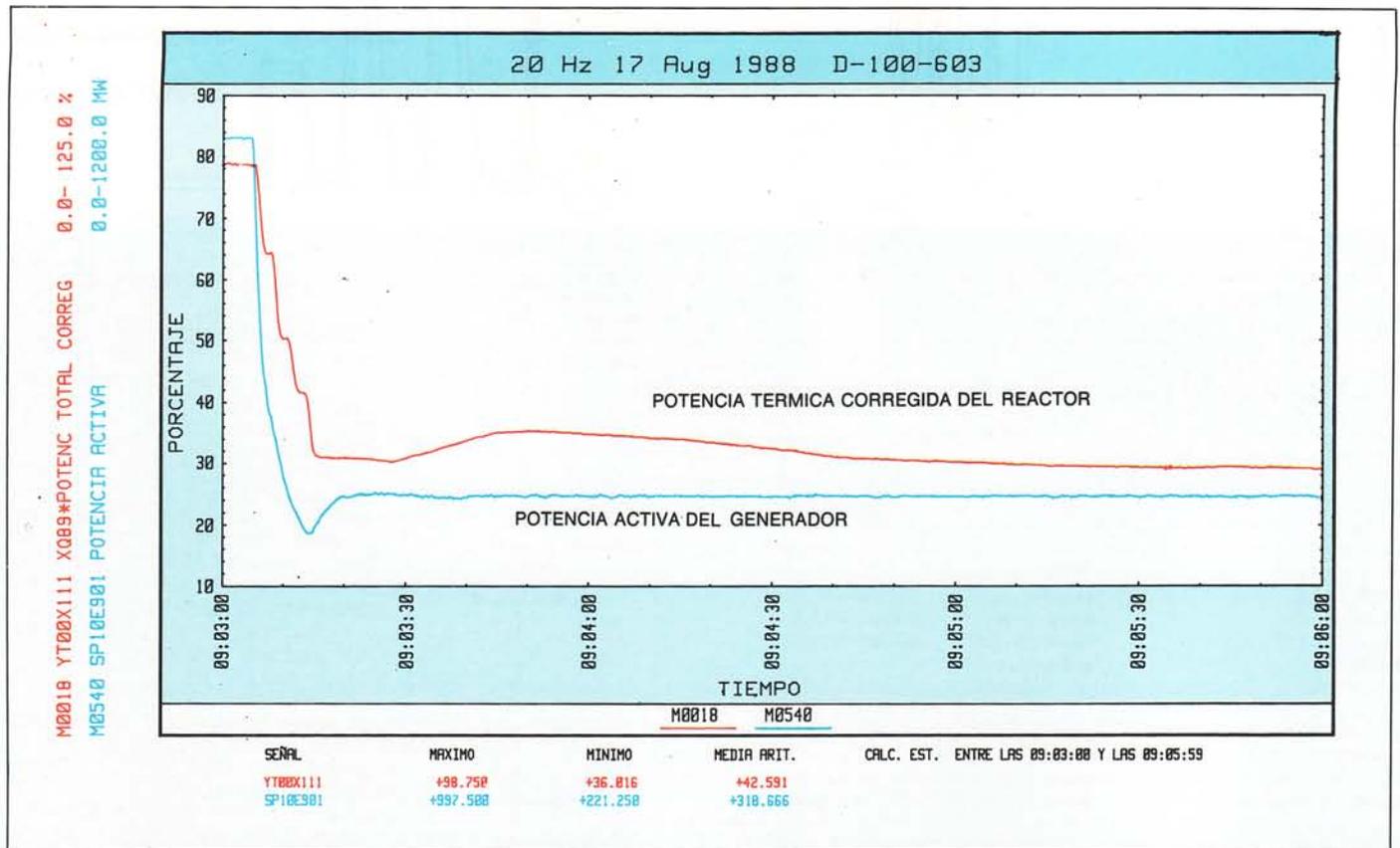


ACTIVIDAD	R.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
AJUSTE VALOR LIMITE YZ/YT	MI	212									
SUBIDA POTENCIA AL 90 %	OP	213.1									
CALENT. RECALENT. BAJO CARGA	GA	214.1	240								
TOMA DATOS SIST. PRIM. OP. ESTAC.	OP										
SUBIDA POTENCIA AL 100 %	OP	215	216								
DET. POT. TERM. REACTOR Y EN G.V.	GI			217.1		238.1					
PR/CAL. INST. NUC. EX./P. COR. REA	GI			217.2		238.2					
PR/CALIB. INST. NUCLEAR INTERNA				218			249				
PR. REG. TEMPER. PURGA G.V.	GA			219							
PR. REG. NIVEL PRES. PURGA G.V.	GA				220						
CONTR. T. BARRAS SAL. ALTERNADOR	ME				221						
PR. AUTOM. DE PR. DE TURBINA	GA	213.2			222						
PR. REG. BY-PASS CON PULS. PRB.	OP				223						
PR. REG. REPAR. CAUDAL AGUA ALIM.	GA				226						
PR. REG. DESCARGA CONDENSADO	GA				227						
PR. REGULACION DE DESCARGA	GA	214.2			228						
PR. REG. DES. COND. PRECAL. A.P.	GA		230		229						
AJ. CAUD. AG. REF. CON. A. REF. CONV.	GA										
COMPROB. VIBRA. EN TUBERIAS	GI			231.1							
DILAT/VIBR. TUB. VAPOR/AGUA ALI.	GI			231.2			236.4				
P. REG. DES. COND. DEPOS. DREN. B.P.	GA				232						
P. REG. CAUDAL SIST. FILT. CONDEN	GA				233					237.2	
PR. REG. DESCARGA CONDENSADOR	GA		235		234						
MED. TASA DOSIS ZONAS ACCESIBL.	PR										
PR. FUNTO. DE B.A.A. EN CARGA	GA						236.1				
PR. CONMUTACION B.A.A.	GA						236.2				
PR. REGUL. NIVEL GENER. VAPOR	GA						236.3				
PR. CONMUTACION BBA. CONDENSADO	GA									237.1	
DET. POT. TERM. REACTOR ORD. PROC	GI				239						
TOMA DE DATOS DE LA TURBINA	GI							241			
MEDI. DILAT. RELATIVAS TURBINA	GI							242			
MED. POTENCIA CONSUMO PROPIO	ME							243			
COMP. MED. TEMPERATURA NUCLEO	ME				245			244			
MED. REF. SIST. DETEC. P. SUELTAS	GI										
COMP. TERMOT. PRECAL. A.P.-B.P.	GI							246			
TOMA DATO CIRCUITO AGUA-VAPOR	GI							247			
COMP. TERMOT. CAMB. CALOR A. REFR	GI							248			
P. FUNC. SIST. TRATAM. PURGA G.V.	GA										
MED. CON SIST. VIBR. OP. ESTAC.	GI							251			
DIST. POT. FACTORES PICO Y DNB	GI								252		
DET. INFLU. TEMP. REFR. MED. FLUJO	GI									253	
PR. DET. PARAM. SIST. NEUMOBOLAS	GI										257
PR. REG. T. (KMT) REG. POS. BANCO L	OP									255	
PR. REG. POS. BANCO D/REG. POT.	OP										256
PR. LIMIT. POTENCIA REACTOR	OP										
P. DES. B.A.A. NO CONEX. BBA. RESV	OP										
RECHAZO CARGA CONSUMO PROPIO	OP										
PR. REG. VAPOR APOYO A T.A.A.	GA										
PR. REG. VAPOR APOYO PRECAL. A-4	GA										
PR. TURB. DURANTE PR. RECH. CARG	GA										
PRUEBA REGULACION BY-PASS	MI										
P. EFECT. SIST. PURIF. DESG. REFR.	QU										
DISPARO DE TURBINA	OP										
DISPARO DE UNA BBA. PRINCIPAL	OP										
DISPARO DEL REACTOR	OP										
DETERMINACION CURVA PARADA	GA										
P. CIERRE VALV. AISL. VAPOR PR.	OP										
FTO. BY-PASS PRECALENT. A.P.	GA										
FTO. BY-PASS PRECALENT. B.P.	GA										
FALLO BBA. AGUA CIRCULACION	OP										
PUESTA FUERA SERV. SEMIC. COND	OP										
SUBIDA A 30 % POTENCIA	OP										
PRUEBA CIRCULACION NATURAL	OP										

SECCION INFORMATICA C. TRILLO I APLICACION PLANIF (PRIME)

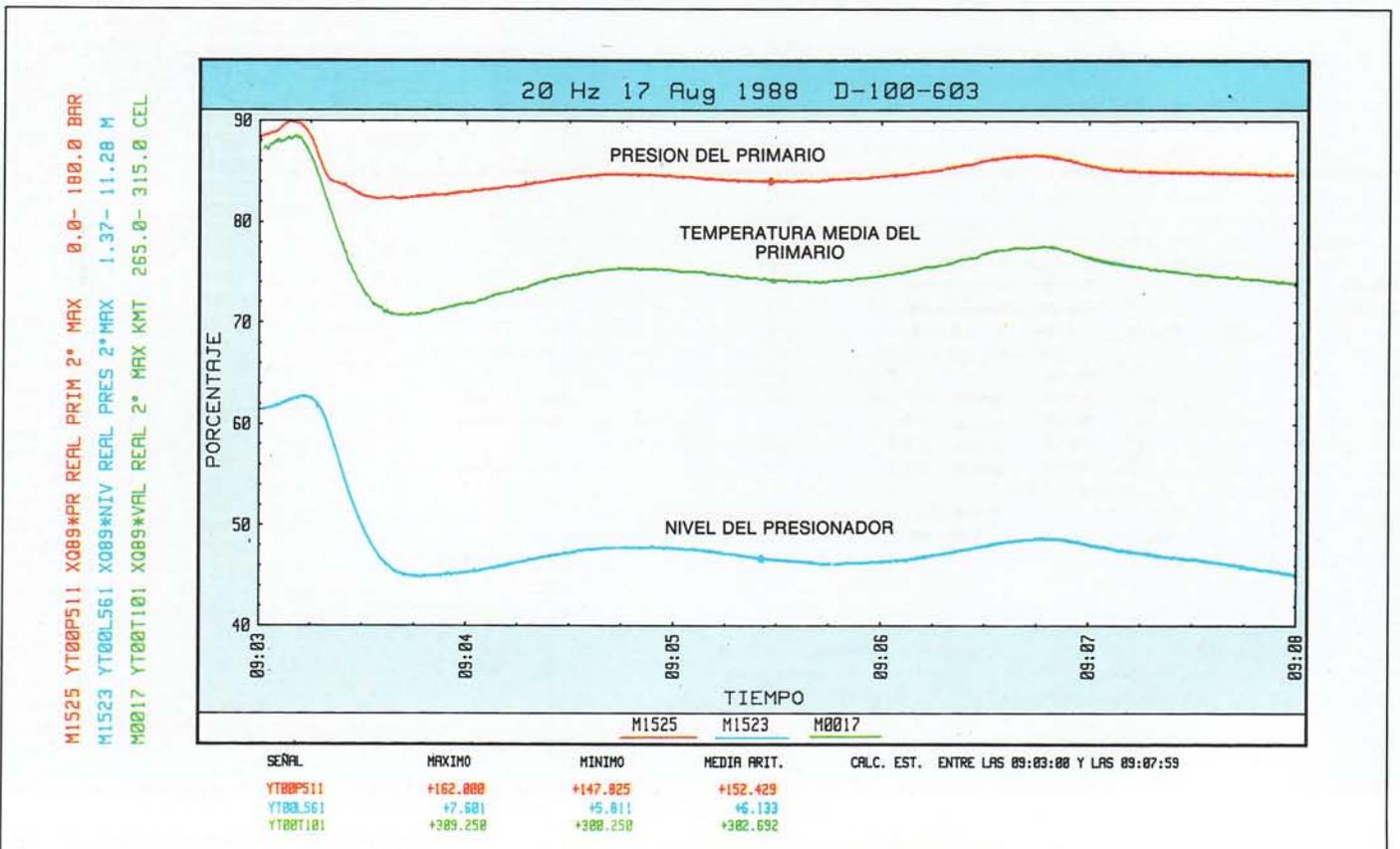
F III Programación de pruebas al 100 % de potencia



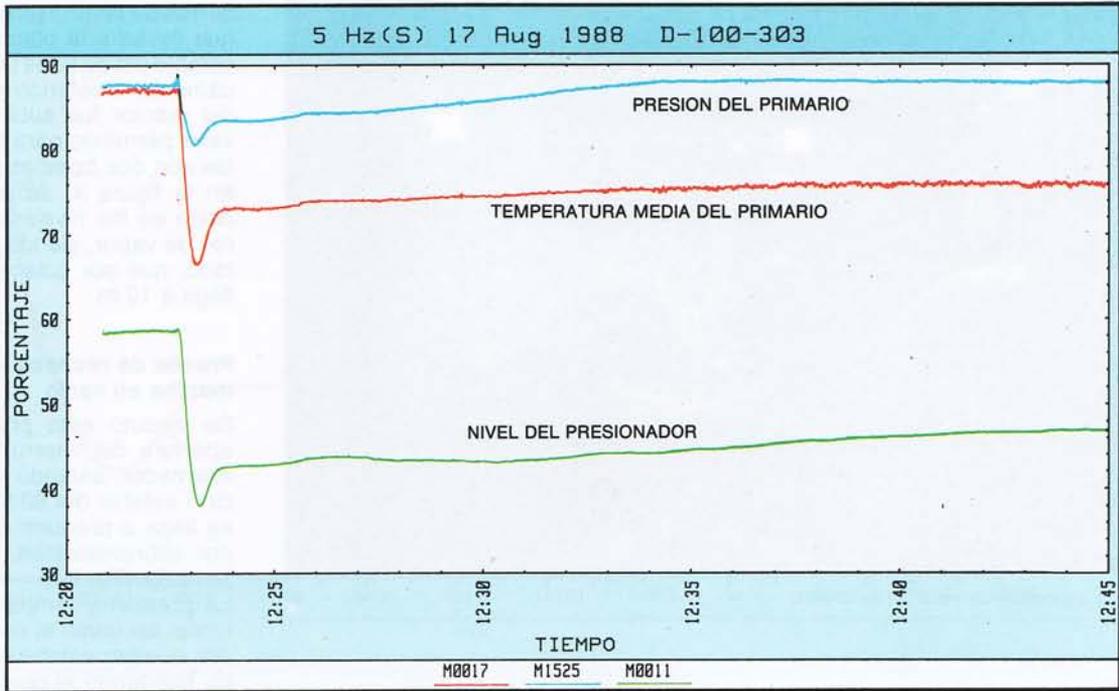


**FIV** Pérdida Parcial Agua Alimentación. El porcentaje de escala se refiere al rango de las medidas indicadas en la columna izquierda

**FV** Pérdida Parcial Agua Alimentación



M0017 YT00T101 X009\*VAL REAL 2° MAX KMT 265.0- 315.0 CEL  
 M1525 YT00P511 X009\*PR REAL PRIM 2° MAX 0.0- 100.0 BAR  
 M0011 YR71L401 X009\*VALOR REAL NIV PRES 1.37- 11.28 M



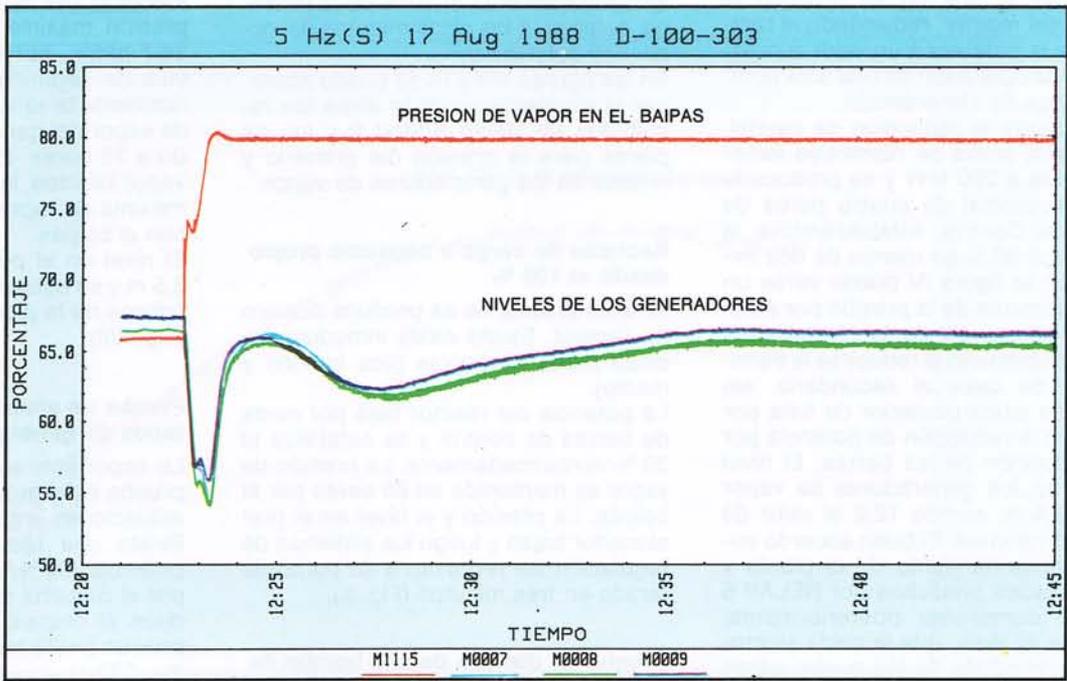
SEÑAL	MAXIMO	MINIMO	MEDIA ARIT.	CALC. EST. ENTRE LAS 12:20:51 Y LAS 12:44:59
YT00T101	+308.812	+298.312	+302.969	
YT00P511	+160.312	+145.813	+155.894	
YR71L401	+7.217	+5.136	+5.893	

**F VI** Disparo de turbina

**F VII** Disparo de turbina

M1115 SF10C110 X001\*REG P V BYP C1  
 M0007 YB10L951 GENERADOR VAPOR  
 M0008 YB20L951 GENERADOR VAPOR  
 M0009 YB30L951 GENERADOR VAPOR

0.0- 100.0 BAR  
 4.31- 15.73 M  
 4.31- 15.73 M  
 4.31- 15.73 M



SEÑAL	MAXIMO	MINIMO	MEDIA ARIT.	CALC. EST. ENTRE LAS 12:21:00 Y LAS 12:44:59
SF10C110	+80.563	+65.875	+78.945	
YB10L951	+11.933	+10.498	+11.689	
YB20L951	+11.940	+10.505	+11.668	
YB30L951	+12.040	+10.698	+11.763	



Sistema de tratamiento de agua del secundario

racterísticos de las centrales KWU, se citan a continuación algunos de los resultados obtenidos:

#### **Prueba de "pérdida parcial de agua de alimentación" por disparo de una de las dos bombas de agua de alimentación sin arranque de la de reserva**

Como característica destacada de esta prueba en la que no se produce el disparo del reactor, reduciéndose rápidamente la potencia a un valor compatible con la operación de una sola bomba de agua de alimentación.

Al detectarse la reducción de caudal, la potencia activa se disminuye inmediatamente a 290 MW y se produce la caída secuencial de cuatro pares de Barras de Control, estabilizándose la potencia al 30 % en menos de dos minutos. En la figura IV puede verse un primer aumento de la presión por efecto del incremento de la temperatura media del primario al reducirse la transferencia de calor al secundario, así como una caída posterior de ésta por efecto de la reducción de potencia por la introducción de las barras. El nivel mínimo en los generadores de vapor fue de 9,4 m, siendo 12,2 el valor de operación normal. El buen acuerdo entre el comportamiento de la planta y los resultados predichos por RELAP 5 permitió comprobar posteriormente, mediante análisis, que la caída sincronizada (inmediata de los cuatro pares de barras) tiene un efecto mucho más favorable sobre la presión máxima del primario alcanzable, por lo que se procedió a introducir dicha modificación en la lógica del control.

#### **Prueba de disparo de turbina desde el 100 %**

Como característica más destacada de esta prueba se encuentra el hecho de que no se produce disparo del reactor, permitiendo una más rápida recuperación de la planta a sus condiciones de plena carga.

Transcurrido el transitorio, y tal como puede verse en las figuras VI y VII, la planta queda estabilizada totalmente, aproximadamente al 30 % de la potencia nominal, a los cinco minutos del comienzo del mismo.

En las figuras VIII y IX se puede observar el excelente acuerdo entre los resultados de Relap 5/Mod 2 y los de planta para la presión del primario y niveles en los generadores de vapor.

#### **Rechazo de carga a consumo propio desde el 100 %**

En esta prueba no se produce disparo de reactor. Existe caída inmediata de cinco pares de barras (dos bancos y medio).

La potencia del reactor baja por caída de barras de control y se estabiliza al 30 % aproximadamente. La presión de vapor es mantenida en 80 bares por el bai-pás. La presión y el nivel en el presionador bajan y luego los sistemas de regulación las regresan a su punto de tarado en tres minutos (Fig. X).

#### **Prueba de disparo de una bomba de refrigeración principal**

Estando la planta estabilizada al 100 % de potencia, se realizó el disparo de una bomba de refrigeración principal. Se produce, como consecuencia de

ello, una caída de cuatro pares de barras de control (dos bancos y medio), que llevan a la planta a una situación estable del 30 % de potencia aproximadamente. Posteriormente, la potencia del reactor fue subida hasta el 52 %, valor permitido para la operación estable con dos bombas principales.

En la figura XI se puede observar la caída en los niveles de los generadores de vapor, siendo mayor en el afectado, que por colapsamiento del nivel llega a 10 m.

#### **Prueba de rechazo total de carga a marcha en vacío**

Se ejecutó esta prueba mediante la apertura del interruptor de salida del alternador, estando la planta en situación estable del 80 % de potencia. No se llega a producir disparo de turbina por sobrevelocidad, ni disparo del alternador (Fig. XII).

La presión y temperatura del refrigerante, así como el nivel en el presionador quedan estabilizados en un minuto, quedando el reactor estabilizado a un 28 % de potencia mediante el bai-pás. Se puede volver a cerrar el interruptor y proceder al aumento de potencia.

#### **Prueba del cierre de una válvula de aislamiento de vapor principal al 100 % de potencia**

Se produce el disparo del reactor por alta presión en el generador de vapor afectado (86 bar), alcanzándose una presión máxima en el secundario de 88.7 bares. Abre una única vez la válvula de seguridad, reduciendo posteriormente la válvula de alivio la presión de vapor del generador de vapor aislado a 75 bares. En los generadores de vapor intactos, la regulación de presión máxima de vapor a 81,4 bar se efectúa con el bai-pás.

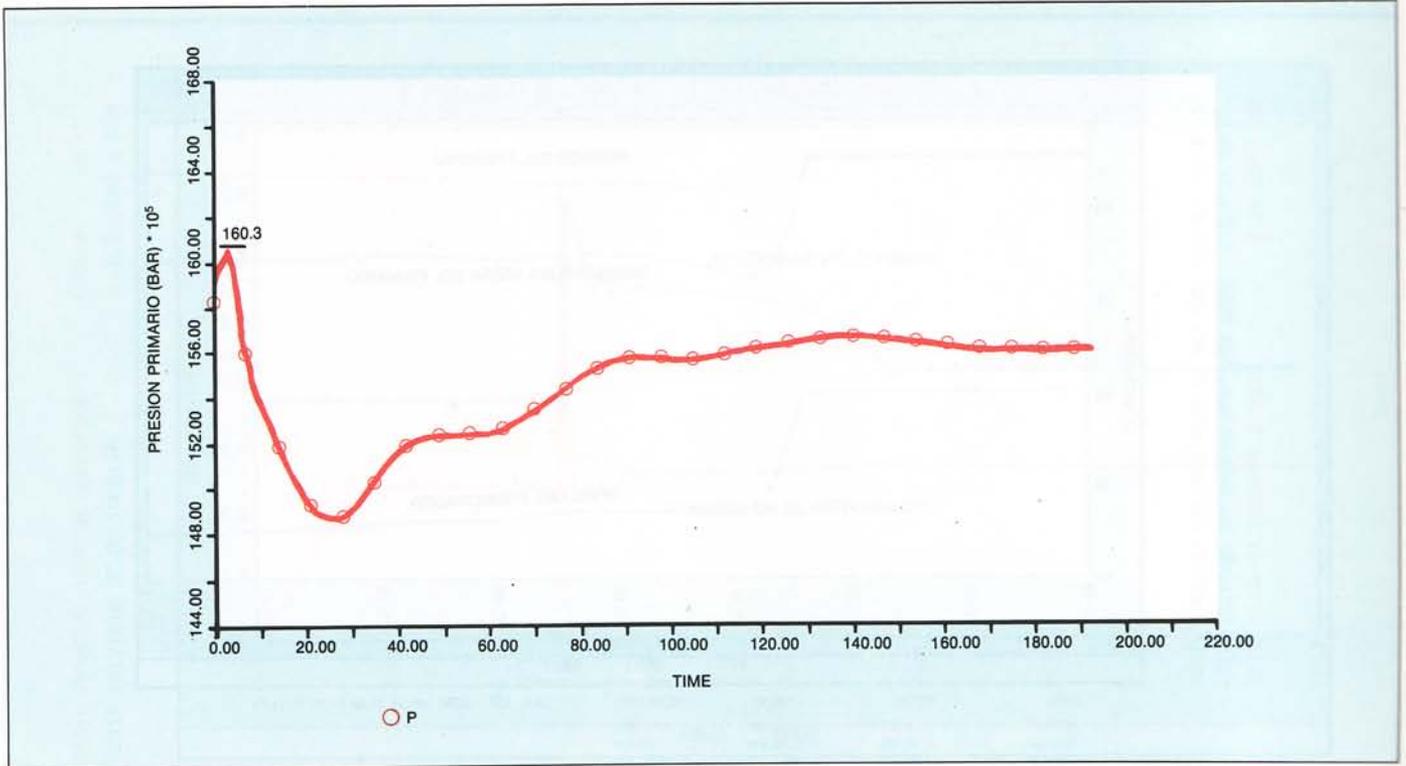
El nivel en el presionador no bajó de 3,5 m y se estabilizaron los parámetros críticos de la planta a los diez minutos (Fig. XIII).

#### **Prueba de simulación de rotura de tubos de generadores de vapor**

Lo importante a destacar durante esta prueba es el automatismo de todas las actuaciones importantes.

Existe una reducción automática de potencia (20 %/minuto hasta el 40 %) por el Sistema de Limitación y se produce el disparo del reactor por baja presión (<132 bar) o por temporización (t > 300 s).

La bajada automática de presión se continúa hasta situarla por debajo de 90 bares y se mantiene en este punto. El comienzo del rociado auxiliar por el Sistema de Control de Volumen y de



**F VIII** Disparo de turbina sin fallos adicionales

Borado Adicional se inicia a los 180 s o cuando la potencia del reactor es menor del 40 %. En las figuras XIV y XV se da una comparación de las principales variables obtenidas en la planta con

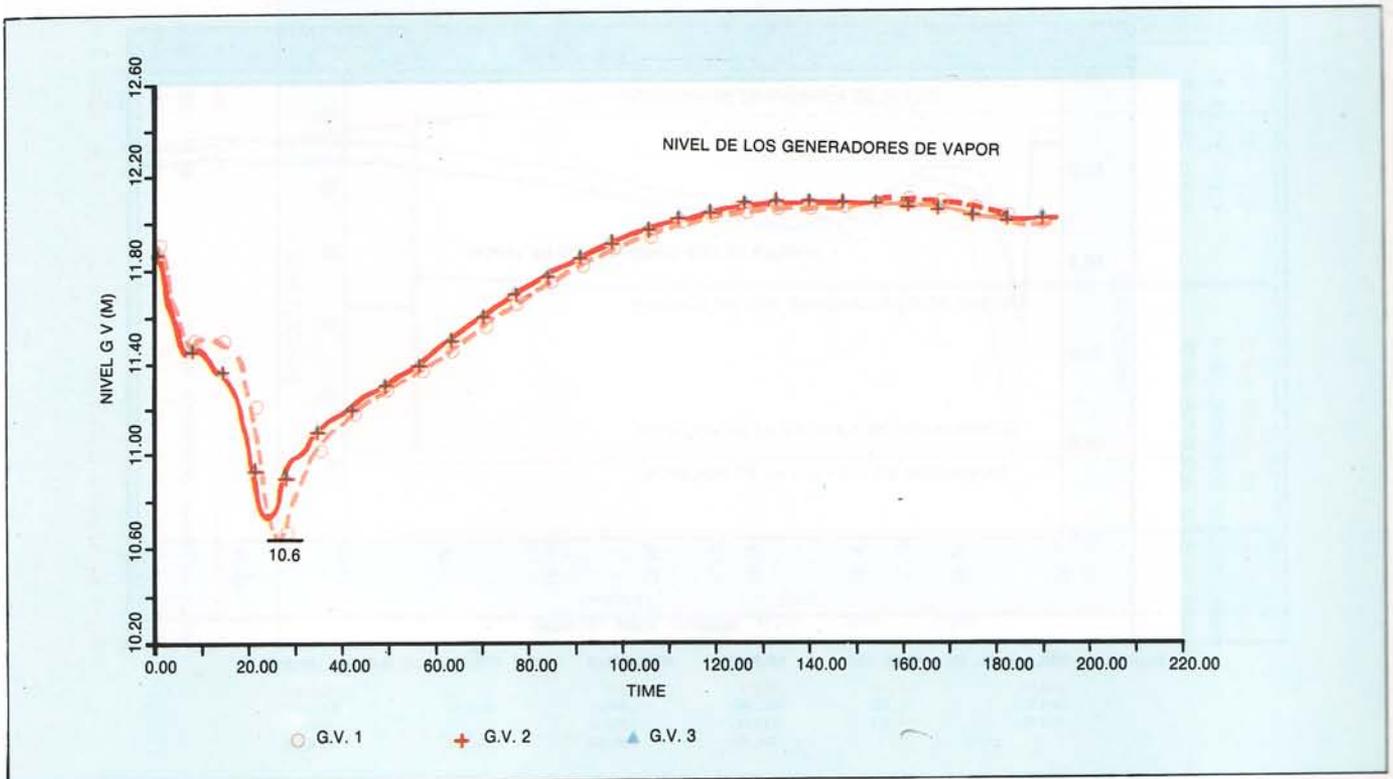
los cálculos realizados mediante RE-LAP 5/MOD 2.

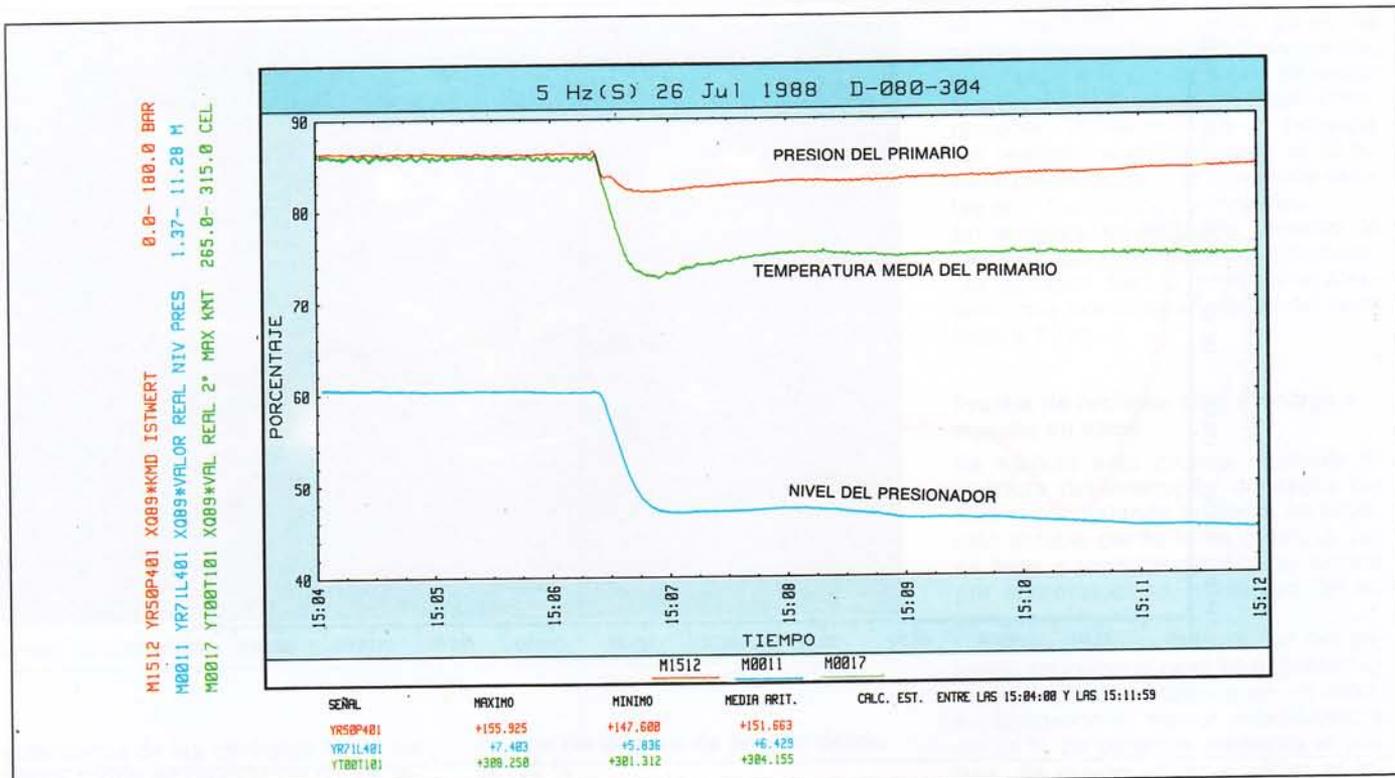
### CONCLUSIONES

Durante todo este periodo de Arranque

Nuclear, la planta ha demostrado un excelente comportamiento y disponibilidad, que se refleja en la cifra de sólo tres disparos no programados que se produjeron, siendo únicamente uno de

**F IX** Disparo de turbina sin fallos adicionales





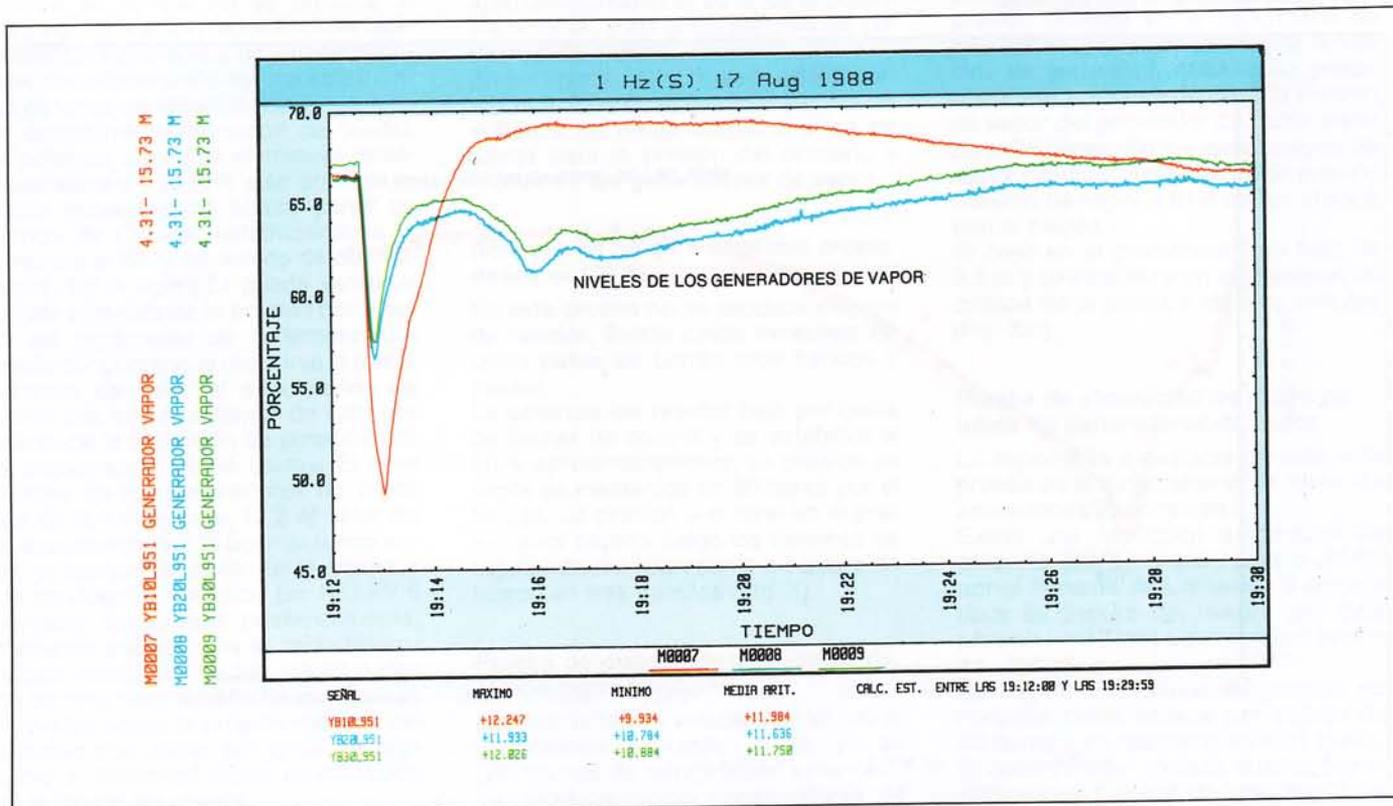
**FX** Rechazo a Consumo Propio

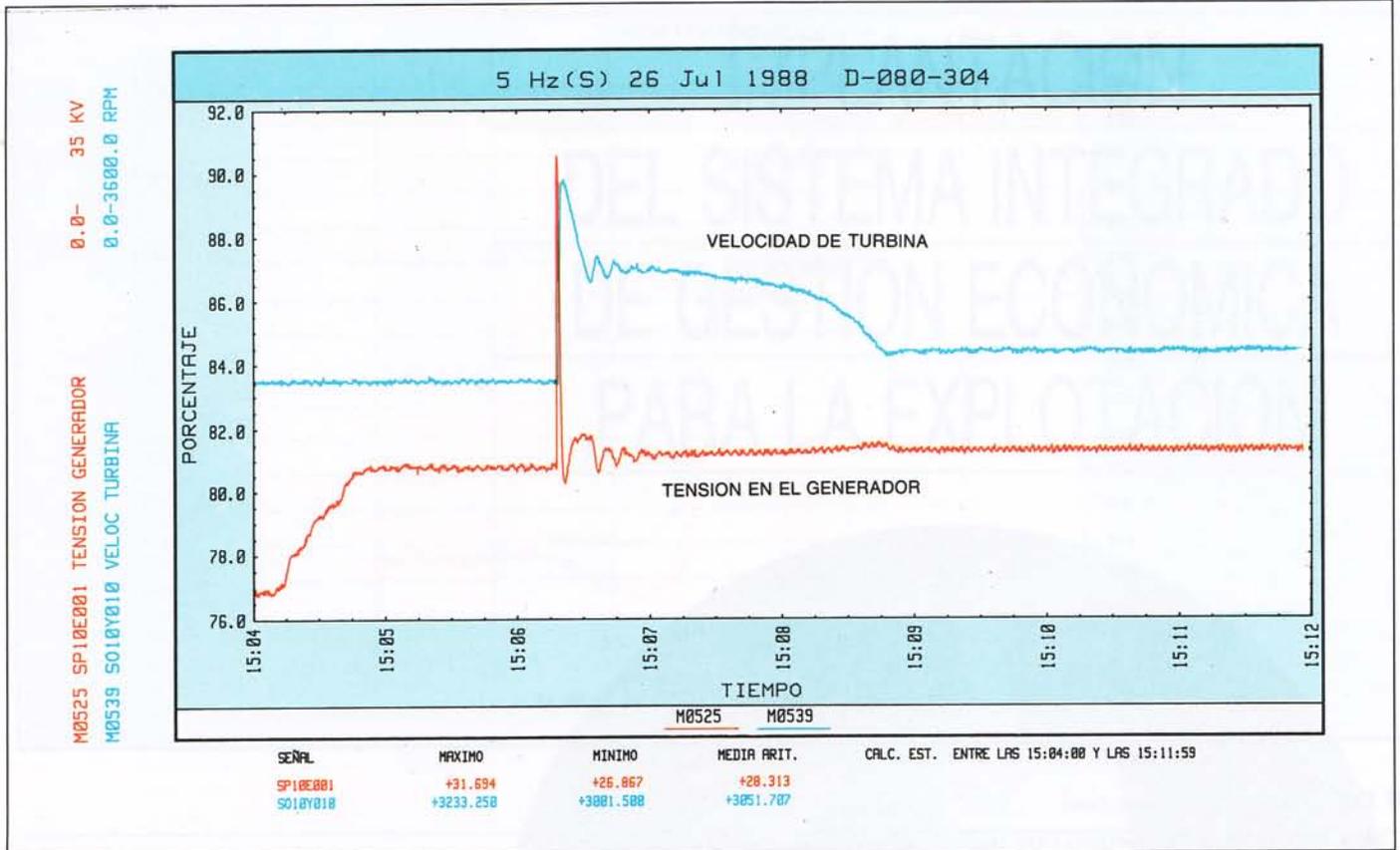
ellos imputable a la ejecución de una prueba. Asimismo, no se violó ningún criterio de aceptación de nivel 1 y las desviaciones parciales que se presen-

taron a criterios de nivel 2 no afectaron a la Operabilidad y Seguridad de la planta, siendo corregidos en su gran mayoría en las paradas programadas.

Asimismo, y como aplicación a corto plazo de los resultados obtenidos en esta fase de Arranque Nuclear, se está procediendo a su análisis con objeto

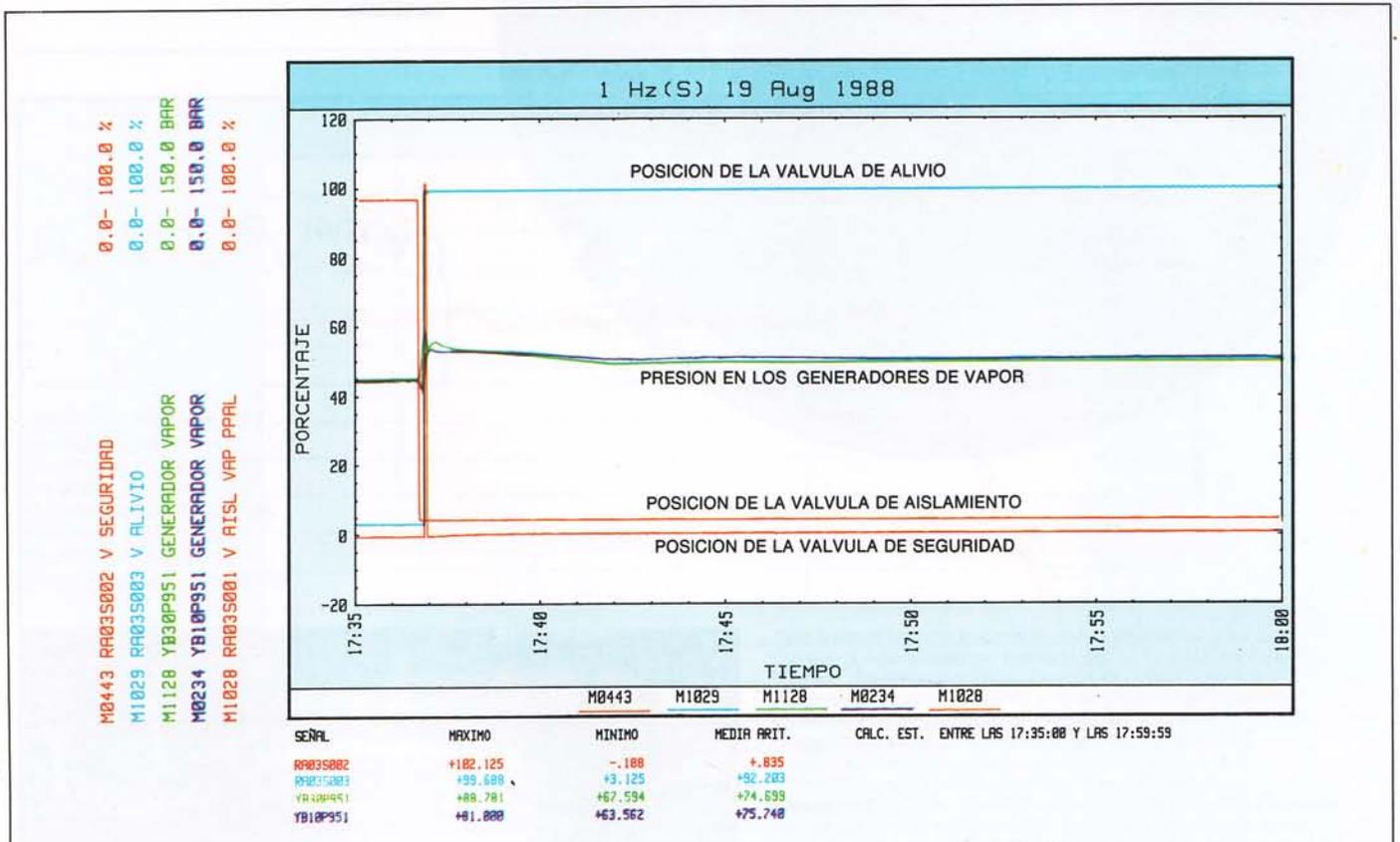
**FXI** Disparo de una bomba de refrigeración principal

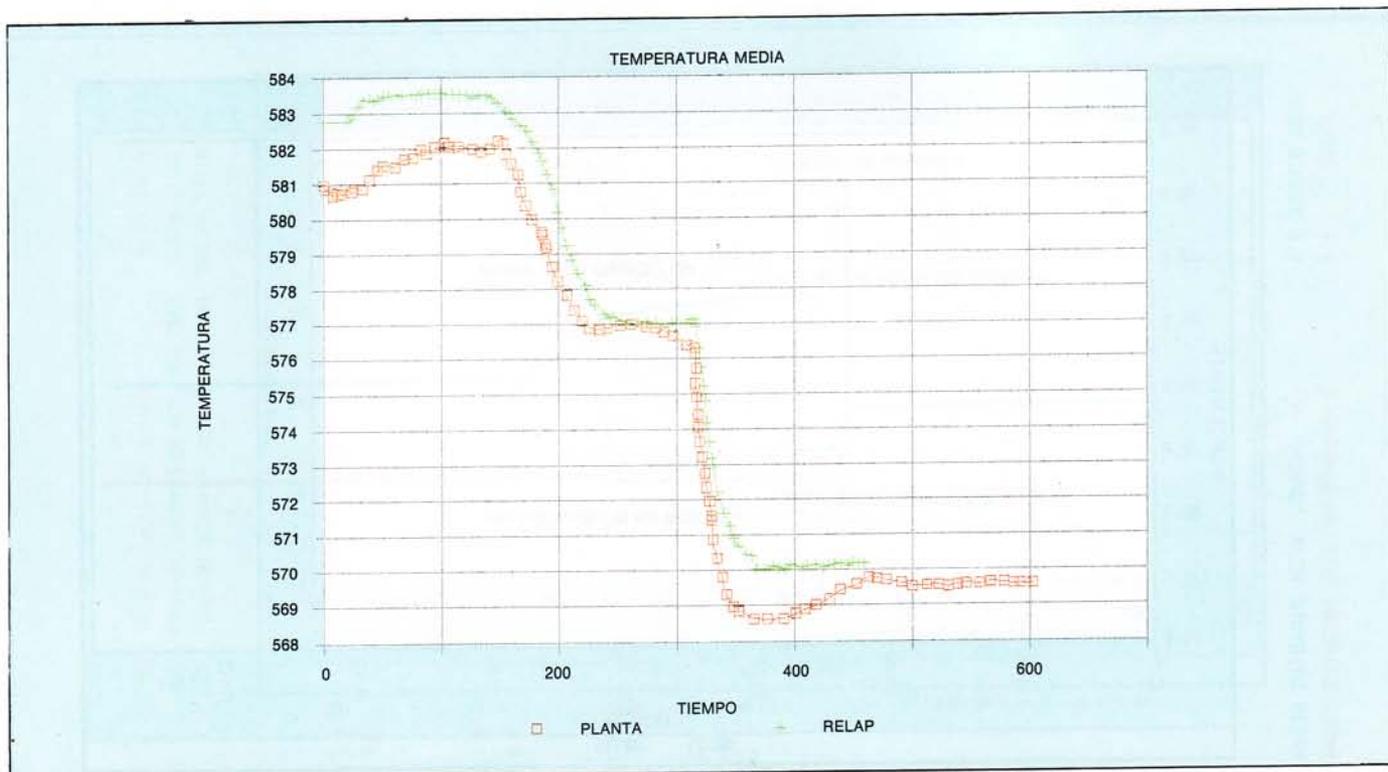




**F XII** Prueba de rechazo total de carga a marcha en vacio

**F XIII** Cierre de válvula de aislamiento de vapor principal al 100 % de potencial





**F XIV** Simulación de Rotura de Tubos

de revisar aquella documentación del Proyecto y Operación que pueda verse afectada, así como los cálculos postest para validar el código RELAP/MOD 2, aunque los cálculos pre-test realizados

mostraron ya un buen acuerdo con los resultados en la planta, que confirman la correcta modelización. Evidentemente, existen otras muchas áreas de interés en las cuales se apli-

carán los beneficios de esta documentación. Entre otras, serviría como base para iniciar un programa de simulación del comportamiento dinámico del secundario.

**F XV** Simulación de Rotura de Tubos

