



**PROGRAMA DE FORMACIÓN PRÁCTICA  
EN EL ÁREA DE INGENIERIA NUCLEAR  
MEDIANTE EL SIMULADOR CONCEPTUAL DE  
CENTRAL NUCLEAR SIREP 1300 (DFEN-ETSEIB-UPC)**

**I- Asignatura: Física de Reactores Nucleares**

**II- Asignatura: Centrales Nucleares**

**Prof. Ph.D. Javier Dies – Doctor Ingeniero Industrial**

*Coordinador de la asignatura Física de Reactores Nucleares*

**Prof. Ph.D. Carlos Tapia – Doctor Ingeniero Industrial**

*Coordinador de la asignatura Centrales Nucleares*

**Ing. Ph.D. Francesc Puig**

*Doctor Ingeniero Industrial, Intensificación en Ingeniería Nuclear*

**Ing. David Villar**

*Ingeniero Industrial, Intensificación en Ingeniería Nuclear*

Este proyecto ha sido auspiciado por:





# Índice

<b>ÍNDICE</b> .....	<b>1</b>
<b>GLOSARIO</b> .....	<b>5</b>
<b>INTRODUCCIÓN</b> .....	<b>7</b>
<b>1. PRESENTACIÓN DEL SIMULADOR CONCEPTUAL DE CENTRAL NUCLEAR SIREP 1300</b>	<b>11</b>
1.1. PRESENTACIÓN DEL MODELO DEL SIMULADOR.....	13
1.1.1. Organización del modelo.....	13
1.1.1.1. Módulo <i>NEUTRO</i> .....	13
1.1.1.2. Módulo <i>MODELIX</i> .....	13
1.1.1.3. Módulo <i>DRAC</i> .....	14
1.1.2. Temas principales de simulación.....	14
1.1.3. Elementos y sistemas incluidos en el modelo. Límites del dominio de validez.....	14
1.2. POSIBILIDADES DE GESTIÓN DE ESTADOS Y DE LA SIMULACIÓN.....	16
1.2.1. Velocidad de simulación y aceleraciones parciales.....	16
1.2.2. Gestión de ficheros.....	17
1.3. REPRESENTACIONES SINÓPTICAS DEL COMPORTAMIENTO.....	19
1.3.1. Representación general de la planta.....	21
1.3.2. Representación del reactor.....	22
1.3.3. Representación sistema de control químico y volumétrico.....	23
1.3.4. Representación del presionador.....	24
1.3.5. Representación del generador de vapor.....	25
1.3.6. Representación de la turbina.....	26
1.3.7. Representación del sistema de extracción de calor residual.....	27
1.3.8. Diagrama de balance de la reactividad.....	28
1.3.8.1. Imágenes y diagramas didácticos – Combustible.....	29
1.3.8.2. Imágenes y diagramas didácticos – Doppler.....	30
1.3.8.3. Imágenes y diagramas didácticos – Moderador.....	31
1.3.8.4. Imágenes y diagramas didácticos – Efectos de potencia.....	32
1.3.8.5. Imágenes y diagramas didácticos – Xenón.....	33
1.3.8.6. Imágenes y diagramas didácticos – Samario.....	34
1.3.8.7. Imágenes y diagramas didácticos – Boro.....	35
1.3.8.8. Imágenes y diagramas didácticos – Barras de control.....	36
1.3.9. Representación del análogo hidráulico de la evolución del Xenón y Samario.....	37
1.3.10. Representación del diagrama Presión-Temperatura.....	38
1.3.11. Representación del diagrama de control.....	39
1.3.12. Diagramas termodinámicos ilustrativos.....	40
1.3.13. Pantalla de trazado de curvas.....	41
1.3.14. Cuadro de alarmas.....	42
1.3.15. Pantalla de instructor.....	43

1.4.	DESCRIPCIÓN Y CARACTERÍSTICAS GENERALES DE LA SERIE REP 1300 FRANCESES.....	44
1.4.1.	<i>Características de concepción del circuito primario.....</i>	47
1.4.2.	<i>Características termohidráulicas y neutrónicas.....</i>	48
1.4.2.1.	Características termohidráulicas del circuito primario.....	48
1.4.2.2.	Características agua-vapor del lado secundario del GV.....	49
1.4.2.3.	Características neutrónicas del núcleo.....	49
1.4.3.	<i>Características de componentes, dimensiones y materiales.....</i>	50
1.4.3.1.	Vasija y elementos internos.....	50
1.4.3.2.	Elementos combustibles.....	51
1.4.3.3.	Barras de control.....	52
1.4.3.4.	Varillas de venenos consumibles y fuentes neutrónicas.....	53
1.4.3.5.	Bombas primarias.....	53
1.4.3.6.	Presionador.....	54
1.4.3.7.	Generador de vapor.....	55
1.4.4.	<i>Posicionamiento de los grupos de control y seguridad en la serie P4-P'4.....</i>	56
<b>2.</b>	<b>DESCRIPCIÓN DEL MODELO DEL SIMULADOR.....</b>	<b>57</b>
2.1.	MODELIZACIÓN Y FÍSICA DEL NÚCLEO.....	59
2.1.1.	<i>Modelo neutrónico. Descripción e hipótesis de simulación.....</i>	59
2.1.2.	<i>Módulo boro. Descripción e hipótesis de simulación.....</i>	59
2.1.3.	<i>Modelización del efecto de las barras de control.....</i>	61
2.1.4.	<i>Modelización del efecto de temperatura del combustible.....</i>	62
2.1.5.	<i>Modelización del efecto de temperatura del moderador y del ácido bórico.....</i>	62
2.1.6.	<i>Modelización de los efectos de envenenamiento.....</i>	62
2.1.7.	<i>Cálculo de la reactividad del combustible.....</i>	63
2.1.8.	<i>Cálculo de la potencia residual.....</i>	64
2.1.9.	<i>Cálculos térmicos en el núcleo. Determinación de los perfiles axiales de flujo y temperaturas.....</i>	65
2.2.	CONCEPCIÓN DEL PRESIONADOR. REGULACIÓN DE NIVEL Y PRESIÓN PRIMARIA.....	66
2.3.	BOMBAS Y CANALIZACIONES DE ENLACE.....	69
2.4.	CIRCUITO SECUNDARIO.....	69
2.4.1.	<i>Generador de vapor.....</i>	69
2.4.2.	<i>Circuito de vapor.....</i>	70
2.4.3.	<i>Turbina.....</i>	70
2.4.4.	<i>Condensador.....</i>	70
2.4.5.	<i>Turbobombas y agua de alimentación.....</i>	71
2.4.6.	<i>Automatismos y cadenas de regulación.....</i>	72
2.5.	SISTEMA DE CONTROL QUÍMICO Y DE VOLUMEN.....	72
2.5.1.	<i>Modelo físico.....</i>	72
2.5.2.	<i>Regulaciones.....</i>	73
2.6.	CIRCUITO DE REFRIGERACIÓN EN LA PARADA.....	74
2.6.1.	<i>Modelo físico.....</i>	74
2.6.2.	<i>Regulaciones.....</i>	75

<b>3.</b>	<b>RELACIÓN DE PRÁCTICAS .....</b>	<b>77</b>
3.1.	PARÁMETROS CINÉTICOS DEL REACTOR .....	79
3.1.1.	<i>Introducción</i> .....	81
3.1.1.1.	Neutrones instantáneos y neutrones diferidos.....	81
3.1.1.2.	Ecuaciones de la cinética del reactor.....	82
3.1.1.3.	Período del reactor. Tiempo de doblamiento.....	83
3.1.2.	<i>Modus Operandi</i> .....	84
3.1.2.1.	Cálculo del parámetro $\beta$ .....	84
3.1.2.2.	Cálculo del parámetro $\lambda$ y del periodo con reactividades positivas.....	86
3.1.2.3.	Cálculo del período del reactor con reactividades negativas.....	87
3.1.2.4.	Inserción de grandes reactividades. Aplicación a la parada de emergencia.....	88
3.1.3.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	90
3.2.	APROXIMACIÓN SUBCRÍTICA.....	93
3.2.1.	<i>Introducción</i> .....	95
3.2.1.1.	Descripción del procedimiento.....	95
3.2.1.2.	Cálculo del volumen de agua de dilución.....	96
3.2.2.	<i>Modus Operandi</i> .....	97
3.2.2.1.	Caracterización del estado inicial del reactor.....	97
3.2.2.2.	Acciones previas.....	98
3.2.2.3.	Fase de dilución.....	100
3.2.2.4.	Fase de control mediante barras.....	101
3.2.3.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	103
3.2.4.	<i>Plantillas para la toma de datos</i> .....	104
3.3.	EFFECTOS DE LA TEMPERATURA SOBRE LA REACTIVIDAD.....	109
3.3.1.	<i>Introducción</i> .....	111
3.3.1.1.	Coefficiente de temperatura del combustible.....	112
3.3.1.2.	Coefficiente de temperatura del moderador.....	113
3.3.2.	<i>Modus Operandi</i> .....	114
3.3.2.1.	Aparición de los efectos de temperatura.....	115
3.3.2.2.	Efectos de realimentación de reactividad con reactor a plena potencia y en final de ciclo.....	117
3.3.2.3.	Efectos de realimentación de reactividad con reactor a plena potencia y en inicio de ciclo.....	118
3.3.3.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	119
3.4.	COEFICIENTE ISOTERMO Y COEFICIENTE DEL MODERADOR.....	121
3.4.1.	<i>Introducción</i> .....	123
3.4.2.	<i>Modus Operandi</i> .....	124
3.4.2.1.	Determinación del coeficiente isoterma en diferentes estados de calentamiento.....	125
3.4.2.2.	Determinación de la concentración crítica de boro a la temperatura de operación a plena potencia.....	127
3.4.3.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	132
3.5.	ARRANQUES Y VARIACIONES DE CARGA DEL REACTOR.....	133
3.5.1.	<i>Introducción</i> .....	135
3.5.1.1.	Efectos del xenón en el arranque.....	135
3.5.1.2.	Procedimientos de arranque después de parada automática (A.U.).....	135
3.5.2.	<i>Modus Operandi</i> .....	138

3.5.2.1.	Descenso de potencia del reactor a mitad de su potencia nominal .....	138
3.5.2.2.	Arranque del reactor después de una parada.....	140
3.5.3.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	143
3.6.	ESTADOS ESTÁNDAR DEL REACTOR. TRANSICIÓN DE OPERACIÓN A POTENCIA A PARADA CALIENTE ...	145
3.6.1.	<i>Introducción</i> .....	147
3.6.1.1.	Estados del reactor .....	147
3.6.1.2.	Cálculo del efecto de reactividad sobre el núcleo en las operaciones de boración del primario .....	148
3.6.2.	<i>Modus Operandi</i> .....	148
3.6.2.1.	Proceso de transición a espera en caliente .....	149
3.6.2.2.	Proceso de transición a parada en caliente.....	151
3.6.3.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	153
3.7.	ESTADOS ESTÁNDAR DEL REACTOR. TRANSICIÓN DE PARADA CALIENTE A PARADA FRÍA .....	155
3.7.1.	<i>Modus Operandi</i> .....	157
3.7.1.1.	Transición a parada intermedia .....	157
3.7.1.2.	Transición a parada fría .....	160
3.7.2.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	163
3.8.	CALIBRACIÓN DE UN GRUPO DE BARRAS.....	165
3.8.1.	<i>Introducción</i> .....	167
3.8.2.	<i>Modus Operandi</i> .....	169
3.8.2.1.	Calibración del grupo <i>R</i> por dilución .....	170
3.8.2.2.	Calibración del grupo de potencia por intercambio.....	172
3.8.3.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	176
3.9.	AUTOESTABILIZACIÓN DEL REACTOR .....	177
3.9.1.	<i>Introducción</i> .....	179
3.9.2.	<i>Modus Operandi</i> .....	180
3.9.2.1.	Perturbación del primario a inicio de vida (BOL) .....	180
3.9.2.2.	Perturbación del primario a mitad de vida (MOL) .....	181
3.9.2.3.	Perturbación del secundario a inicio de vida (BOL).....	182
3.9.2.4.	Perturbación del secundario a mitad de vida (MOL).....	183
3.9.2.5.	Importancia del efecto Doppler. Hipotética operación sin la actuación del efecto Doppler.....	183
3.9.2.6.	Importancia del coeficiente del moderador. Hipotética operación con concentración de boro elevada..	185
3.9.3.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	186
3.10.	DESCONEXIÓN DE LA RED Y OPERACIÓN EN ISLA .....	189
3.10.1.	<i>Introducción</i> .....	191
3.10.1.1.	Coeficiente de potencia.....	191
3.10.1.2.	Límites del diagrama de operación .....	192
3.10.1.3.	Caracterización del margen de parada .....	195
3.10.1.4.	Efectos de redistribución de potencia.....	197
3.10.1.5.	Efecto de huecos .....	198
3.10.2.	<i>Modus Operandi</i> .....	198
3.10.2.1.	Desconexión de la red y operación en isla.....	198
3.10.2.2.	Conexión a la red y recuperación de la potencia nominal.....	204
3.10.2.3.	Cálculo del margen de parada y del coeficiente de potencia .....	205
3.10.3.	<i>Cuestiones relativas a la experiencia</i> .....	206

## Glosario

*BOL*: Beginning Of Life. Estado del reactor en inicio de ciclo.

*DDV (DDC)*: Debut De Vie (Cycle). Equivalente a *BOL* en terminología francesa.

*DNBR*: Departure from Nucleate Boiling Ratio. Relación que indica el margen sobre la crisis de ebullición.

*EOL*: End of Life. Estado del reactor en final de ciclo.

*FDV (FDC)*: Fin De Vie (Cycle). Equivalente a *EOL* en terminología francesa.

*GCT*: Groupe de Contournement de Turbine. Permite desviar el vapor producido por los generadores.

*GV*: Generadores de Vapor.

*LWR*: Light Water Reactor.

*MAR*: Margen de AntiReactividad o margen de parada.

*MDV (MDC)*: Moitié De Vie (Cycle). Equivalente a *MOL* en terminología francesa.

*MOL*: Middle Of Life. Estado del reactor en mitad de ciclo.

*MOX*: Mixed Oxyde. Mezcla de óxidos uranio-plutonio ( $UO_2/PuO_2$ ).

*PTR*: Circuito de tratamiento y refrigeración del agua de piscina.

*PWR*: Pressurized Water Reactor.

*RCP*: Circuit Primaire.

*RCV*: Circuit de Contrôle Volumétrique et chimique. Sistema de control químico y volumétrico.

*REA*: Circuito de aporte de agua y boro.

*REC*: Rapport d'Ebullition Critique. Equivalente a *DNBR* en terminología francesa.

*REP*: Réacteur d'Eau sous Pression. Equivalente a *PWR* en terminología francesa.

*RRA*: Système de Refroidissement à l'Arret. Sistema de refrigeración en la parada o sistema de extracción de calor residual.

*RRI*: Système de Réfrigération Intermédiaire. Sistema de refrigeración intermedia.

*TEP*: Sistema de tratamiento de efluentes.

*TPA*: Turbo Pompe Alimentaire. Turbobomba de alimentación del sistema de alimentación principal de los generadores de vapor.

## Introducción

El pasado 27 de abril de 2004, la Excm. Presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear Sra. Maria Teresa Estevan Bolea y el Rector de la Universidad Politécnica de Cataluña en presencia de numerosas autoridades del mundo académico y nuclear, inauguraron el *Simulador Conceptual de Central Nuclear DFEN-ETSEIB-UPC*.



*Inauguración del Simulador Conceptual DFEN-ETSEIB-UPC por la Excm. Presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear Sra. Maria Teresa Estevan Bolea y el Rector de la UPC.*

La entrada en operación de esta instalación ha representado un impulso y modernización de la formación en el ámbito de la Intensificación Nuclear en la *ETSEIB*. Actualmente la intensificación nuclear tiene una extensión de 64 ECTS (*European Credit Transfer System*) que equivalen a 64,5 créditos o 645 horas lectivas.

El software elegido ha sido *SIREP 1300 v3.0*. Se trata de un simulador de principios básicos de una central nuclear tipo *PWR* de 4 lazos y *1300 MWe*.

Se dispone de cinco simuladores independientes donde cada estudiante opera su propia central nuclear, siguiendo el modus operandi indicado en este manual de prácticas.



*Simulador Conceptual en operación.*

La operación del simulador con los estudiantes de la *ETSEIB* ha demostrado que presenta una interfase de usuario intuitiva, simple y atractiva. A partir de la segunda hora de clase el estudiante ya domina el funcionamiento del simulador y puede centrarse propiamente en asimilar los conceptos relativos a la ingeniería nuclear, análisis de escenarios de operación, determinación de parámetros característicos de la planta, interpretación de resultados, etc.

El Simulador se utiliza en las siguientes asignaturas:

- *Física de Reactores Nucleares* (5 ECTS = 6 créditos = 60 horas). Se realizan cinco prácticas con una extensión total de unas 12 horas.

Práctica 1: Parámetros cinéticos del reactor.

Práctica 2: Aproximación subcrítica.

Práctica 3: Efectos de la temperatura sobre la reactividad.

Práctica 4: Coeficiente isoterma y coeficiente del moderador.

Práctica 5: Arranques y variaciones de carga del reactor.



- *Centrales Nucleares* (5 ECTS = 6 créditos = 60 horas). Se realizan cinco prácticas con una extensión total de 12 horas.

Práctica 6: Estados estándar del reactor. Transición de operación a potencia a parada en caliente.

Práctica 7: Estados estándar del reactor. Transición de parada en caliente a parada fría.

Práctica 8: Calibración de un grupo de barras.

Práctica 9: Autoestabilización del reactor.

Práctica 10: Desconexión de la red y operación en isla.

El desarrollo de esta instalación ha sido posible gracias a la financiación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), Asociación Nuclear Ascó–Vandellòs II (ANAV), Escola Tècnica Superior d'Enginyeria Industrial de Barcelona (ETSEIB) y a la colaboración de International Atomic Energy Agency (Workshop on *Nuclear Power Plant Simulators for Education*) y Tecnatom S.A. (prácticas con el Simulador de Alcance Total).





# 1. Presentación del simulador conceptual de central nuclear SIREP 1300



## 1.1. Presentación del modelo del simulador

El simulador *SIREP 1300* es un simulador de principios básicos que representa el funcionamiento de una central nuclear *PWR* genérica de cuatro lazos y *1300 MWe*.

El simulador *SIREP* es una nueva versión realizada por la empresa *CORYSS T.E.S.S.* y con una programación orientada a objetos de un simulador ya existente realizado por la misma empresa llamado *SYREN*, manteniendo en esencia los mismos objetivos formativos y características básicas referidas a la simulación. Los avances en tecnología informática incorporados han permitido una mejora notable de los aspectos gráficos de la interfase resultando más sencillos y atractivos.

### 1.1.1. Organización del modelo

El modelo del simulador está organizado en tres módulos distintos que se encargan de diferentes aspectos de la simulación. Los módulos son los siguientes:

- *NEUTRO*: Modelización del núcleo y del transporte de boro.
- *MODELIX*: Modelización de los circuitos termohidráulicos (excepto primario), de los circuitos eléctricos y de la instrumentación de control.
- *DRAC*: Modelización termohidráulica del circuito primario.

A continuación se exponen de forma más detallada las principales características de cada uno de los módulos.

#### 1.1.1.1. Módulo *NEUTRO*

Este módulo se encarga de la modelización de la neutrónica y de la concentración de boro en el circuito primario.

El módulo intercambia los valores de los sensores, dispositivos y variables de interfase con los módulos *MODELIX* y *DRAC*, así como con *MODELIX* para las aceleraciones parciales.

#### 1.1.1.2. Módulo *MODELIX*

El módulo desarrollado con la herramienta *MODELIX* comprende la modelización del control (lógica y regulaciones) de los sistemas eléctricos y de las partes termohidráulicas no simuladas por el módulo *DRAC*, a saber, sistema de control químico y volumétrico, sistema

de refrigeración de emergencia, circuito de aportación de boro, vapor, turbina, condensador y alimentación de los generadores de vapor.

### 1.1.1.3. Módulo *DRAC*

Este módulo desarrollado con la herramienta *DRAC* se encarga de la modelización del lazo equivalente del circuito primario, de las bombas primarias, del presionador y del generador de vapor (parte primaria y secundaria).

El módulo *DRAC* intercambia los modelos anteriores junto con el control (parada/arranque de las bombas primarias, acelerado) con los módulos *NEUTRO* y *MODELIX*.

### 1.1.2. Temas principales de simulación

Algunos de los principales temas de simulación contemplados en el modelo son los siguientes:

- Interacciones primario-secundario
- Aumentos y disminuciones de nivel
- Grandes transitorios (parada automática del reactor, operación en isla, ...)
- Física del núcleo (efectos de temperatura del moderador y Doppler, evolución del xenón, ...)
- Aproximación subcrítica
- Aspectos neutrónicos (divergencia, escalones de reactividad, ...)
- Oscilaciones del xenón
- Comportamiento monofásico
- Prolongación de ciclo (stretch-out)

### 1.1.3. Elementos y sistemas incluidos en el modelo. Límites del dominio de validez

El modelo incluye:

- Una representación detallada de la neutrónica, del presionador y del generador de vapor (concebido como un solo lazo equivalente al conjunto).
- Una representación de los elementos y sistemas siguientes:
  - Circuito primario,
  - Sistema de control químico y volumétrico,
  - Sistema de refrigeración en la parada,
  - Circuito de aportación de boro y agua,

- Circuito secundario de vapor,
- Turbina,
- Alternador,
- Condensador,
- Circuito de agua de alimentación de los generadores de vapor,
- Sistema de alimentación de seguridad de los generadores de vapor.

Teniendo en cuenta su finalidad esencialmente pedagógica, que es la de presentar con claridad los principios básicos del funcionamiento de una central nuclear, la representación de un *PWR* se puede simplificar.

La simulación se limita a los circuitos principales. Al mismo tiempo se representa un solo lazo, ya que el comportamiento de todos ellos es muy similar excepto en el caso de desequilibrios particulares que no se estudian aquí.

El dominio de validez del modelo cubre todo el dominio de funcionamiento de la central desde la parada en frío hasta el funcionamiento a plena potencia.

Los principales límites del dominio de funcionamiento del simulador son los siguientes:

- Presión del primario entre *1 bar* y *220 bar*,
- Todos los circuitos primarios a parte del presionador y el generador de vapor son monofásicos,
- Nivel del presionador no nulo e inferior a *100%* si la presión del primario es superior a *50 bars*,
- Nivel del generador de vapor no nulo e inferior al *100%*,
- Nivel del tanque de alivio del sistema de control químico y volumétrico no nulo e inferior al *100%*.

En caso de salir del dominio de simulación se realiza un congelado automático del simulador.

En el capítulo 2 se expondrá con más precisión la descripción del modelo del simulador.

## 1.2. Posibilidades de gestión de estados y de la simulación

En este apartado se comentan importantes aspectos que son de conocimiento indispensable para un manejo hábil, versátil y eficaz del simulador.

### 1.2.1. Velocidad de simulación y aceleraciones parciales

La simulación se ejecuta a tiempo real pudiendo disponerse de una aceleración global de todos los fenómenos. Asimismo existen algunos fenómenos que pueden ser acelerador de forma independiente del resto del modelo a fin de permitir el desarrollo de algunos trabajos prácticos como: consumo de combustible, envenenamiento por xenón y samario, calentamiento del agua primaria, boración/dilución, evolución de la potencia residual, etc.

Por la característica indicada, dos modos de aceleración pueden ser escogidos independientemente: **aceleración global** y **aceleración parcial**. Las **aceleraciones globales** corresponden al modo de aceleración o ralentización general de todo el simulador. Corresponde a una multiplicación global del paso de tiempo del simulador. Las **aceleraciones parciales** son aquellas que permiten acelerar una función o parte de una función en un módulo.

El usuario tiene la posibilidad de modificar la velocidad de simulación seleccionando la velocidad deseada en el submenú del botón '*vitesse*'. Las posibilidades son las siguientes:

#### *Aceleraciones globales:*

- Tiempo real '*temps reel*', '*reel\*0,1*', '*reel\*0,5*', '*reel\*2*' y '*reel\*3*': ralentización o aceleración global. Todos los fenómenos ven modificados su velocidad.
- Pseudo real\*20 '*Pseudo reel\*20*': efectúa una aceleración global por un factor 20. Únicamente la conductividad térmica de los tubos de los generadores de vapor y algunas regulaciones son aceleradas con un factor más pequeño. Esto hace que este modo de aceleración no puede ser utilizado más que en los estados de parada.

#### *Aceleraciones parciales:*

- Venenos\*60 '*Poisons\*60*': se establece una aceleración global de 2 junto con un aumento (factor 60) de las velocidades de aparición y desaparición de venenos. El tiempo de simulación que se muestra corresponde al de la aceleración global (2).

- Combustible '*Combustible*': En este modo únicamente el consumo de combustible es acelerado. El tiempo de simulación fijado es el del fenómeno acelerado (50000).
- Calentadores '*Chauffage*': la potencia disipada por las bombas primarias y por los calentadores del presionador es multiplicada por el coeficiente de aceleración (10). El tiempo de simulación mostrado es el del fenómeno acelerado.
- Boro '*Bore*': Únicamente los procesos de boración y dilución son acelerados. El tiempo de simulación que se muestra corresponde al del fenómeno estudiado (50).
- Potencia residual '*P résiduelle*': Sólo es acelerada la evolución de la potencia residual. El tiempo de simulación fijado es el correspondiente al del fenómeno acelerado (5000).

### 1.2.2. Gestión de ficheros

El botón '*Cliché*' permite la gestión de los diferentes tipos de estados memorizados. Éstos se clasifican en: *Standard*, *instructor* y *periódicos*.

- Los estados *Standard* hacen referencia a los estados de carácter general que han sido elaborados conjuntamente por *CORYS T.E.S.S.* y el *INSTN*. La lista disponible contiene estados genéricos en los principales modos de operación de la central y en diversos momentos del ciclo de quemado.
- Los estados *instructor* corresponden a aquellos que han sido creados y guardados a tal efecto durante la operación por el usuario. Es posible crear de forma permanente estados nuevos a partir de la evolución de otros o guardarlos a modo de copia de seguridad de una simulación en proceso. Algunas experiencias propuestas en la planificación de las prácticas tienen como punto de partida un estado creado con ciertas condiciones singulares elaborado expresamente a este efecto.
- Los estados *periódicos* son aquellos que automáticamente se guardan cada cierto período de tiempo. Hacen siempre referencia a la historia de la simulación que se está ejecutando y desaparecen automáticamente al iniciar una nueva simulación.

En todo momento el instructor puede tomar un estado, es decir, memorizar en un instante dado el estado del simulador. De esta forma, el estado actual es memorizado en la lista de estados del instructor.

Dos características importantes de cara a la utilización del simulador la constituyen los botones '*pannes*' y '*comandes locales*'.

El botón '*pannes*' (avería) permite la gestión de las averías que perturban la simulación. Permite al instructor definir e inicializar las averías que desee introducir en el curso de la simulación. Entre ellas se puede escoger: escalón de potencia, inserción/extracción del grupo de regulación, escalón de reactividad, parada automática del reactor, inhibición de la parada automática del reactor, pérdida de instrumentación, parada de bombas primarias, abertura de válvulas de alivio del presionador, parada de bomba del sistema de extracción de calor residual, pérdida de *RRI*, pérdida de vacío en el condensador, abertura válvula de seguridad del generador, etc.

El botón '*comandes locals*' (comandos locales) permite la gestión de los elementos manuales. Permite al instructor definir e inicializar los comandos locales sobre los elementos. Entre ellos se puede seleccionar: supresión del efecto Doppler, escoger una reactividad inicial (combustible), bloqueo y ajuste de la concentración de boro, etc.

### 1.3. Representaciones sinópticas del comportamiento

La interfase gráfica se puede describir básicamente como un conjunto formado por diagramas sinópticos y pantallas ilustrativas que presenta el simulador de los diferentes sistemas, parámetros y fenómenos de la planta. Estas representaciones son también interactivas, permitiendo al usuario actuar fácilmente sobre múltiples elementos y sistemas.

Los sinópticos y pantallas ilustrativas que presenta el simulador son las siguientes:

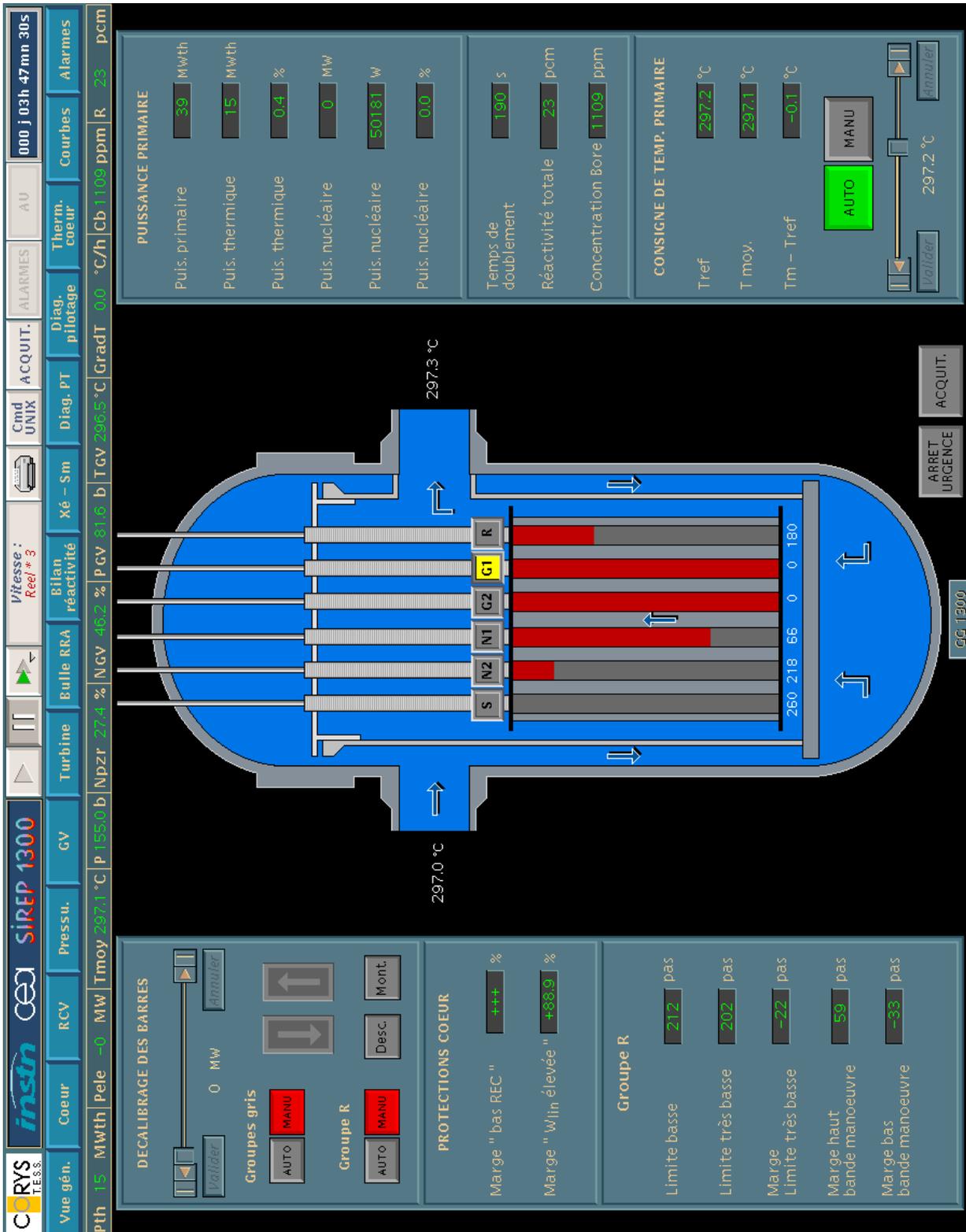
- Vista general de la planta, circuito primario y secundario (reactor, presionador, GV, bombas, turbina, alternador, condensador y circuito de agua de alimentación).
- Reactor (vasija, núcleo y barras de control)
- Sistema de control químico y volumétrico (incluyendo esquema del primario)
- Presionador (calentadores y aspersion principal y auxiliar)
- Generador de vapor (incluyendo líneas de vapor y agua de alimentación)
- Turbina (incluyendo secundario y sistema eléctrico y auxiliar)
- Sistema de extracción de calor residual
- Diagrama de balance de la reactividad (con pantallas ilustrativas de cada uno de los aspectos que contribuyen en el balance)
  - Combustible: Gráficas de sección eficaz y evolución con el quemado de los principales isótopos.
  - Doppler: Disminución del huelgo y gráfica de comparación de BOL y EOL.
  - Moderador: Curvas de coeficiente del moderador ( $\alpha$ ) en función de la concentración de boro.
  - Efectos de potencia: Curvas de defecto de potencia a BOL, MOL y EOL.
  - Xenón: Gráficas de evolución de la antireactividad debida al Xenón al arranque y la parada.
  - Samario: Evolución del samario al arranque y la parada.
  - Boro: Curvas de eficacia diferencial del boro.
  - Barras de control: Gráficas de eficacia diferencial e integral.
- Diagrama de análogo hidráulico de la evolución del Xenón y Samario.

- Diagrama Presión-Temperatura (descripción de las zonas de operación).
- Diagrama de control (incluye perfiles axiales de flujo, temperatura y Xenón).
- Diagramas termodinámicos ilustrativos.
- Pantalla de trazado de curvas de la evolución de las distintas variables.
- Cuadro de alarmas.

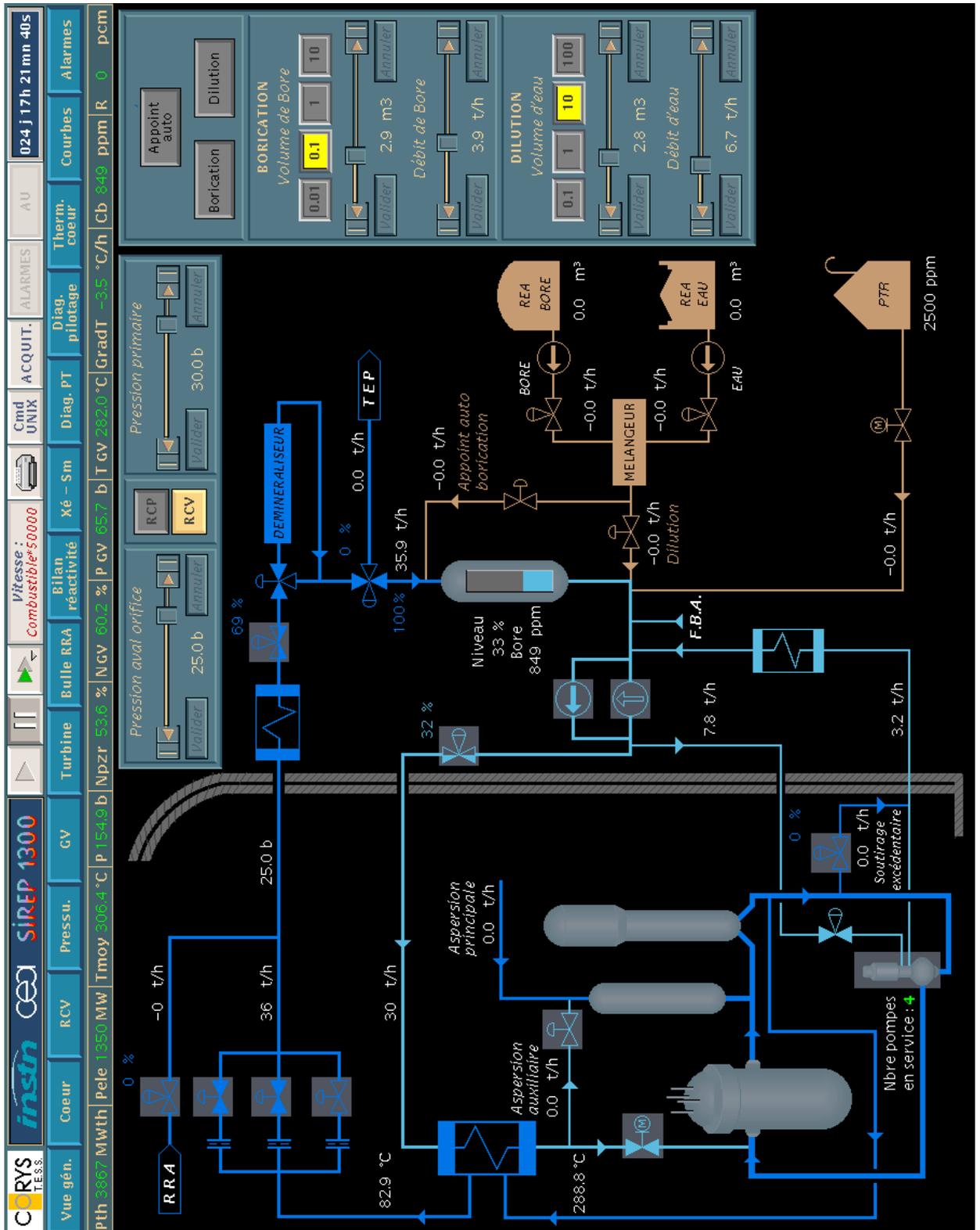
Todas las pantallas descritas anteriormente, y que conforman la interfase gráfica del simulador se presentan a continuación en forma de figuras.



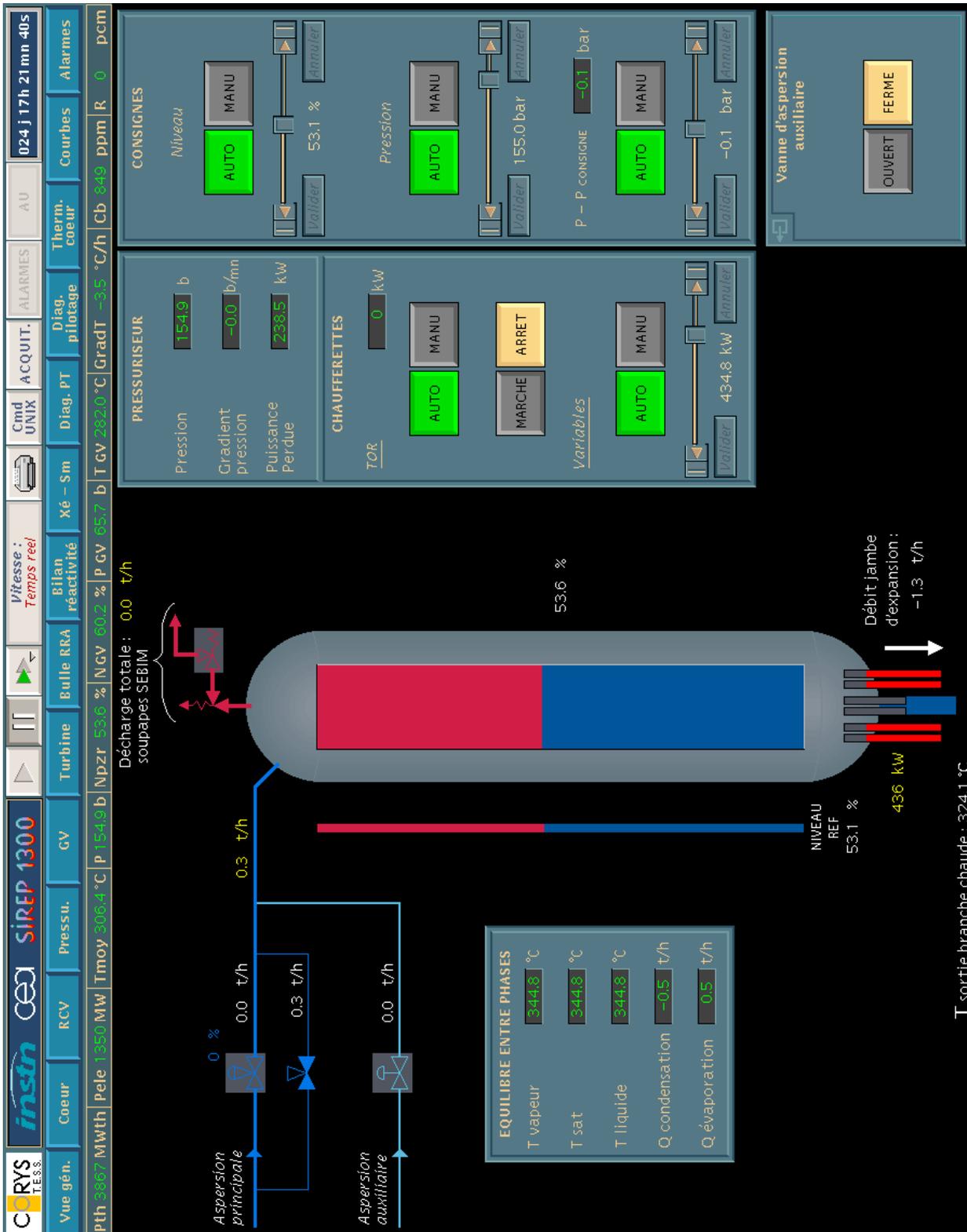
### 1.3.2. Representación del reactor



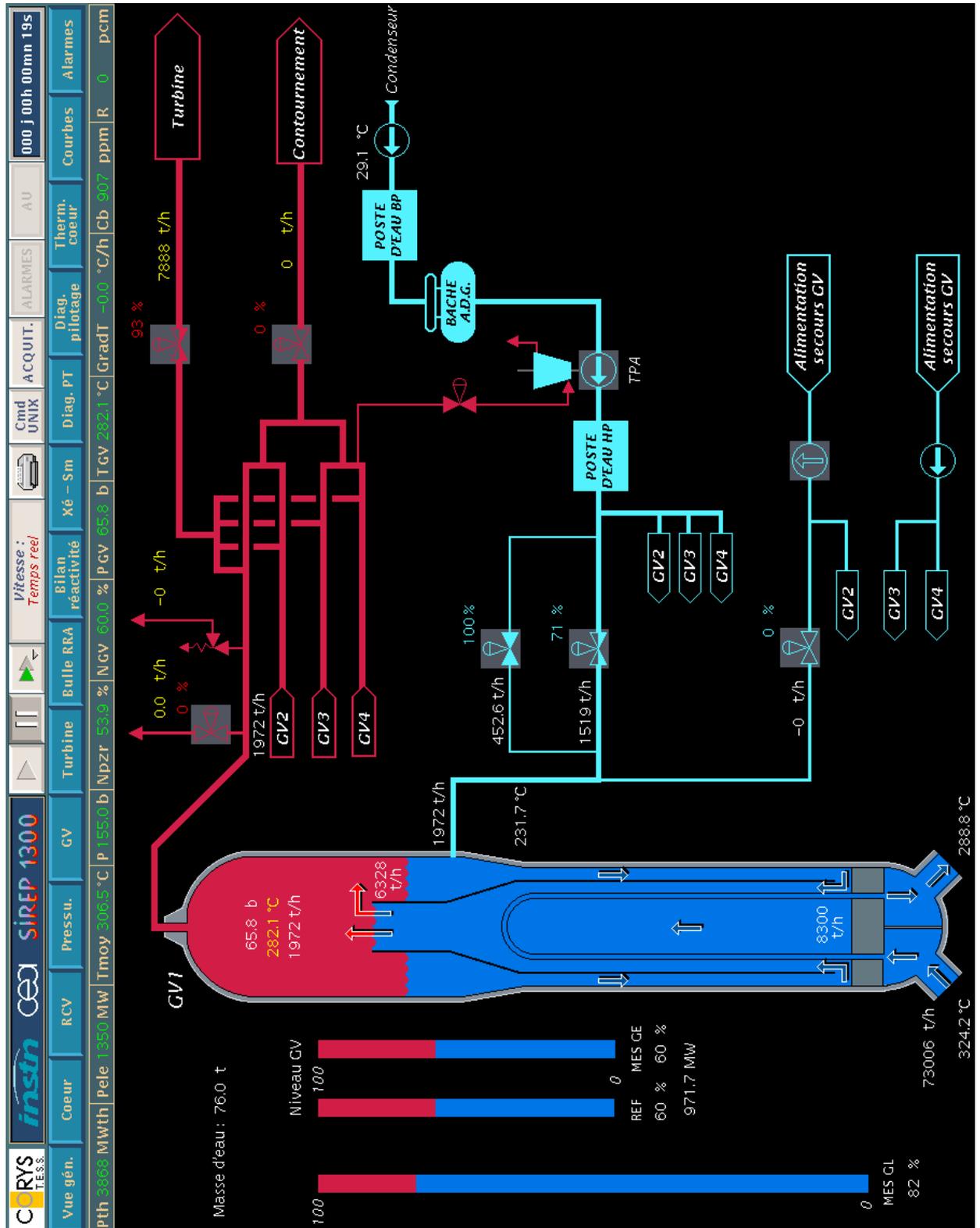
### 1.3.3. Representación sistema de control químico y volumétrico



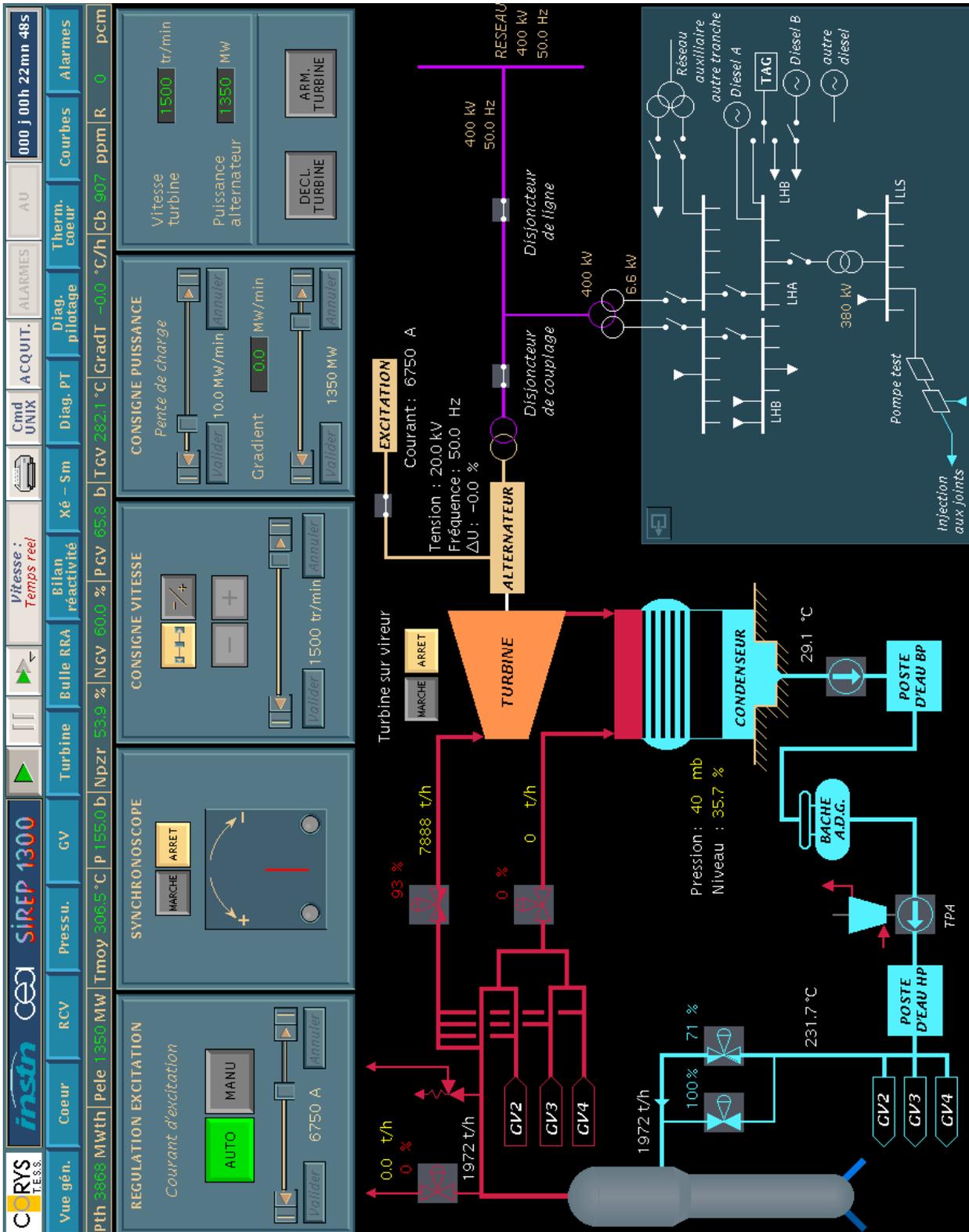
### 1.3.4. Representación del presionador



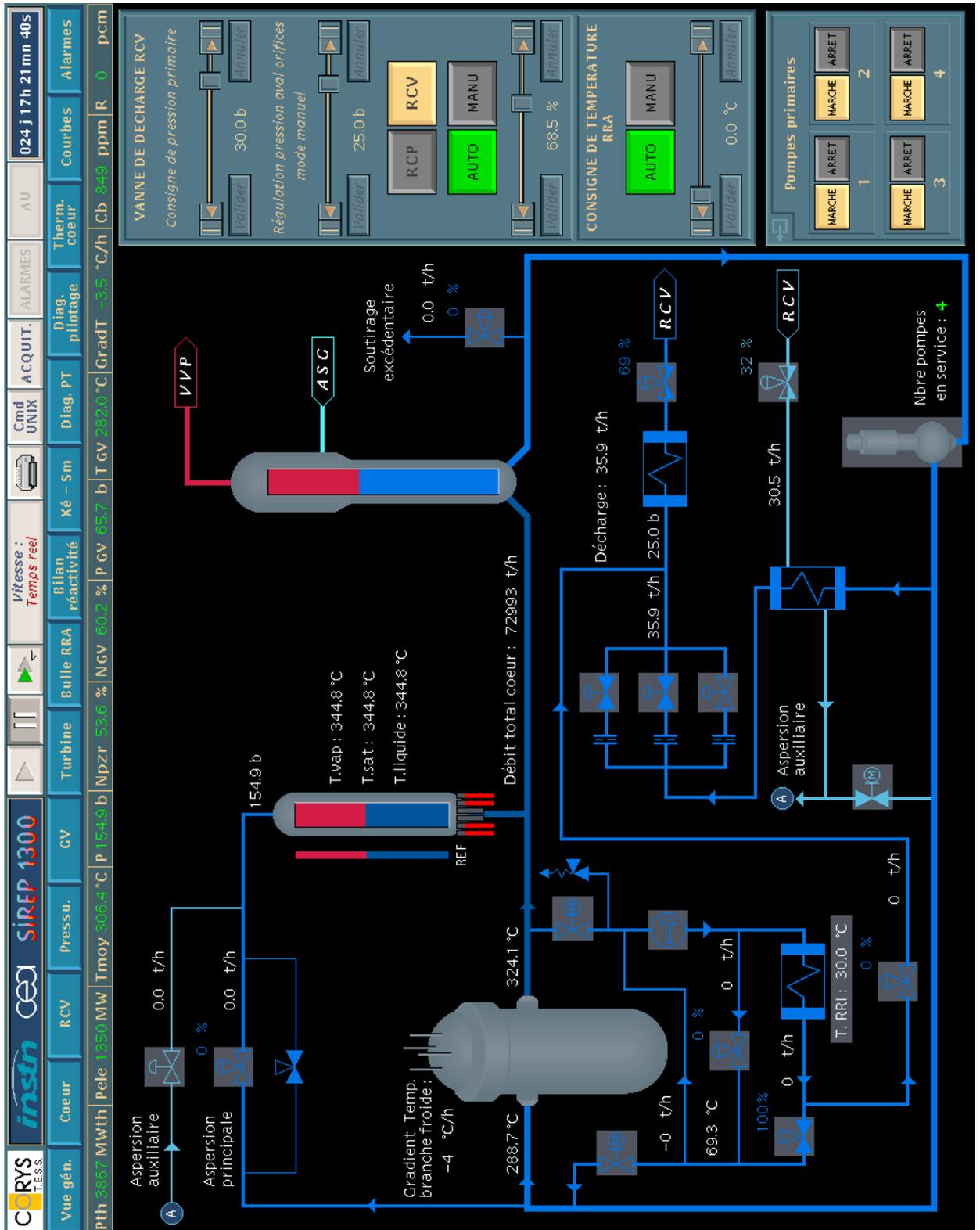
### 1.3.5. Representación del generador de vapor



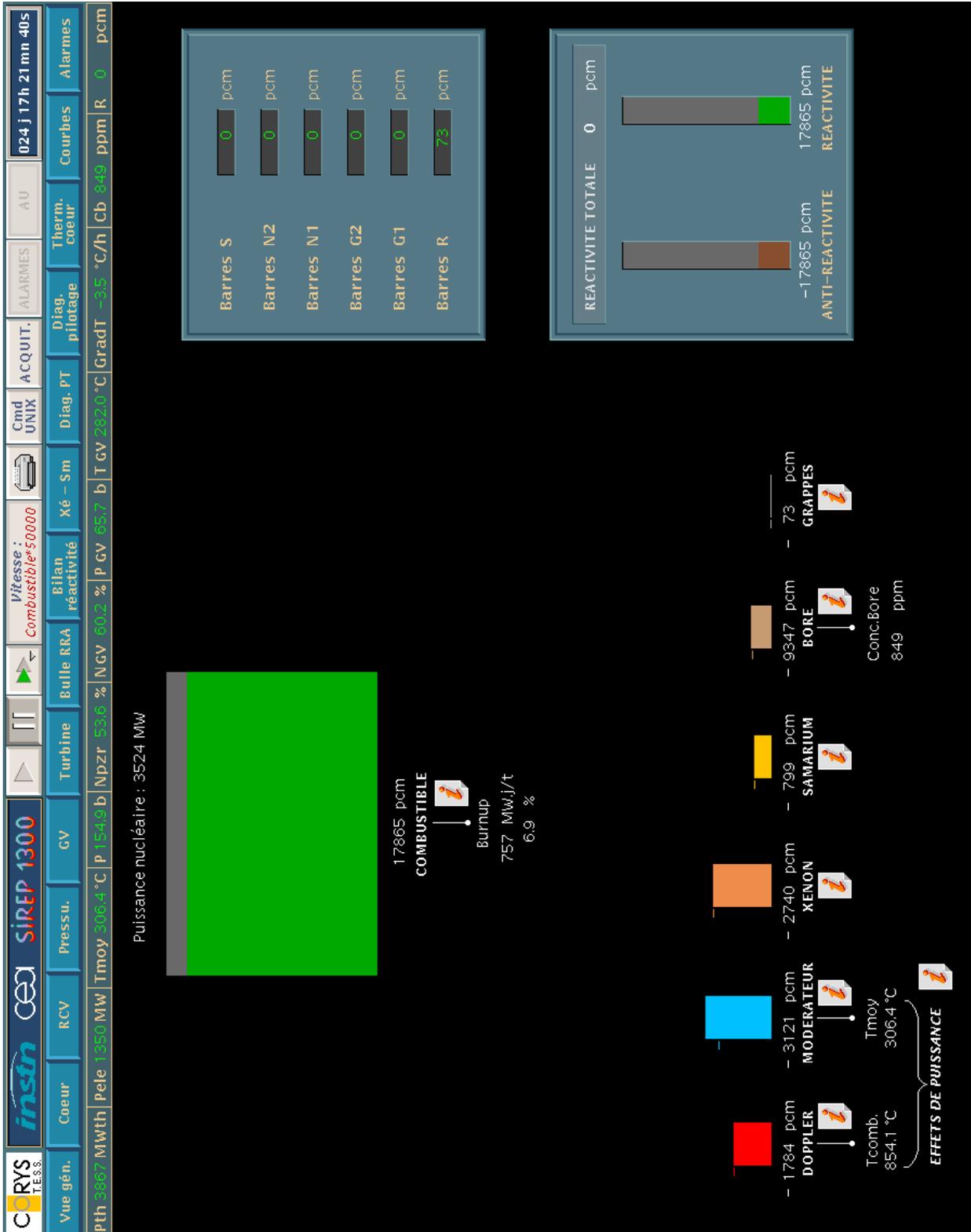
### 1.3.6. Representación de la turbina



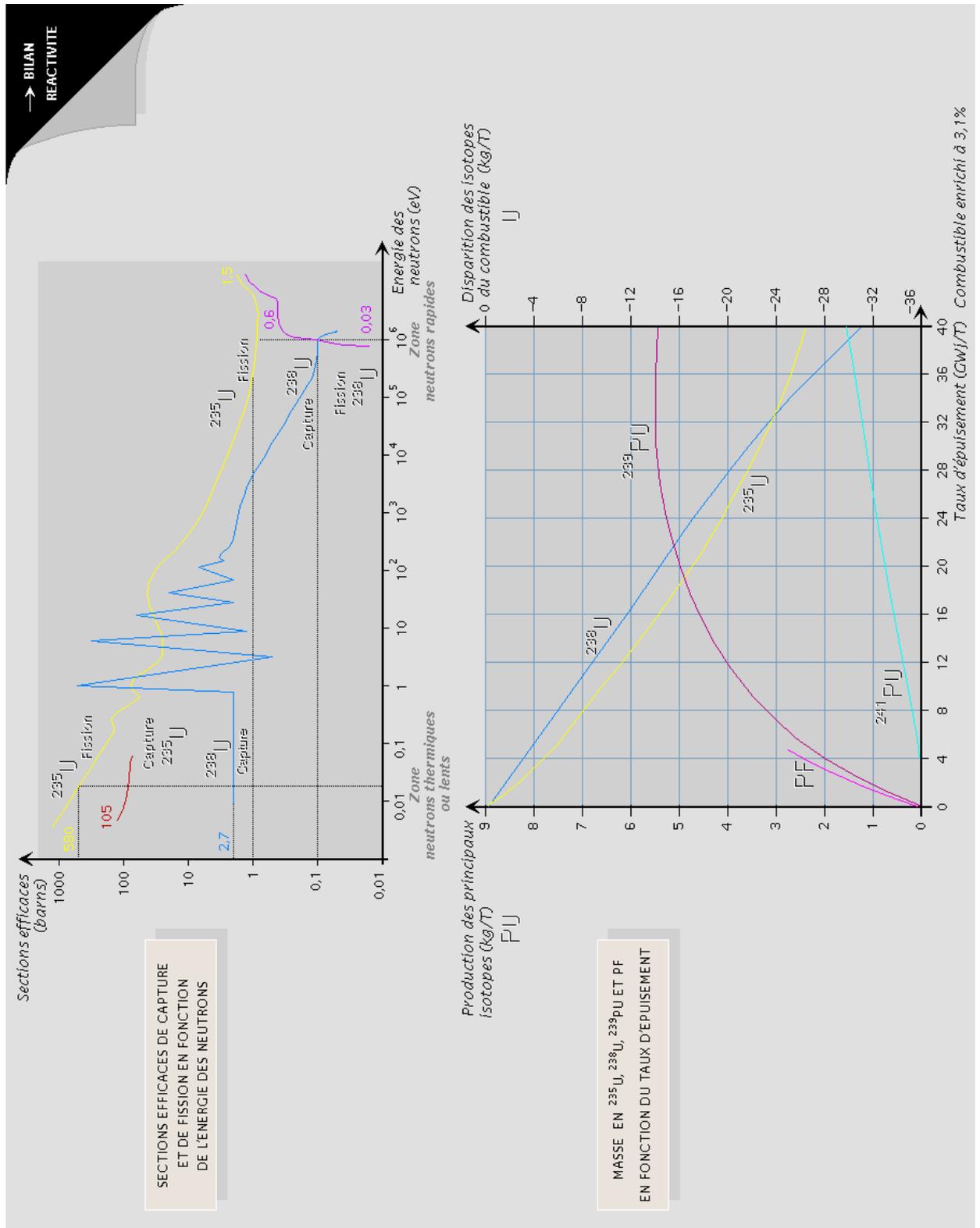
### 1.3.7. Representación del sistema de extracción de calor residual



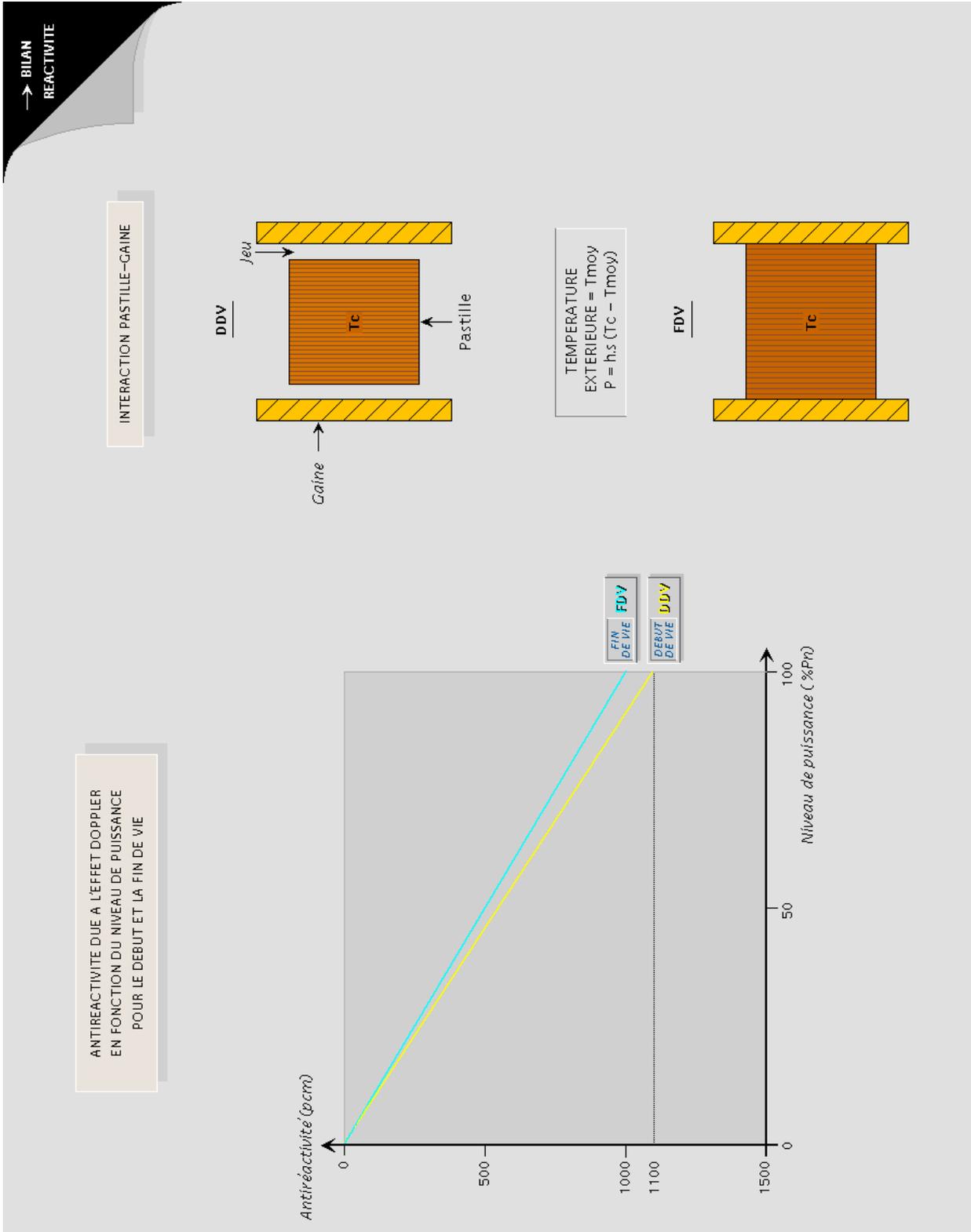
### 1.3.8. Diagrama de balance de la reactividad



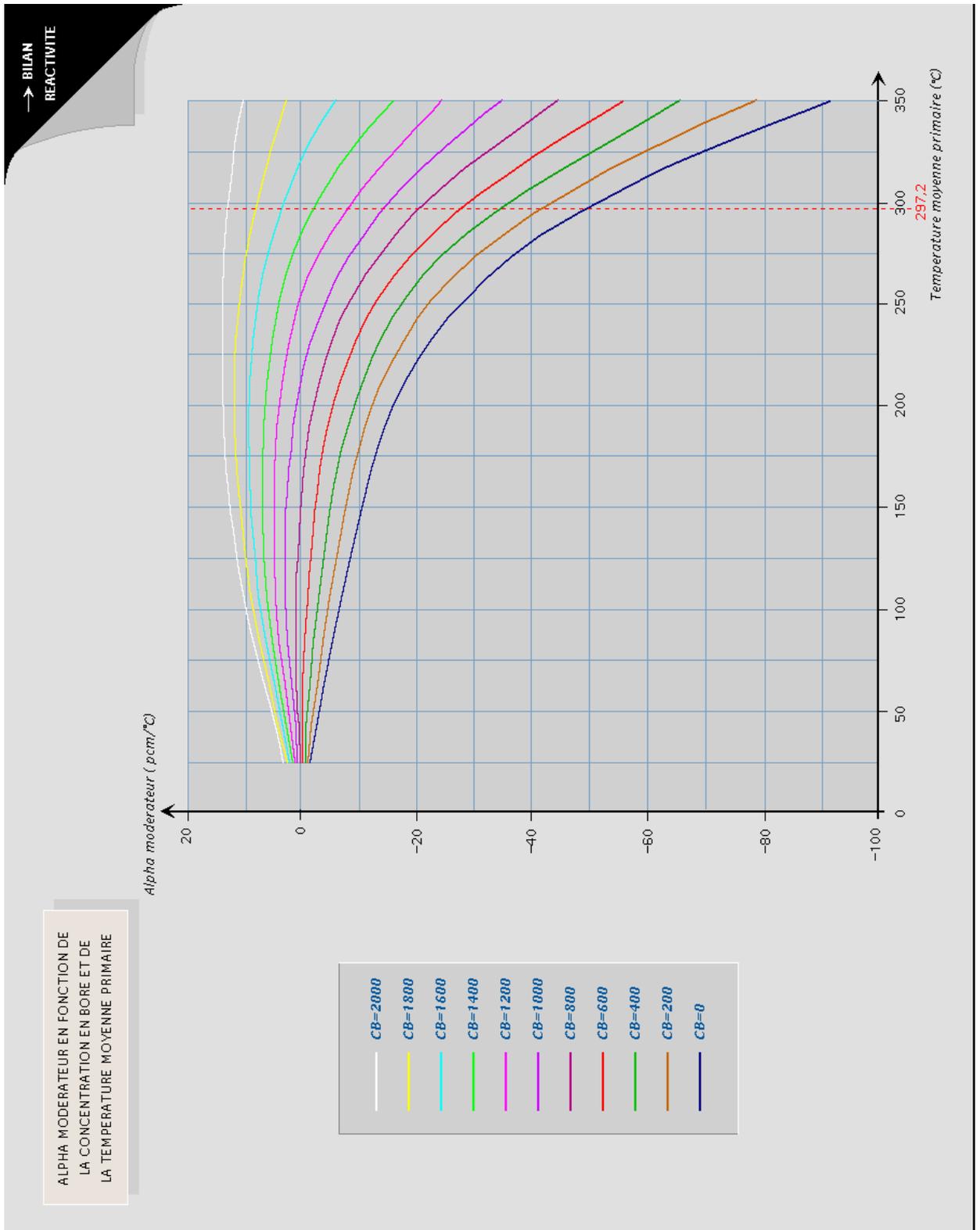
1.3.8.1. Imágenes y diagramas didácticos – Combustible



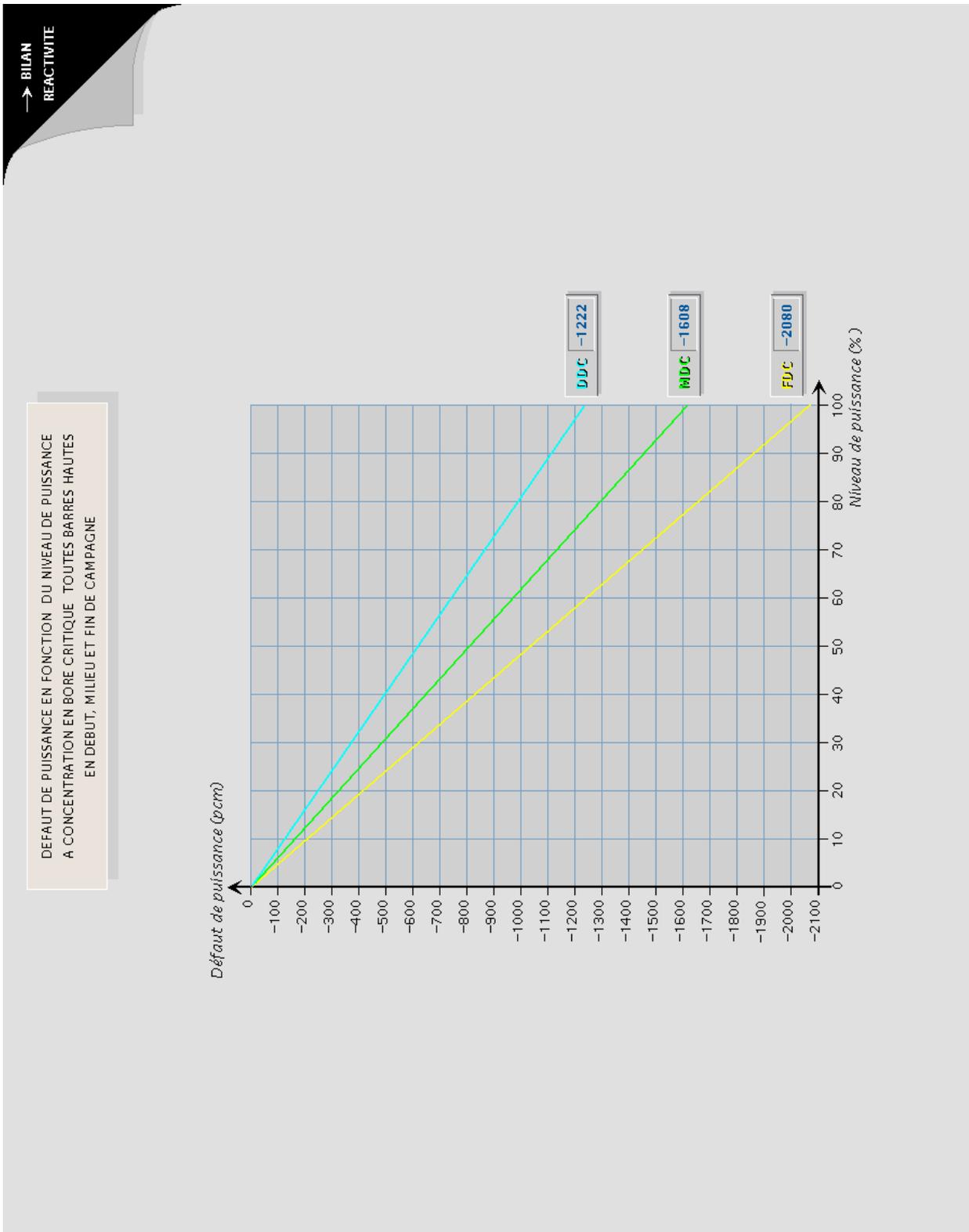
1.3.8.2. Imágenes y diagramas didácticos – Doppler



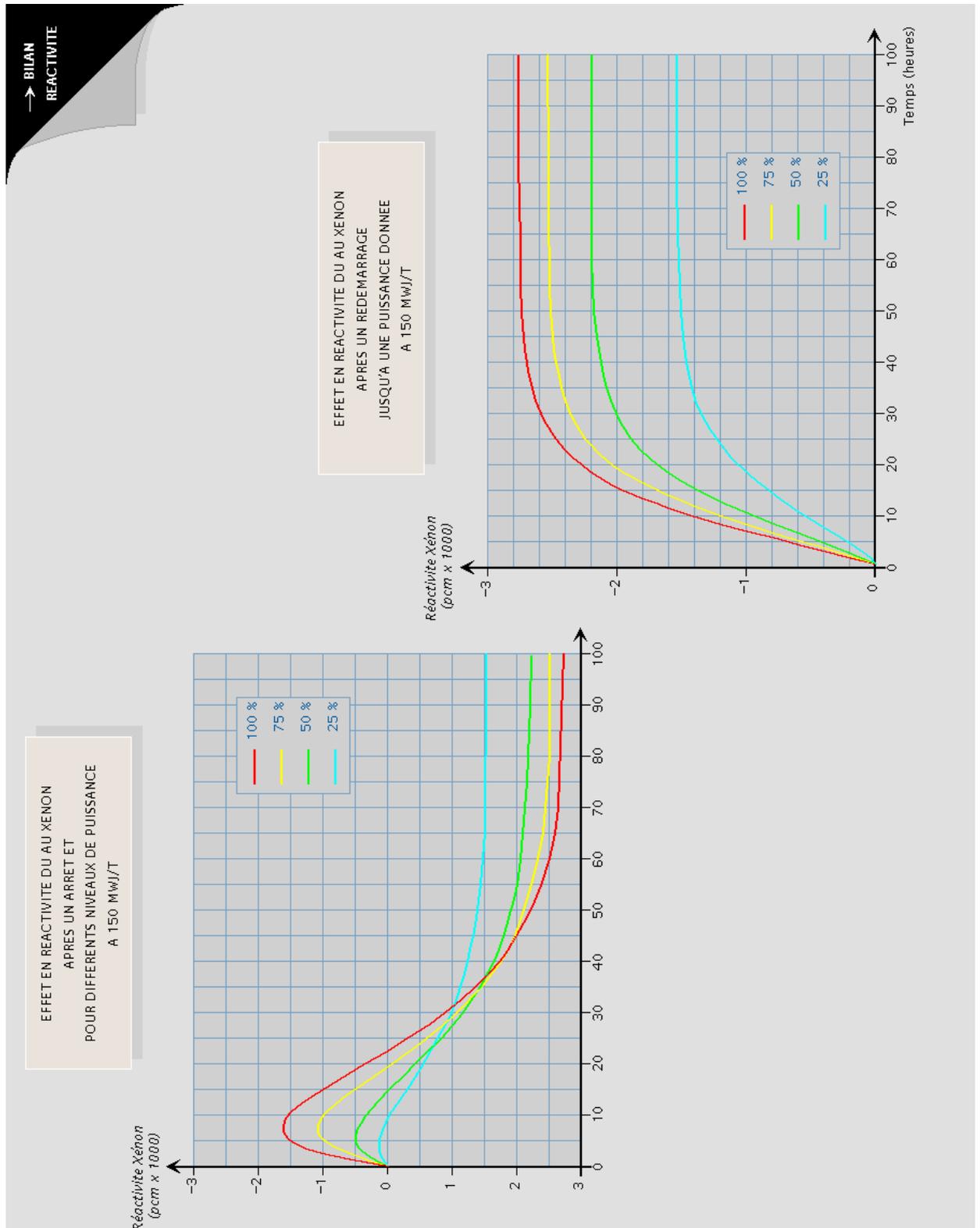
### 1.3.8.3. Imágenes y diagramas didácticos – Moderador



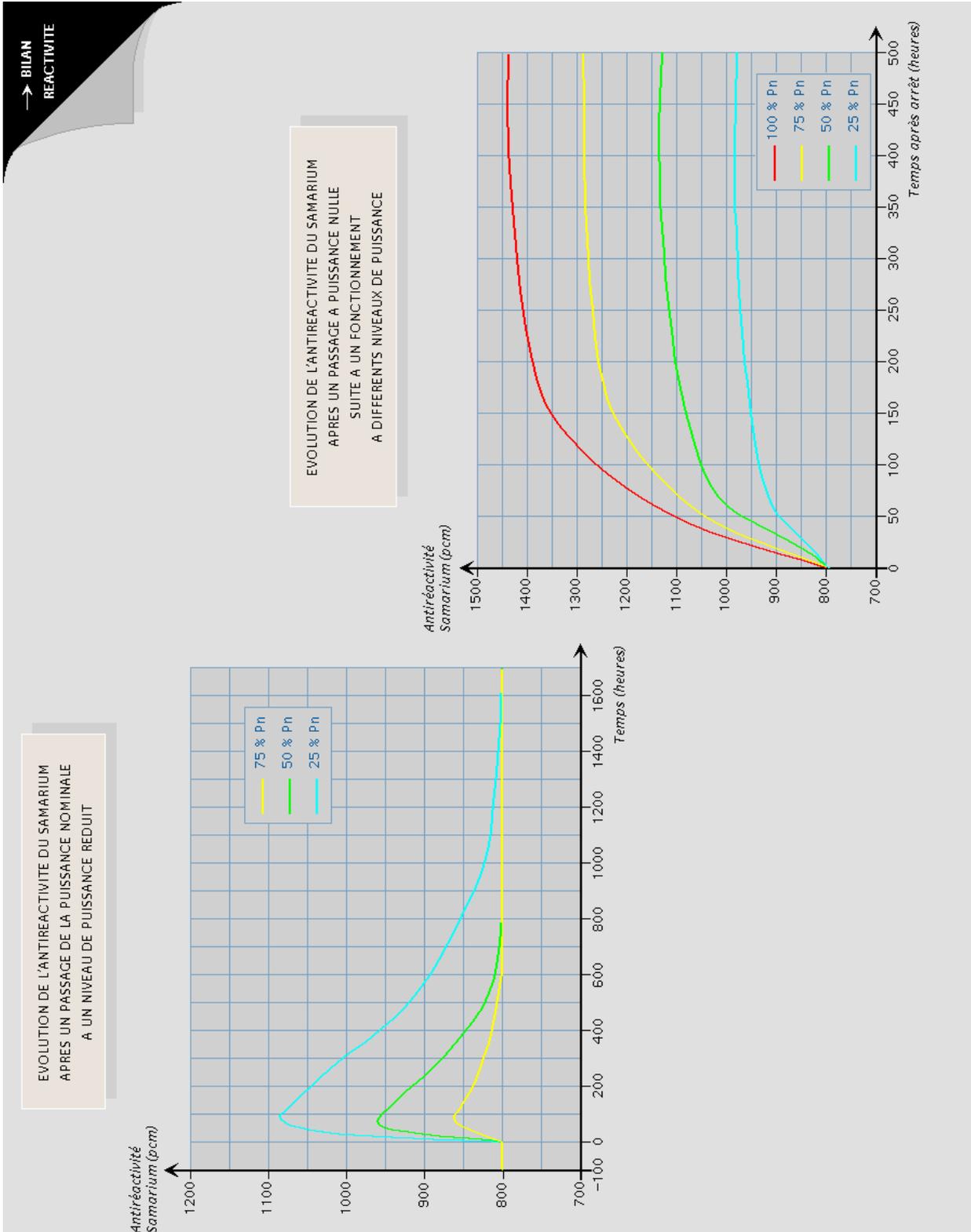
### 1.3.8.4. Imágenes y diagramas didácticos – Efectos de potencia



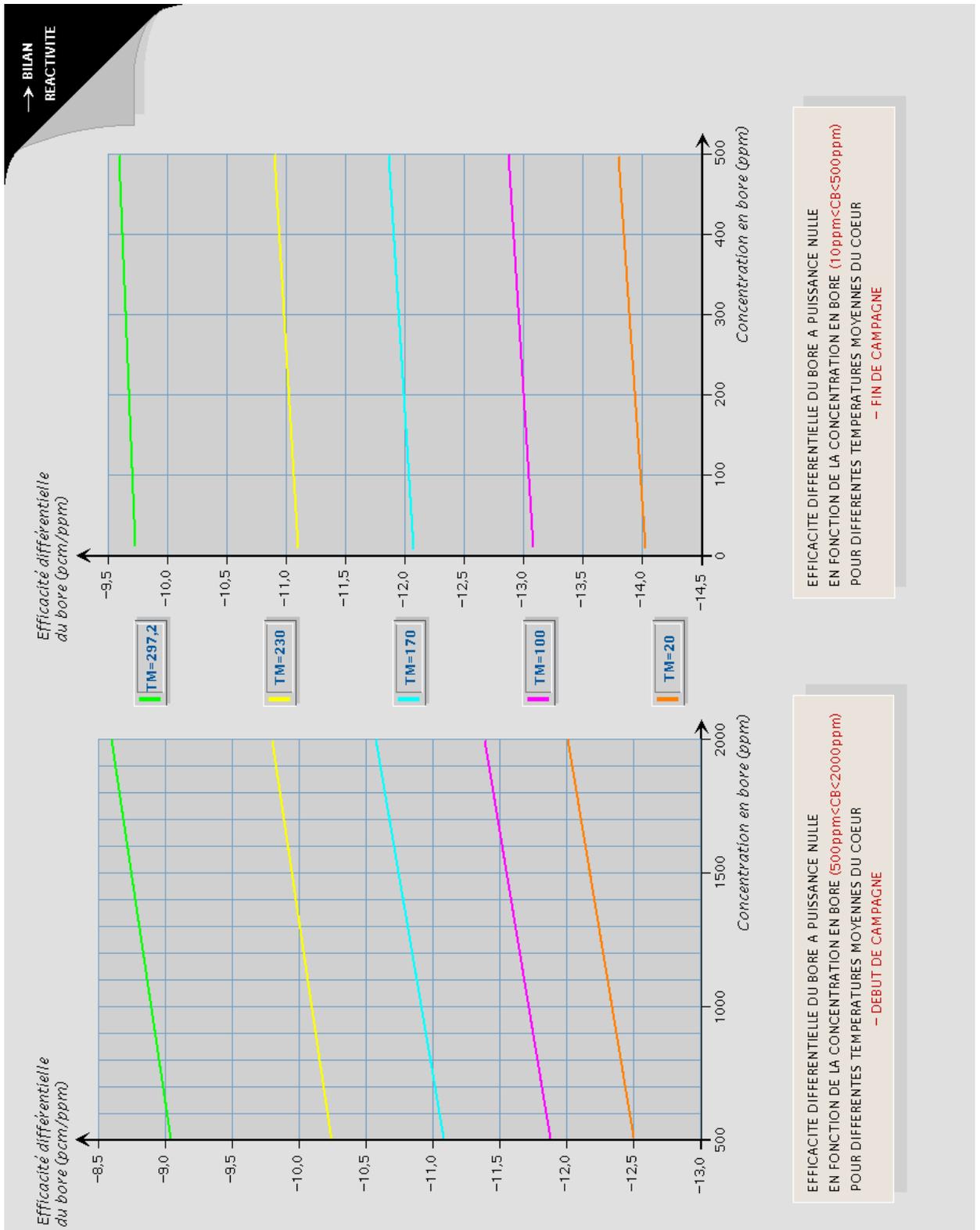
### 1.3.8.5. Imágenes y diagramas didácticos – Xenón



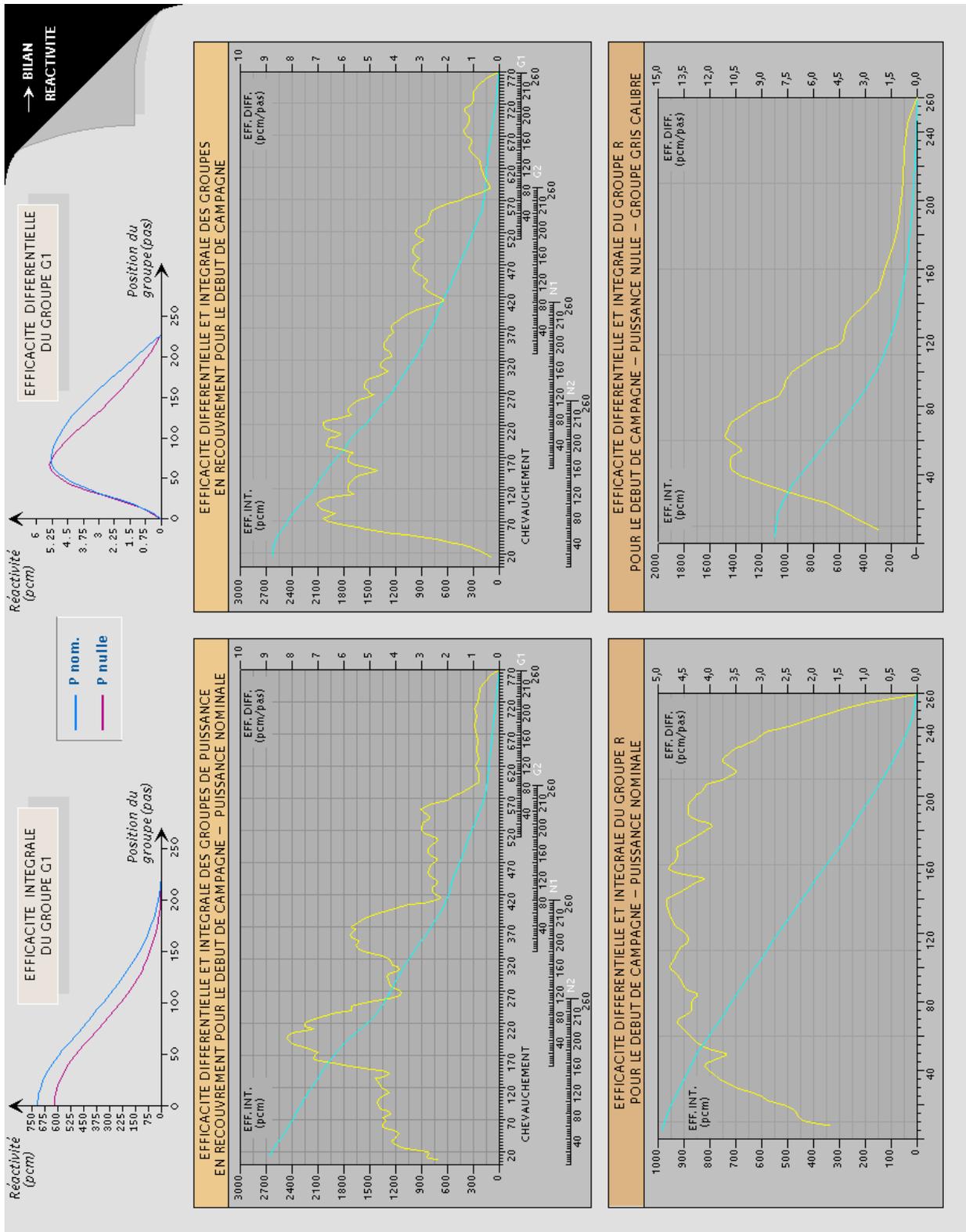
1.3.8.6. Imágenes y diagramas didácticos – Samario



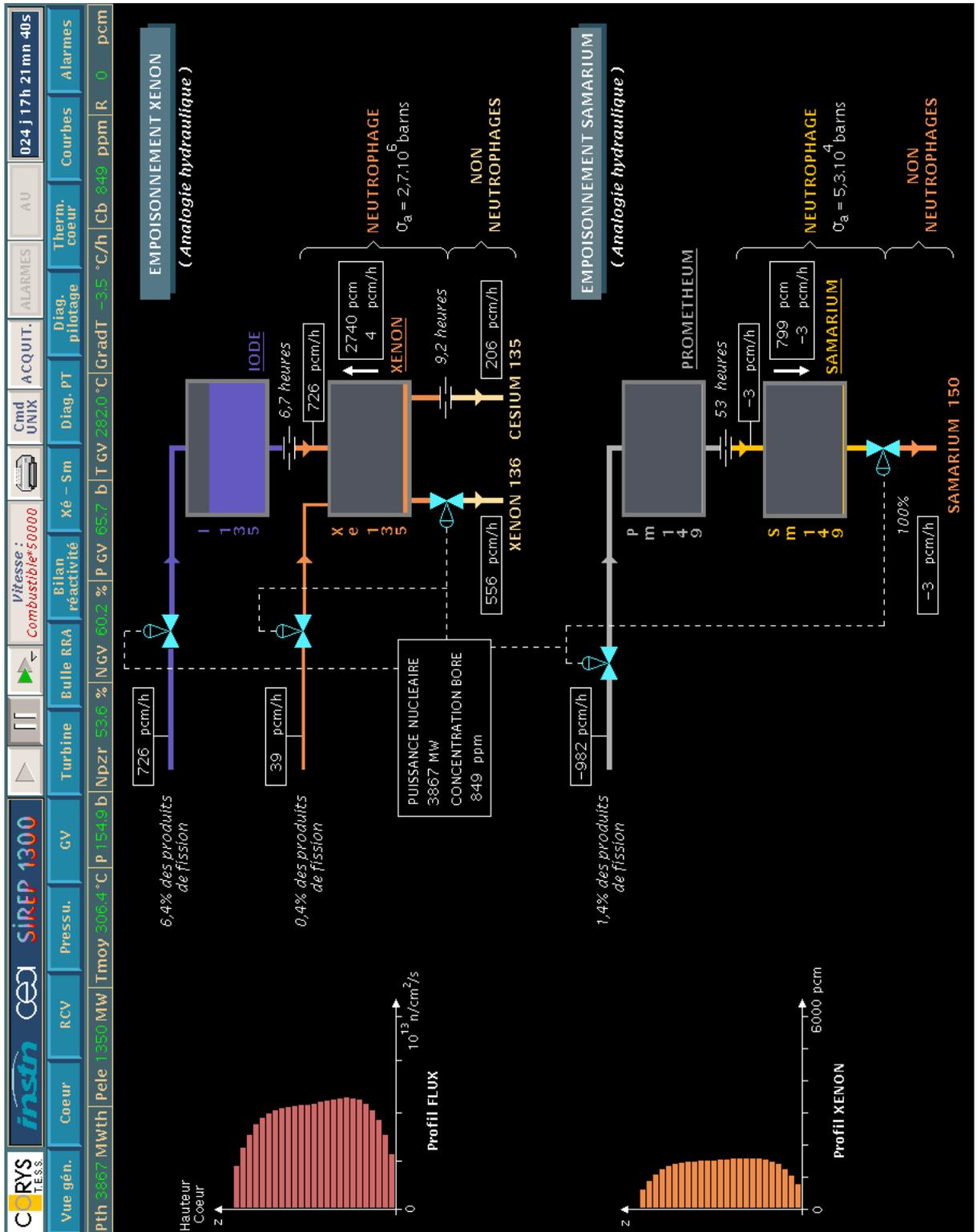
1.3.8.7. Imágenes y diagramas didácticos – Boro



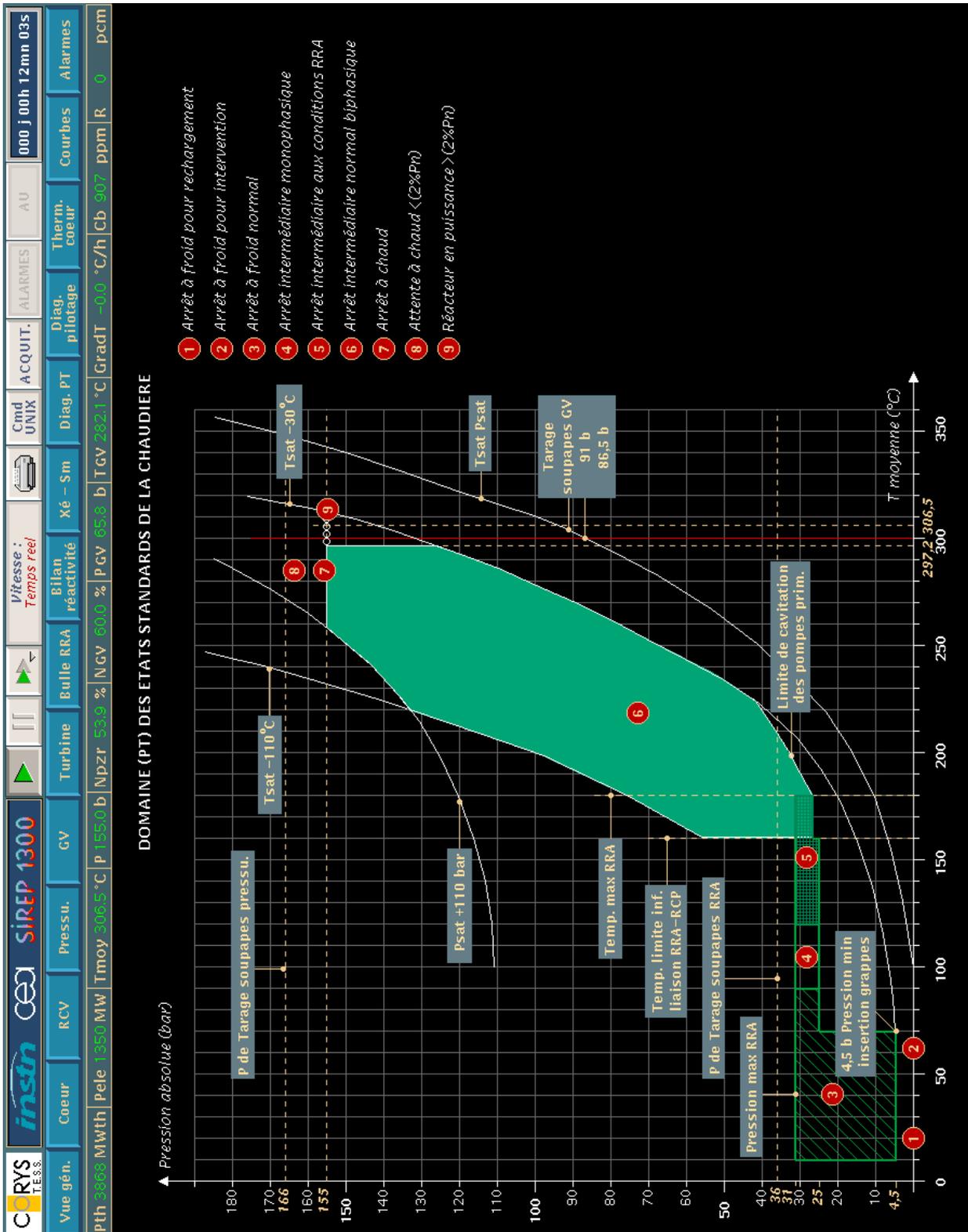
1.3.8.8. Imágenes y diagramas didácticos – Barras de control



### 1.3.9. Representación del análogo hidráulico de la evolución del Xenón y Samario

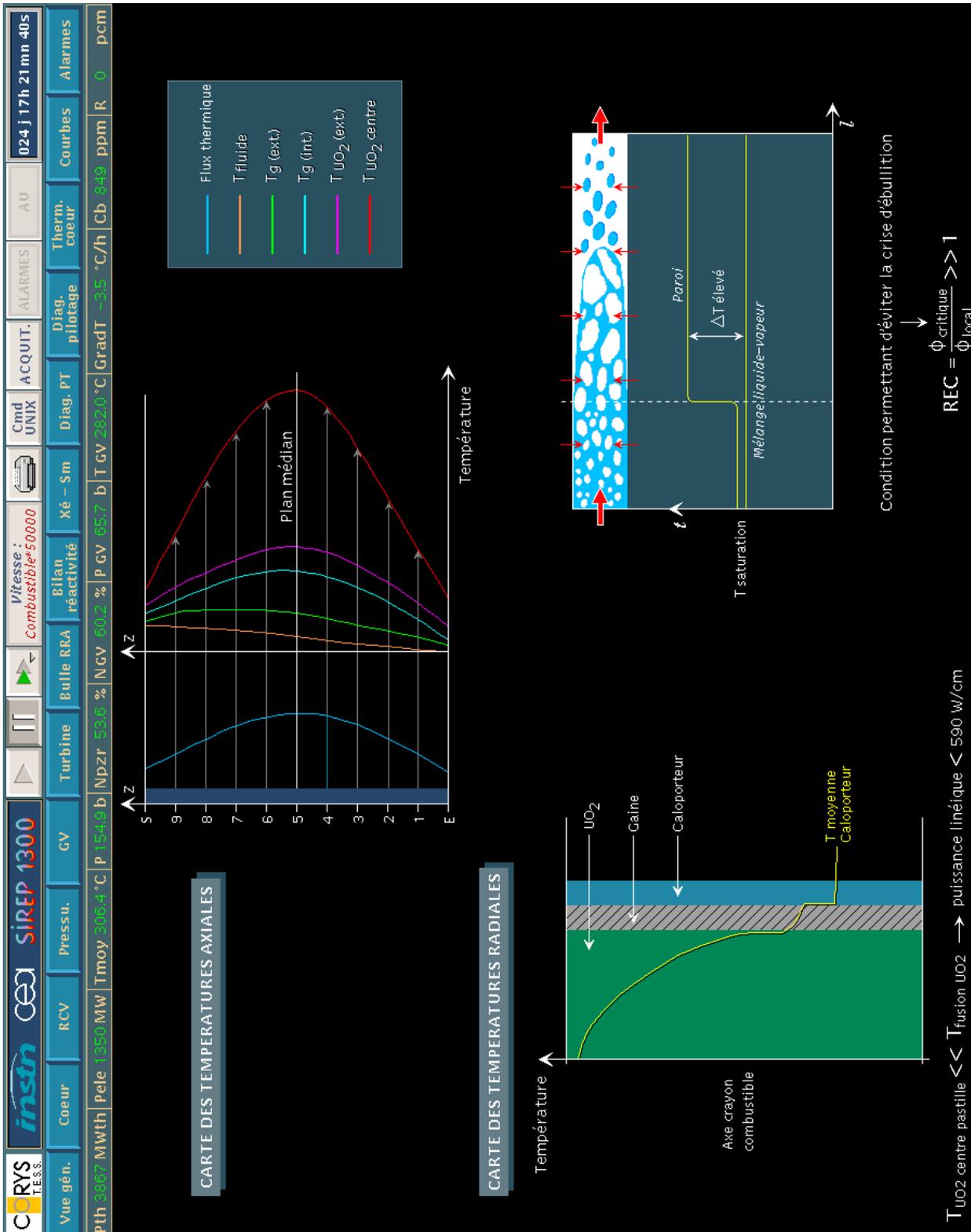


### 1.3.10. Representación del diagrama Presión-Temperatura

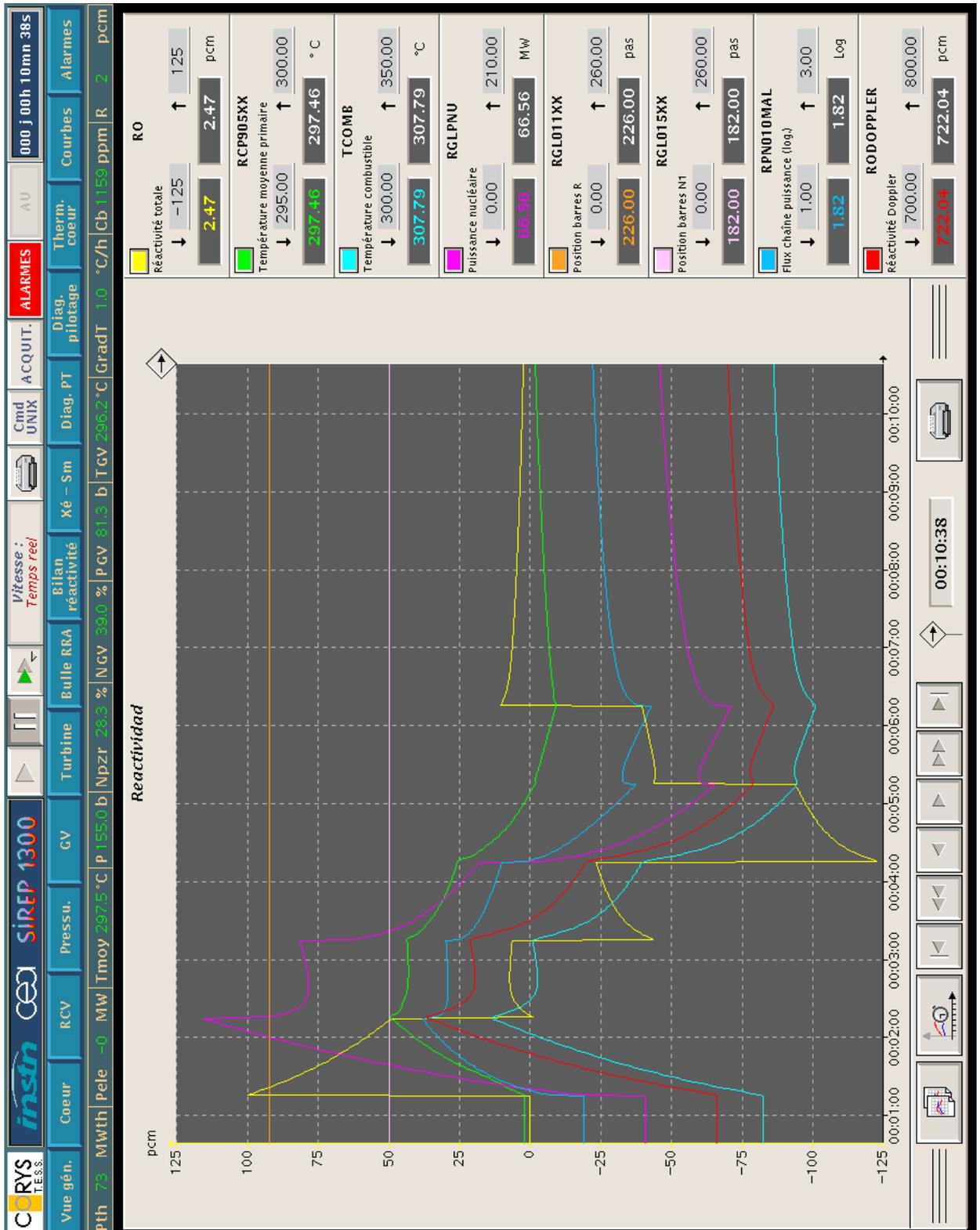




### 1.3.12. Diagramas termodinámicos ilustrativos



### 1.3.13. Pantalla de trazado de curvas



### 1.3.14. Cuadro de alarmas

000 1 00h 13mn 53s

AU

ALARMES

ACQUIT.

Cmd UNIX

Vitesse : Temps reel

Diag. PT

Diag. pilote

Therm. coeur

Alarmes

Courbes

000 1 00h 13mn 53s

<p>Vue gén.</p> <p>Coeur</p> <p>RCV</p> <p>Pressu.</p> <p>GV</p> <p>Turbine</p> <p>Bulle RRA</p> <p>Bilan réactivité</p> <p>Xé - Sm</p> <p>ALARMES</p> <p>ACQUIT.</p> <p>Cmd UNIX</p> <p>Vitesse : Temps reel</p> <p>Diag. PT</p> <p>Diag. pilote</p> <p>Therm. coeur</p> <p>Alarmes</p> <p>Courbes</p> <p>000 1 00h 13mn 53s</p>	<p>000 1 00h 13mn 53s</p> <p>AU</p> <p>ALARMES</p> <p>ACQUIT.</p> <p>Cmd UNIX</p> <p>Vitesse : Temps reel</p> <p>Diag. PT</p> <p>Diag. pilote</p> <p>Therm. coeur</p> <p>Alarmes</p> <p>Courbes</p> <p>000 1 00h 13mn 53s</p>
---	---

Acquittement Alarme

<p>sortie groupe B de sa bande de manoeuvre</p>	<p>alarme WIn élevée (274 → 357 W/cm) C4 : 368 W/cm</p>	<p>AAR par WIn élevée (379 W/cm)</p>	<p>AAR par haut flux (105% DV)</p>
<p>limite très basse insertion groupe B</p>	<p>alarme bas REC C3 : REC = 1,64</p>	<p>AAR par bas REC (1,52)</p>	<p>AAR par d/dt &gt; 0 ou &lt; 0</p>
<p>ppax &gt; ppaxref + 5%</p>	<p>écart  T<sub>moy</sub> - consigne  &gt; 2,8 °C</p>	<p>ΔT<sub>sat</sub> &lt; 20 °C</p>	<p>AAR par très basse Ω<sub>app</sub> ou bas débit coeur</p>
<p>chauffelettes ou aspersion hors service</p>	<p>écart  P<sub>paz</sub> - consigne  &gt; 5 bars</p>	<p>AAR par basse pression Paz (131 bars)</p>	<p>AAR par haute pression Paz (165,5 bars)</p>
<p>RCV indisponible au niveau ballon RCV anormal</p>	<p>écart  N<sub>paz</sub> - consigne  &gt; 5%</p>	<p>AAR par haut niveau Paz (85%)</p>	<p>sollicitations SS Paz</p>
<p>AAR indisponible</p>	<p>écart  N<sub>gv</sub> - consigne  &gt; 5%</p>	<p>AAR par très bas niveau GV (15% GE)</p>	<p>AAR par très haut niveau GV (90% GE)</p>

### 1.3.15. Pantalla de instructor

**Simulation Parameters:**  
 Temps simulé : 000 j 00h 00mn 00s  
 Vitesse : Temps reel  
 Cliché chargé : STANDA\_9 100 % PN - FDV  
 Cliché sélect. : STANDA\_9 100 % PN - FDV  
 Pth 3868 MWth | Pcle 1350 MW | Tmoy 306.5 °C | P 155.0 b | Npzt 53.9 % | Ngv 60.0 % | Pgv 65.8 b | Tgv 282.2 °C | Graot -0.0 °C/h | Cb 41 ppm | R 0 pcm

**Pannes de la Page COEUR**

Code	Description
GREPECHEL	Echelon de puissance (%Pnom)
RGLMVTGRREG	Insertion/retrait groupe de régulation (pas/mm)
RGLSTPREACT	Step de réactivité (pcm)
RPRAAR	Arrêt automatique du réacteur
RPRINHBEAAR	Inhibition de l'arrêt automatique du réacteur
RPRPERTEINSTRU	Perte instrumentation

**Panne Analogique GREPECHEL**

Panne: Inactive

Slider: -10.0 to 10.0 (Current: 0.0)

Buttons: Memorisation, Armement, Annulation

Delai: 00:00 | Duree: 0 (infini)

**Etat des Pannes**

Référence	Mémorisées	En attente	Actives	Commentaire	Etat	Délai	Durée	Valeur
Toutes	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>					
Mémorisées	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>					
En attente	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>					
Actives	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>					

## 1.4. Descripción y características generales de la serie REP 1300 franceses

Con la intención de ubicar el tipo de central nuclear que se está simulando dentro del parque nuclear francés, así como exponer las diferencias y peculiaridades más significativas entre ellas, a continuación se realiza una breve introducción conteniendo una clasificación de carácter puramente orientativo.

Francia tiene una gran experiencia en tecnología nuclear. Casi el 80% de su producción eléctrica es de origen nuclear pues tiene un parque de 58 reactores de agua a presión resultado de una política energética inscrita en una estrategia a largo plazo, la cual pretendió conseguir una mayor independencia energética del petróleo a bajo coste y manteniendo criterios de seguridad y radioprotección adecuados. En Francia, se suele establecer una primera clasificación de las centrales de acuerdo a la potencia eléctrica neta producida. Se distingue un conjunto de reactores de 900 MWe, otro 1300 MWe y finalmente el de última generación de 1450 MWe. En ellos, se incluyen actualmente los reactores siguientes:

- 34 unidades *REP* de 900 MWe, incluidas *Fessemheim* y *Bugey*. La primera de ellas fue la primera en entrar en operación en 1977. Todas ellas están controladas por EDF (*Électricité de France*).
- 20 unidades *REP* de 1300 MWe, todas controladas por EDF.
- 4 reactores *REP* de última generación de 1450 MWe (la última unidad está funcionando desde 1998 en Civaux) controlados igualmente por EDF.
- El reactor *FBR (Fast Breeder Reactor) Phénix* que pertenece al CEA (*Commissariat à l'Énergie Atomique*) en servicio desde 1974 con propósitos experimentales.

Los *REP* franceses son globalmente parecidos. Sin embargo, progresivamente ciertas novedades tecnológicas han sido introducidas con el objetivo de mejorar su concepción y su realización.

En el contexto de una clasificación más detallada, el parque nuclear francés cuenta con centrales ligadas a series estandarizadas. Un *palier* (grupo) hace referencia a un conjunto de reactores de características similares. En la siguiente clasificación, se muestran algunas características de los grupos *CP0*, *CP1*, *CP2*, *P4*, *P'4* y *N4*. (*CP: Contrat Programme*).

El programa nuclear francés de febrero de 1974 previó 2 programas de lanzamiento de centrales de agua a presión (*CP1*) y agua en ebullición (*CP2*). Esta última opción fue rápidamente abandonada a favor de la continuidad de la tecnología de agua a presión, a la vez que las 6 unidades anteriores a dicho programa fueron bautizadas, a posteriori, *CP0*.

**CP0:** Comprende las 6 unidades de *Fessenheim 1 y 2* y *Bugey 2-5* (todas aprobadas con anterioridad a 1974).

**CP1:** ('Contrat Programme nº1'). Hace referencia a las unidades de *Tricastin 1-4*, *Gravelines 1-6*, *Dampierre 1-4* y *Blayais 1-4* (lanzamiento en febrero 1974). Entrada en funcionamiento entre 1980 y 1985.

**CP2:** ('Contrat Programme nº2'), Contiene las unidades de *Chinon B 1-4*, *St Laurent B 1-2* y *Cruas 1-4* (lanzamiento en febrero 1974). Entrada en funcionamiento entre 1981 y 1987.

Los grupos *CP1* y *CP2* son habitualmente denominados de forma conjunta como **CPY**. Estas centrales tienen sus principales diferencias respecto a sus predecesoras *Fessenheim* y *Bugey* en la concepción de los edificios, la presencia de un circuito de refrigeración intermedio entre ellos permitiendo la aspersion en la contención en caso de accidente, así como una operación más flexible.

**P4:** Serie de unidades *REP* de 4 lazos (1300 MWe) que hacen referencia a las unidades de *Paluel 1-4*, *Flamanville 1-2* y *St Alban 1-2*. Inicio de operación entre 1984 y 1986. Algunas modificaciones importantes fueron introducidas con respecto al grupo *CPY*. Entre ellas se puede destacar la concepción de circuitos y de sistemas de protección del reactor. Evidentemente, el aumento de potencia se traduce en un circuito primario con cuatro generadores de vapor, pues se requiere una capacidad de refrigeración más elevada que los reactores de 900 MWe (3 lazos de refrigeración).

**P'4:** Serie de unidades *REP* a 4 lazos (1300 MWe). En este grupo se encuentra *Cattenom 1-4*, *Belleville 1-2*, *Nogent 1-2*, *Penly 1-2* y *Golfech 1-2*. Inicio de operación entre 1986 y 1993. Son esencialmente idénticos al grupo *P4*, exceptuando la diferencia que éstos han sido objeto de ciertas medidas económicas. También se introdujeron modificaciones en lo que concierne al edificio de combustible y circuitos y sistemas asociados.

**N4:** Serie francesa (N como '*nouvelles*') de reactores *REP* de 4 lazos (1450 MWe). Contiene las unidades de *Chooz 1-2* y *Civaux 1-2*. Entrada en funcionamiento entre 1996 y 1999. Fueron lanzados posteriormente a los programas de 900 MWe (*CP*) y 1300 MWe (*P4-P'4*). Este grupo se distingue de los grupos antecesores principalmente por la concepción de los generadores de vapor (más pequeños) y las bombas primarias, así como algunos aspectos de informatización asociada a la operación.

En particular, el simulador *SIREP 1300* toma como referencia en las correlaciones fenomenológicas de algunas variables de simulación **la unidad 1 de la central de Belleville** que pertenece al grupo *P'4*.

Una particularidad a añadir sobre este tipo de reactores la constituye el hecho que los diseños de las centrales de *1300 MWe* son muy parecidos, y aún más normalizados que los reactores de *900 MWe*.

En la serie *REP 1300* y siguiendo la política general establecida en Francia, en los últimos años algunas unidades han evolucionado desde la operación a ciclos cortos (12 meses) hacia ciclos largos de 18 meses. La obligación de seguimiento de carga necesaria en Francia asociada a la problemática relativa al deterioramiento estructural de las barras de control limita la mencionada transición a sólo algunas unidades, manteniendo la operación en ciclos de 12 meses en aquellas unidades responsables de ajustar la producción a la demanda eléctrica.

En cambio, en España, el funcionamiento de las centrales nucleares en base (ausencia del requerimiento de seguimiento de la demanda) permite conseguir con mayor facilidad el objetivo de operar a ciclo largo. Así, todas las centrales españolas trabajan con ciclo largo exceptuando la central de José Cabrera.

En los apartados 1.4.1, 1.4.2 y 1.4.3 se incluyen las tablas que contienen las principales características generales de las unidades de *CPY*, *P4-P'4* y *N4*. Además, en el apartado 1.4.4 se adjunta una representación esquemática del núcleo de las unidades *P4-P'4* (caso *SIREP*). La información contenida puede resultar útil para el establecimiento y ubicación de la central nuclear simulada en el contexto real, así como en la presentación de información de algunos parámetros de la central que no están presentes en el simulador.

### 1.4.1. Características de concepción del circuito primario

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<i>Potencia térmica nominal (MW)</i>	2660	2785	2785	3817	4000
<i>Potencia térmica máxima (MW)</i>	2774	2905	2905	4117	4270
<i>Configuración EC (Elem. Combust.)</i>	17 x 17				
<i>Altura activa de EC (m)</i>	3,660	3,660	3,660	4,267	4,267
<i>Número EC en el núcleo</i>	157	157	157	193	205
<i>Combustible</i>	UO <sub>2</sub> enriq				
<b>Nº barras:</b>					
<i>Negras largas</i>	48	48	41	53	65
<i>Negras cortas</i>	5	5	-	-	-
<i>Grisas largas</i>	-	-	12	12	8
<i>Número de lazos</i>	3	3	3	4	4
<i>Presión de cálculo circuito primario (bar)</i>	172,37	172,37	172,37	172,37	172,37
<b>Velocidad de calentamiento o enfriamiento:</b>					
<i>Normal (°C/h)</i>	<28	<28	<28	<28	<28
<i>Máxima (°C/h)</i>	56	56	56	56	56

## 1.4.2. Características termohidráulicas y neutrónicas

### 1.4.2.1. Características termohidráulicas del circuito primario

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
Presión nominal del circuito primario (bar)	155	155	155	155	155
<b>Temperaturas nominales (°C):</b>					
Salida vasija/entrada GV	321,6	323,2	323,2	328,6	329
Salida GV/entrada bomba primaria	284	286,9	285,8	292,8	292
Salida bomba primaria/entrada vasija	284,2	286	286	292,9	292,2
Entrada núcleo	284,4	286,2	286,2	292,7	292,2
Salida núcleo	323,1	326,6	326,6	332,4	329,6
Media de núcleo	303,8	306,4	306,4	312,6	310,9
Presionador	345	345	345	345	345
Caudal másico del núcleo (t/h)	43610	45530	45530	62200	66276
Velocidad media en el núcleo (m/s)	4,38	4,59	4,59	5,21	5,3
Velocidad másica media en el núcleo (g/s.cm <sup>2</sup> )	314	328	328	364	368
Sección de paso del núcleo (m <sup>2</sup> )	3,86	3,86	3,86	4,75	5,04
Flujo de calor medio en el núcleo (W/cm <sup>2</sup> )	57	60	60	57,1	60,1
Flujo de calor máx. en el núcleo (W/cm <sup>2</sup> )	130	129	128	142,8	143
Potencia lineal media (W/cm)	170,4	178,3	178,3	170,4	179,0
Potencia lineal máx. APRP (W/cm)	387	382	419	451	426
Límite APRP	2,27	2,14	2,35	2,65	2,38
Factor de elevación de entalpía $F_H$	1,55	1,55	1,55	1,55	1,55
Temperatura en el centro de la pastilla en funcionamiento nominal (°C)	1830	1800	1830	1900	1900
DNBR mínimo en funcionamiento nominal	1,86	1,78	1,78	1,81	-

En la terminología utilizada en el simulador, a la relación del límite de ebullición nucleada se le denomina bajo el acrónimo REC (*Rapport d'Echauffement Critique*).

**1.4.2.2. Características agua-vapor del lado secundario del GV**

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<i>Caudal de vapor a plena carga de un lazo (t/h)</i>	1718	1815	1817	1932	2164
<b>Presión de vapor salida GV (bar):</b>					
<i>A plena carga</i>	53,75	57,7	58	71,8	73,5
<i>A carga nula</i>	70,3	70,3	70,3	-	-
<b>Temperatura del vapor (°C):</b>					
<i>A plena carga</i>	268,5	268,5	273	287,5	289,1
<i>A carga nula</i>	286	286	286,1	-	-
<i>Temperatura del agua de alimentación (°C)</i>	216,8	219,5	219,5	229,5	229,5

**1.4.2.3. Características neutrónicas del núcleo**

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<i>Enriquecimiento (% U235)</i>	3,25	3,25	3,25	3,10	3,40
<b>Quemado (MWd/T):</b>					
<i>Medio de descarga</i>	31500	31500	33000	33000	39400
<i>Máximo de varilla</i>	42000	42000	45000	45000	47000
<i>Máximo de pastilla</i>	45000	45000	50000	50000	50000
<i>Concentración de boro (sin barras) (ppm)</i>	1205	1205	1089	1081	1200
<i>Eficacia de las barras largas (pcm)</i>	9000	9000	9000	9000	9000

### 1.4.3. Características de componentes, dimensiones y materiales

#### 1.4.3.1. Vasija y elementos internos

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<i>Altura total, con cabeza (mm)</i>	13173	13173	13173	13591	12602
<i>Diámetro interior con revestimiento (mm)</i>	3987,8	3987,8	3987,8	4394	4486
<b>Masa (t):</b>					
<i>Cuerpo vasija</i>	263	263	263	226,75	342,7
<i>Cabeza vasija</i>	54	54	54	80	84,8
<i>Número de toberas</i>	2 x 3	2 x 3	2 x 3	2 x 4	2 x 4
<b>Diámetro (mm):</b>					
<i>Toberas de entrada</i>	698	698	698	698	698
<i>Toberas de salida</i>	736	736	736	736	736
<i>Nº canales de instrumentación</i>	50	50	50	58	60

**1.4.3.2. Elementos combustibles**

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<i>Altura total (mm)</i>	4058	4058	4058	4795,4	4793,2
<i>Longitud lateral (mm)</i>	214	214	214	214	214
<i>Altura activa del combustible (mm)</i>	3660	3660	3660	4267	4267
<i>Peso total del conjunto (kg)</i>	664	664	664	780	780
<i>Número de varillas por elemento</i>	264	264	264	264	264
<i>Número de varillas en el núcleo</i>	41448	41448	41448	50952	54120
<b>Varillas:</b>					
<i>Diámetro exterior (mm)</i>	9,50	9,50	9,50	9,50	9,50
<i>Juego diametral pastilla-vaina (mm)</i>	0,165	0,165	0,165	0,165	0,165
<i>Espesor de la vaina (mm)</i>	0,571	0,571	0,571	0,571	0,571
<i>Material de la vaina</i>	Zircaloy 4	Zircaloy 4	Zircaloy 4	Zircaloy 4	Zircaloy 4
<i>Gas de presurización</i>	Helio	Helio	Helio	Helio	Helio
<b>Pastilla:</b>					
<i>Material</i>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /UO <sub>2</sub> PuO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
<i>Densidad, % de la densidad teórica</i>	95	95	95	95	95
<i>Diámetro (mm)</i>	8,19	8,19	8,19	8,19	8,19
<i>Longitud (mm)</i>	13,5	13,5	13,5	13,5	13,5
<b>Rejillas separadoras:</b>					
<i>Número de rejillas por EC</i>	8	8	8	9	10
<i>Material</i>	Inconel 718	Inconel 718	Inconel 718 ó zircaloy 4	Inconel 718 ó zircaloy 4	Zircaloy 4
<b>Tubos guía:</b>					
<i>Número por EC</i>	24	24	24	24	24
<i>Diámetro exterior (mm)</i>	12,24	12,24	12,24	12,24	12,05
<i>Espesor (mm)</i>	0,42	0,42	0,42	0,42	0,42
<i>Material</i>	Zircaloy 4	Zircaloy 4	Zircaloy 4	Zircaloy 4	Zircaloy 4

### 1.4.3.3. Barras de control

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<b>Número de varillas absorbentes por barra:</b>					
<i>Barra negra</i>	24	24	24	24	24
<i>Barra gris</i>	-	-	8 ó 12	8	8
<b>Número de varillas no absorbentes de barras grises</b>	-	-	16 ó 12	16	16
<b>Material absorbente:</b>					
<i>Naturaleza</i>	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd
<i>Composición (%)</i>	80-15-5	80-15-5	80-15-5	80-15-5 y B <sub>4</sub> C	80-15-5 y B <sub>4</sub> C
<b>Material de las varillas no absorbentes de las barras grises</b>	Acero 304	Acero 304	Acero 304	Acero 304	Acero 304
<i>Diámetro de varilla (mm)</i>	8,66	8,66	8,66	8,66	8,66
<i>Longitud absorbente (mm)</i>	3606,8	3606,8	3606,8	3870	3870
<b>Mecanismos de control:</b>					
<i>Velocidad de desplazamiento (pasos/min)</i>	72	72	72	72	72
<i>Velocidad de desplazamiento (mm/min)</i>	1143	1143	1143	1143	1143
<i>Longitud de paso (mm)</i>	15,9	15,9	15,875	15,875	15,875
<i>Recorrido total (mm)</i>	3618	3618	3618	4300	4200
<i>Número de mecanismos</i>	48	48	53	65	73

#### 1.4.3.4. Varillas de venenos consumibles y fuentes neutrónicas

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<b>Venenos consumibles:</b>					
<i>Número de varillas de veneno por barra (grupos 1/2/3)</i>	12/16/20	12/16/20	8/12/16	8/12/16	8/12/16
<i>Naturaleza del veneno consumible</i>	Silicato de boro				
<i>Densidad del veneno (g/cm<sup>3</sup>)</i>	2,22	2,22	2,22	2,22	2,22
<i>Longitud absorbente (mm)</i>	3606,8	3606,8	3606,8	4340	4340
<b>Fuentes neutrónicas:</b>					
<i>Fuente primaria</i>	Californio	Californio	Californio	Californio	Californio
<i>Fuente secundaria</i>	Sb-Be	Sb-Be	Sb-Be	Sb-Be	Sb-Be

#### 1.4.3.5. Bombas primarias

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<i>Velocidad de rotación (rpm)</i>	1485	1485	1485	1485	1485
<i>Caudal de concepción (m<sup>3</sup>/h)</i>	20100	22250	21250	22890	24500
<i>Altura manométrica (mCE)</i>	84,5	90,7	90,7	99	106
<i>Potencia nominal absorbida por motor (kW)</i>	4650	5300	5300	6500	7100

### 1.4.3.6. Presionador

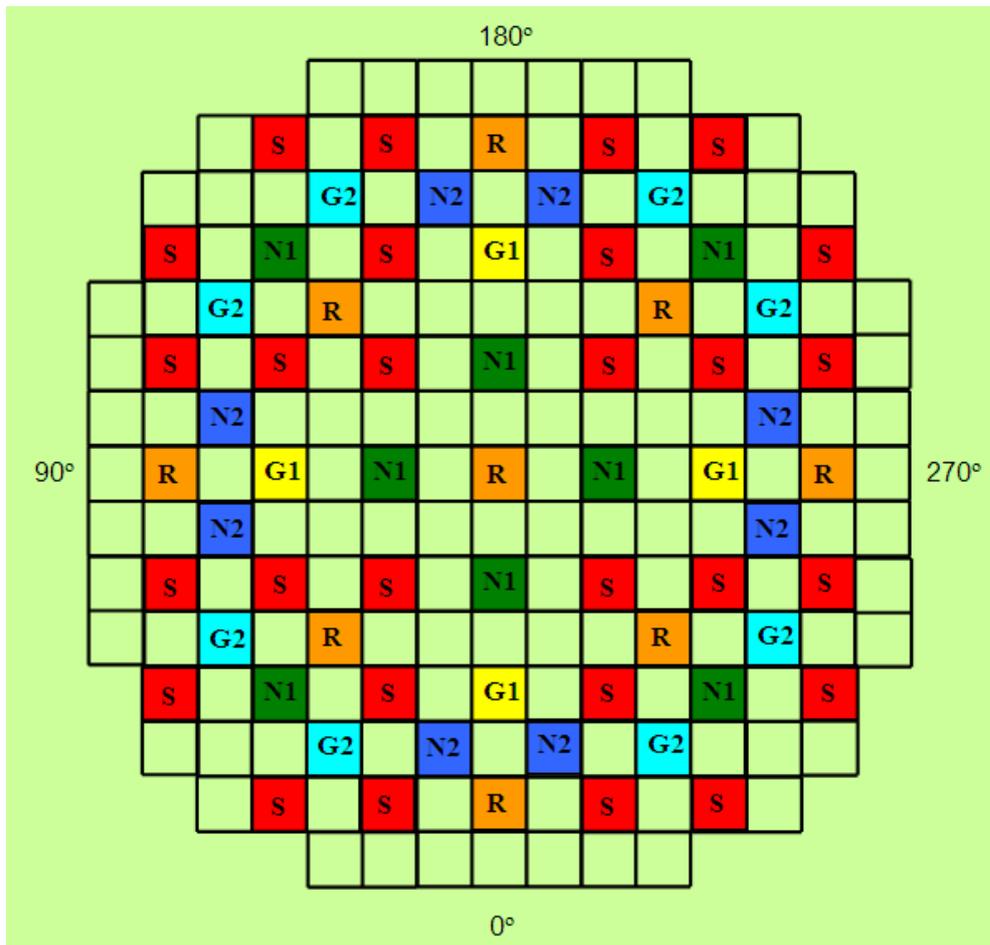
	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<i>Volumen total (m<sup>3</sup>)</i>	39,6	39,865	39,865	59,3	59,5
<i>Presión de cálculo (bar)</i>	172,37	172,37	172,37	172,37	172,37
<i>Temperatura de cálculo (°C)</i>	360	360	360	360	360
<i>Diámetro externo (mm)</i>	2350	2350	2350	2800	2800
<i>Altura (mm)</i>	12800	12800	12800	13526	13526
<i>Capacidad de los calentadores (kW)</i>	1400	1440	1440	2160	2160
<i>Volumen de agua (m<sup>3</sup>)</i>	37,196	37,196	37,196	55,0	55,0
<b>Número de válvulas de aspersión:</b>					
<i>regulables</i>	2	2	2	2	2
<i>continuas</i>	2	2	2	2	2
<i>Caudal de aspersión continuada por válvula (m<sup>3</sup>/h)</i>	0,230	0,230	0,230	0,2	0,2
<b>Descarga del presionador:</b>					
<i>Tipo</i>	Tandem SEBIM	Tandem SEBIM	Tandem SEBIM	Tandem SEBIM	Tandem monobloc SEBIM
<i>Número</i>	3	3	3	1	1
<i>Presión de abertura (bar)</i>	162	162	162	166	166
<i>Capacidad unitaria nominal (t/h)</i>	95	95	95	183	245
<b>Válvulas de seguridad:</b>					
<i>Tipo</i>	Tandem SEBIM	Tandem SEBIM	Tandem SEBIM	Tandem SEBIM	Tandem monobloc SEBIM
<i>Número</i>	3	3	3	2	2
<i>Presión de tarado (bar)</i>	171,5	172,5	171,5	172	172
<i>Capacidad unitaria (t/h)</i>	169,15	189	172,5	183	245
<b>Tanque de alivio del presionador:</b>					
<i>Volumen total (m<sup>3</sup>)</i>	37	37	37	60	60

### 1.4.3.7. Generador de vapor

	CP0		CP1-CP2	P4-P'4	N4
	Fessenheim	Bugey			
<i>Tipo</i>	51A	51A	51M ó 51B	68/19	73/19E
<i>Altura total (m)</i>	20,648	20,648	20,648	22,308	21,9
<i>Diámetro máximo/mínimo (mm)</i>	4468/3434	4468/3434	4468/3434	5040/3794	4756/3700
<i>Naturaleza de los tubos del haz</i>	Inconel 600	Inconel 600	Inconel 600	Inconel 600	Inconel 690
<i>Número de tubos</i>	3388	3388	3361 (51M) 3330 (51 B)	5342	5600
<i>Diámetro de los tubos (mm)</i>	22,22	22,22	22,22	19,05	19,05
<i>Espesor de los tubos (mm)</i>	1,27	1,27	1,27	1,09	1,09
<i>Superficie de intercambio (m<sup>2</sup>)</i>	4785	4785	4757 (51M) 4700 (51B)	6936	7300

#### 1.4.4. Posicionamiento de los grupos de control y seguridad en la serie P4-P'4

En las figura 1.1 se muestra, para el grupo de centrales P4-P'4 (caso SIREP), el esquema utilizado en los modelos referentes a la modelización neutrónica sobre la ubicación de los diferentes grupos de barras en el interior del núcleo, de acuerdo con la nomenclatura que se utiliza en el simulador.



**Figura 1.1.-** Posicionamiento de los grupos de barras de control y seguridad: N1 (8 barras negras); N2 (8 barras negras); G1 (4 barras grises); G2 (8 barras grises); R (9 barras negras); S (28 barras de parada). Caso P4-P'4.



## 2. Descripción del modelo del simulador



## 2.1. Modelización y física del núcleo

### 2.1.1. Modelo neutrónico. Descripción e hipótesis de simulación

El modelo pretende simular el núcleo de una central nuclear de tipo *REP 1300* apto para proporcionar la capacidad de obtener y reproducir:

- aspectos neutrónicos (criticidad, saltos de reactividad, ...),
- balances de reactividad.

El modelo utiliza las correlaciones de un cierto número de variables (*Doppler*, eficacias, etc...) por lo que podría hablarse de un modelo neutrónico semiempírico. Las curvas de referencia utilizadas en la elaboración del modelo fueron obtenidas de la unidad 1 de la central de *Belleville* en su 4º ciclo de operación.

Dados los límites de operación, la modelización del núcleo permite tener en cuenta los efectos siguientes: cinética y dinámica neutrónica, efectos de temperatura, efectos de barra de control, efectos de envenenamiento, efecto de consumo de combustible, dinámica térmica del conjunto combustible-refrigerante, representación axial de las variables fundamentales (flujo neutrónico, temperaturas, concentración de venenos), regulaciones, etc.

En cuanto a las ecuaciones físicas, el modelo de núcleo desarrollado es un modelo puntual sobre la potencia neutrónica. Para la modelización de los efectos de desequilibrio axial utiliza correlaciones fenomenológicas.

El modelo cinético de reactor puntual considera las ecuaciones cinéticas en función de la reactividad con 6 grupos de neutrones diferidos.

No se tiene en cuenta la evolución del combustible durante un ciclo a nivel de la neutrónica.

### 2.1.2. Módulo boro. Descripción e hipótesis de simulación

El módulo de boro del simulador *SIREP 1300* tiene como función simular el balance de concentración de ácido bórico en el circuito primario *RCP*, en el circuito *RCV* y en el circuito *REA*. Permite calcular las diversas concentraciones de boro en el primario y sus circuitos anexos. Para esto, se necesita las diferentes concentraciones de boro de los depósitos de alimentación así como los caudales de carga y descarga del primario y alimentación de boro y agua de los circuitos anexos (*RCV-REA*).

Se supone que el boro no se transforma en fase vapor. Al presionador, continuamente alimentado por la aspersion continua, se le supone la concentración de ácido bórico idéntica y homogénea en todo el circuito primario (ramas calientes y frías, el núcleo y el presionador) excepto en los circuitos anexos *RCV* y *REA*.

Las acciones de módulo posibles por parte del instructor son:

- Bloqueo de la concentración de boro. Esta acción permite bloquear la evolución de la concentración en boro manteniendo fija la concentración de ácido bórico en el circuito primario. Este bloqueo también ofrece la posibilidad de ajustar la concentración de boro en el primario.
- El ajuste de la concentración de boro (en caso de bloqueo). Esto permite evitar las evoluciones instantáneas de la concentración de ácido bórico en el núcleo.

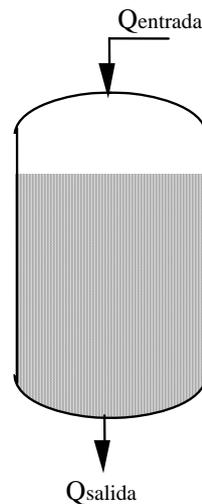
En cuanto a las ecuaciones físicas de la modelización de la concentración de ácido bórico, en cada nodo se puede escribir la conservación de masa total para el elemento boro:

$$(MB)' = \sum Q_e B_e - (\sum Q_s) B \quad (2.1)$$

donde  $B$  es la concentración,  $M$  es la masa y  $Q_e$  y  $Q_s$  los caudales de entrada y salida.

En lo que respecta al circuito primario se tiene en cuenta:

- *Caudal de entrada*: caudal de carga (*RCV*), alimentación de las juntas de las bombas primarias y aspersion auxiliar.
- *Caudal de salida*: caudal de descarga y retorno de las bombas primarias.
- *Masa total del primario*: masa de agua de todos los componentes del circuito primario incluida la fase líquida del presionador.



**Figura 2.1-** Simplificación del circuito primario a modo de depósito con caudal de entrada y salida para el cálculo de la concentración de boro.

La resolución de las ecuaciones de balance de materia conduce a la determinación de la concentración de boro homogénea para todo el circuito primario.

En el sistema de control químico y volumétrico (*RCV*) es dividido en tres nodos. Se calcula:

- La concentración de ácido bórico en el mezclador agua-boro proveniente del circuito *REA*.
- La concentración de ácido bórico en el depósito del *RCV*.
- La concentración de ácido bórico en el canal de aspiración de las bombas de carga del *RCV*.

Las diferentes reservas de alimentación en boro tendrán las concentraciones fijas e invariables siguientes:

- Tanque de boro concentrado (función boración directa): *8000 ppm*.
- Aspersión bomba de carga *PTR*: *2500 ppm*.

### 2.1.3. Modelización del efecto de las barras de control

El efecto de reactividad de las barras de control es calculado por una correlación en función de la cota de extracción y del nivel de potencia.

Los movimientos (posicionamiento y velocidad de desplazamiento) de cada uno de los grupos de barras son calculados o en función de una señal automática o en función de las órdenes del operador. La lógica de control tiene en cuenta el funcionamiento en modo gris, es decir, permitiendo la introducción prolongada en el tiempo de las barras grises.

Las curvas de antirreactividad de los grupos de control se muestran en la figura del apartado 1.3.8.8 a la vez que son objeto de estudio en la práctica 8.

#### 2.1.4. Modelización del efecto de temperatura del combustible

El efecto de temperatura del combustible (efecto Doppler) es función, por una parte de la temperatura media de éste y por otra parte del envenenamiento del núcleo. Así, el efecto en reactividad correspondiente es representado por una correlación función de la temperatura y de la tasa de quemado. Los coeficientes de esta correlación son ajustados para dar una representación fiel del efecto Doppler sobre todo el dominio de funcionamiento (20-1000 °C).

La antirreactividad Doppler es calculada con una expresión del siguiente tipo:

$$\rho_{Doppler} = k_1 + k_T T_C + (k_1 - k_2 \cdot burnup) \cdot (\exp(k_3 \cdot T_C) - 1) \quad (2.2)$$

donde las constantes  $k_1$ ,  $k_2$  y  $k_3$  se deben determinar.

#### 2.1.5. Modelización del efecto de temperatura del moderador y del ácido bórico

El efecto de temperatura del moderador es un fenómeno físico directamente dependiente de la temperatura media del propio moderador y de la concentración de ácido bórico. En este sentido, la correlación utilizada en el simulador es función de la temperatura media del agua primaria y de su concentración de boro. La correlación que se implementa es válida en una amplia gama de temperaturas (50-350 °C) y de concentraciones (0-2000 ppm).

#### 2.1.6. Modelización de los efectos de envenenamiento

Los dos fenómenos de envenenamiento a tener en cuenta en un reactor *PWR* son los ligados a la presencia de los productos de fisión xenón y samario. Las concentraciones de estos elementos son obtenidos por la resolución de las ecuaciones que representan las cadenas de formación yodo-xenón y promecio-samario. El efecto en reactividad es considerado proporcional a la concentración.

**Concentración de yodo:** La concentración de yodo es calculada desde la parte alta hasta la baja del núcleo en función del flujo neutrónico (aparición directa por fisión) en la zona determinada y de la concentración de yodo en el paso de tiempo precedente (desintegración) según la siguiente expresión:

$$I(t + \Delta t) = I(t) - \Delta t(\lambda_i I - k_{ri} \phi) \quad (2.3)$$

con:

- $\lambda_i$  constante de desintegración radiactiva del yodo,
- $k_{ri}$  coeficiente de dependencia del yodo con el flujo, función del quemado:

$$k_{ri} = k_{rx0} + burnup \cdot (k_{ri1} - k_{ri0}) \quad (2.4)$$

**Envenenamiento xenón:** El envenenamiento por xenón se calcula desde la parte alta a la baja del núcleo en función del flujo neutrónico en esta zona y de la concentración de yodo según la siguiente expresión:

$$Xe(t + \Delta t) = Xe(t) + \Delta t(\lambda_i I + k_{rX} \phi - (\lambda_{Xe} + j_{rX} \phi) Xe(t)) \quad (2.5)$$

con:

- $\lambda_i$  constante de desintegración radiactiva del yodo,
- $\lambda_{Xe}$  constante de desintegración radiactiva del xenón,
- $k_{rX}$  coeficiente de dependencia del xenón con el flujo, función del quemado:

$$k_{rX} = k_{rx0} + burnup \cdot (k_{rX1} - k_{rX0}) \quad (2.6)$$

- $j_{rX}$  coeficiente de dependencia del xenón con el flujo, función del quemado:

$$j_{rX} = j_{rx0} + burnup \cdot (j_{rX1} - j_{rX0}) \quad (2.7)$$

El mismo principio se utiliza para establecer los similares balances de los elementos promecio y samario.

### 2.1.7. Cálculo de la reactividad del combustible

La reactividad del combustible depende únicamente del quemado (*burnup*):

$$\rho_{comb} = \rho_{combinit} - k_{rho} \cdot burnup \quad (2.8)$$

El término de quemado es incrementado durante el transcurso del tiempo en función de la potencia actual:

$$\text{burnup}(t + \Delta t) = \text{burnup}(t) + \Delta t \cdot k_{dbup} \cdot W_n / W_{nom} \quad (2.9)$$

con:

- $k_{dbup}$ : velocidad de consumo de combustible a potencia nominal,
- $W_n$ : potencia nuclear (o neutrónica),
- $W_{nom}$ : potencia nuclear nominal.

El acoplamiento de los fenómenos puestos en juego por los cálculos neutrónicos así como sus relaciones son representados en el esquema siguiente:

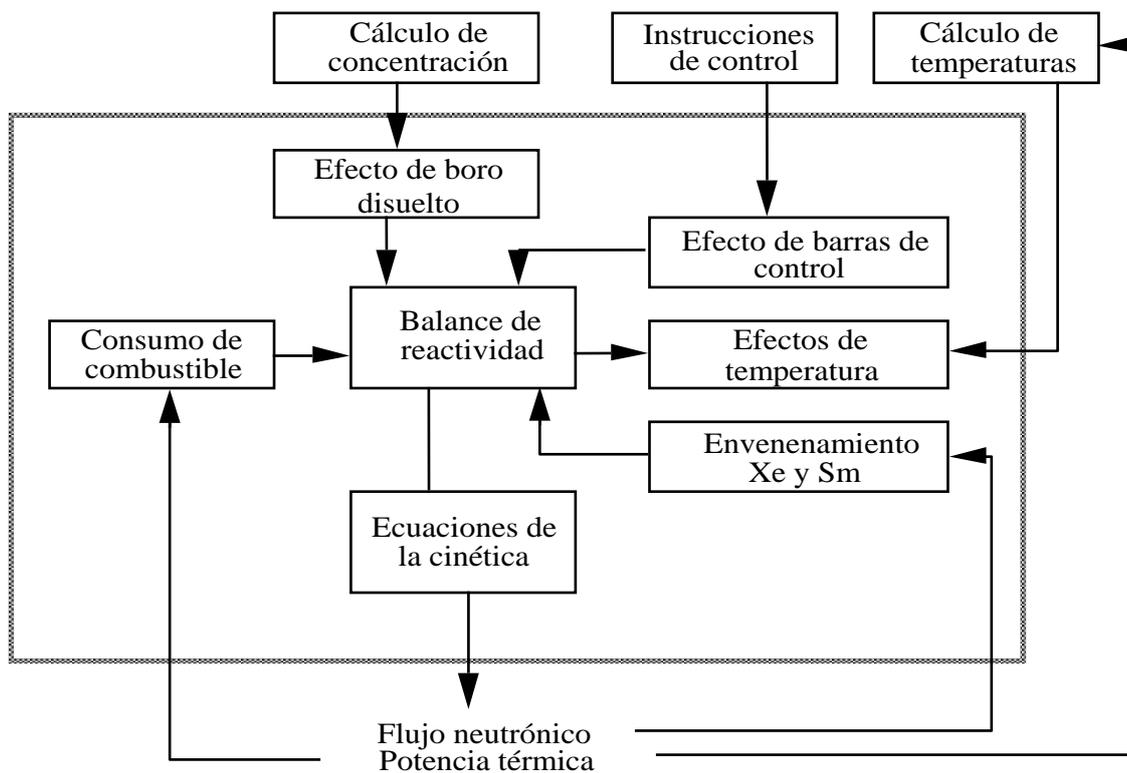


Figura 2.2- Representación esquemática del acoplamiento e interrelaciones relativos al cálculo neutrónico.

### 2.1.8. Cálculo de la potencia residual

La potencia residual ( $W_{res}$ ) es calculada a partir de tres exponenciales:

$$W_{res} = W_{res1} + W_{res2} + W_{res3} \quad (2.10)$$

con:

$$W_{res1} = A_1 \exp(-t / \tau_1)$$

$$W_{res2} = A_2 \exp(-t / \tau_2)$$

$$W_{res3} = A_3 \exp(-t / \tau_3)$$

Así, a cada instante, la potencia residual es calculada a partir del valor de potencia residual en el paso de tiempo precedente y del valor actual de potencia nuclear ( $W_n$ ):

$$\begin{aligned} W_{res1}(t + \Delta t) &= W_{res1}(t) + (A_1 \cdot W_n - W_{res1}(t)) \cdot \Delta t / \tau_1 \\ W_{res2}(t + \Delta t) &= W_{res2}(t) + (A_2 \cdot W_n - W_{res2}(t)) \cdot \Delta t / \tau_2 \\ W_{res3}(t + \Delta t) &= W_{res3}(t) + (A_3 \cdot W_n \cdot burnup - W_{res3}(t)) \cdot \Delta t / \tau_3 \end{aligned} \quad (2.11), (2.12), (2.13)$$

### 2.1.9. Cálculos térmicos en el núcleo. Determinación de los perfiles axiales de flujo y temperaturas

La parte térmica tiene como objetivo la evaluación de las temperaturas en el combustible y refrigerante. El cálculo se efectúa sobre un canal medio mientras que la temperatura del agua en la entrada y en la salida son calculadas en otro módulo del simulador. La potencia intercambiada es calculada por la parte neutrónica.

La temperatura media del combustible ( $T_C$ ) es obtenida por una ley simple de balance térmico con coeficiente de convección constante entre el combustible y el moderador:

$$k_{tcomb} \frac{\Delta T_C}{\Delta t} = W_{th} - h_{conv} (T_C - T_{mod}) \quad (2.14)$$

donde:

- $k_{tcomb}$  = inercia térmica del combustible ( $J/^\circ C$ ),
- $W_{th}$  = potencia térmica,
- $h_{conv}$  = coeficiente de convección combustible-moderador.

El perfil axial de flujo neutrónico es determinado por una correlación función de la potencia total y del desequilibrio de potencia (*axial offset*). El modelo de núcleo desarrollado es un modelo puntual integral sobre la potencia nuclear mientras que la modelización de los efectos de desequilibrio axial se implementan utilizando correlaciones fenomenológicas. Los diferentes parámetros que influyen sobre la distribución axial de la potencia en el núcleo son los siguientes:

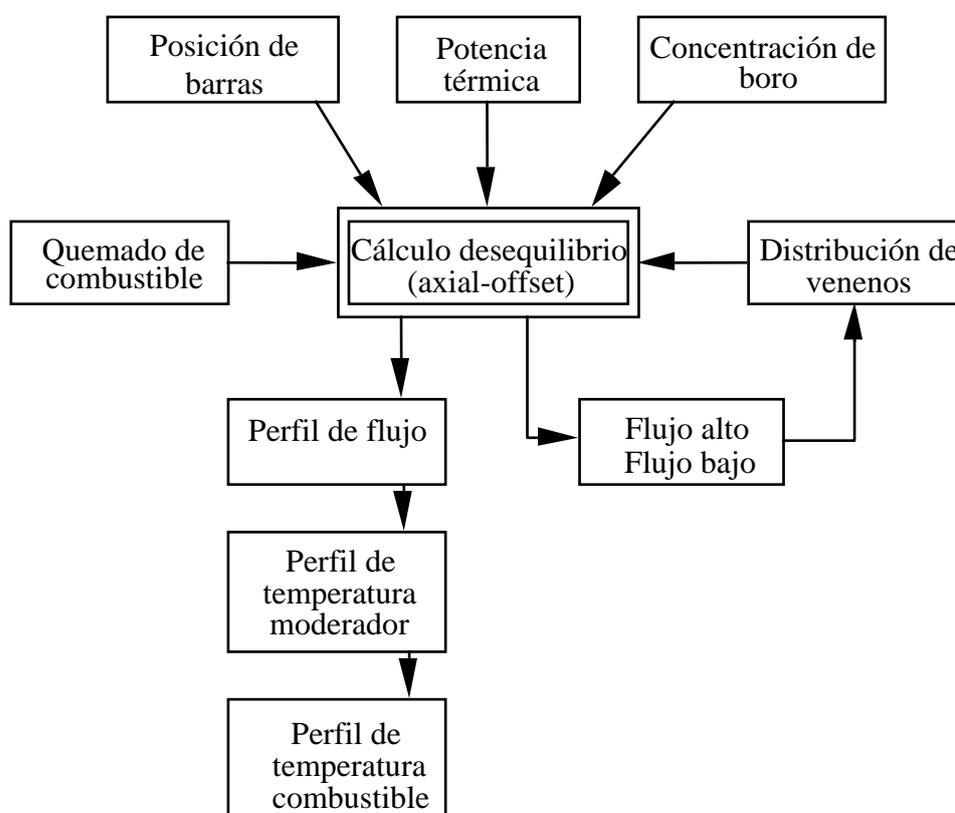
- Cotas de barras de control,
- Distribución de los venenos (productos de fisión),
- Concentración de boro,
- Nivel de potencia a través de los efectos de temperatura,
- Tasa de quemado del combustible.

Una vez conocido el perfil axial de potencia, la distribución de la temperatura en el refrigerante es obtenida por integración mientras que la distribución de temperatura del combustible resulta de la transferencia de calor.

**Perfil de temperatura del agua:** El flujo neutrónico es proporcional a la potencia lineal. El perfil de temperatura en el agua se obtiene planteando el intercambio de calor sobre una altura determinada del núcleo.

**Perfil de temperatura del combustible:** La temperatura del combustible resulta de plantear el balance térmico entre el combustible y refrigerante.

En general, en el esquema siguiente se representa el resumen de la metodología seguida por el simulador para los cálculos de flujo, permitiendo comprender el método de cálculo en un paso de tiempo.



**Figura 2.3-** Representación esquemática de los condicionantes del desequilibrio y cálculo de perfiles de flujo temperatura.

## 2.2. Concepción del presionador. Regulación de nivel y presión primaria

El modelo del presionador es de tipo bifásico en desequilibrio termodinámico. La modelización del presionador es realizada con un solo volumen, de esta manera la

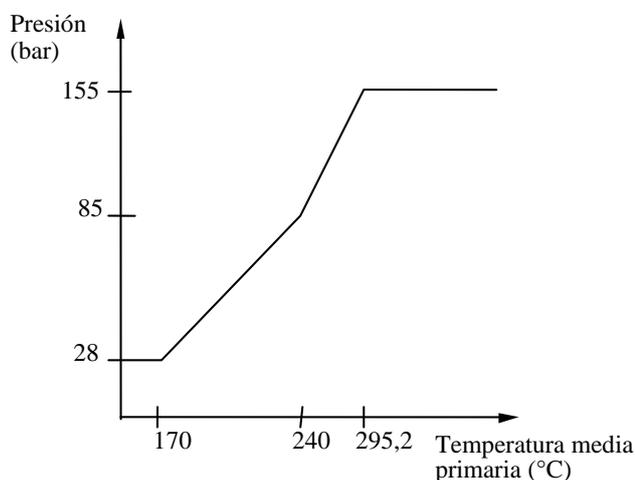
estratificación térmica del presionador no está representada. La modelización tiene en cuenta el funcionamiento del presionador después de la parada a frío (estado monofásico) de la central hasta la operación a plena potencia (bifásico).

Las regulaciones que intervienen en el funcionamiento del presionador son los siguientes:

- Regulación de nivel por el caudal de carga del sistema químico y volumétrico.
- Regulación de la presión primaria por el caudal de descarga del sistema químico y volumétrico en caso de funcionamiento monofásico.
- Regulación de la presión primaria por el circuito de aspersion y calentadores en funcionamiento bifásico.

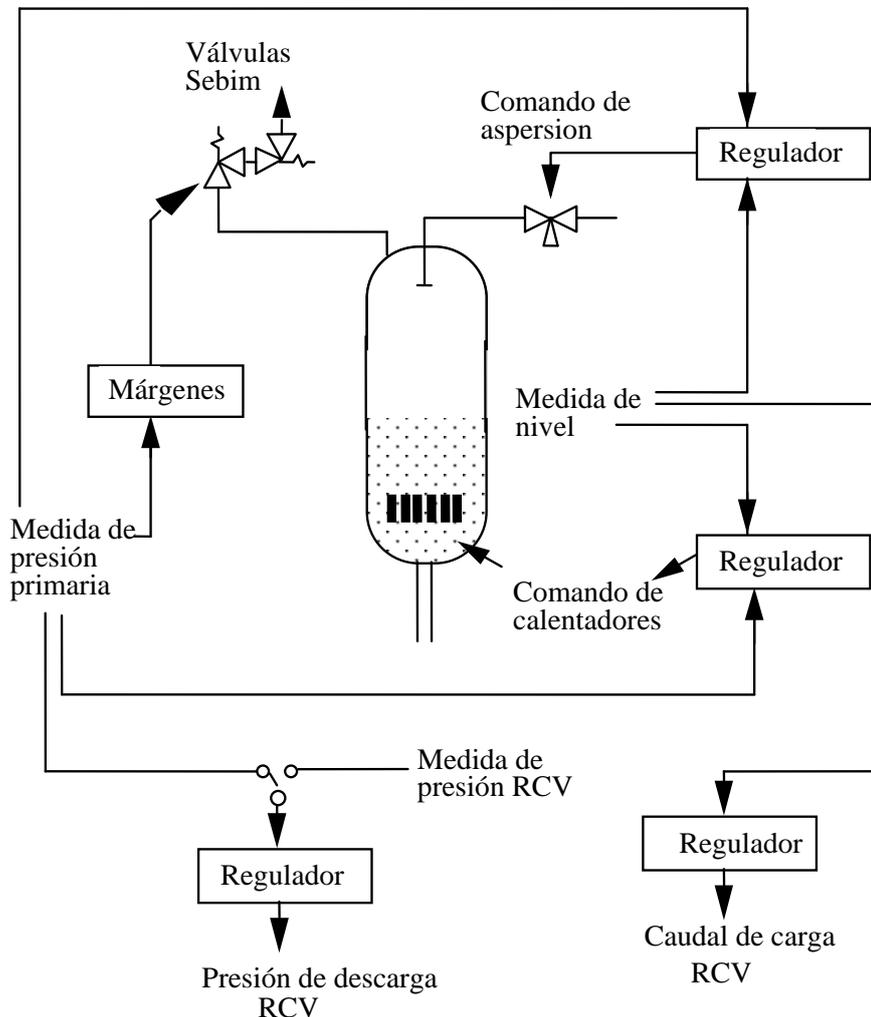
Asimismo se representan los automatismos de abertura de alivio de las válvulas *SEBIM*: la primera se abre cuando la presión sobrepasa los *166 bar* mientras que la segunda (seguridad al cierre) está abierta y se cierra cuando la presión desciende por debajo de *139 bar* (control automático únicamente).

El operador tiene siempre la posibilidad de controlar manualmente los dispositivos de alivio. A fin de facilitar el comportamiento de la simulación durante el aumento de temperatura en la fase de calentamiento, la consigna de presión del presionador puede ser calculada automáticamente en la característica siguiente:



**Figura 2.4-** Curva de evolución de la consigna de presión en función de la temperatura media primaria.

La unión de las regulaciones del presionador es representada sobre el siguiente esquema:



**Figura 2.5-** Representación esquemática de las regulaciones del presionador.

La consigna de nivel del presionador es calculada automáticamente en función de la temperatura media del primario de la siguiente forma:

- Si  $T_{media} < 295,2 \text{ } ^\circ\text{C}$ , entonces la consigna de nivel es de 21,5 %,
- Si  $T_{media} > 307,2 \text{ } ^\circ\text{C}$ , entonces la consigna de nivel es de 55,5 %,
- Entre ambas: evolución lineal de la consigna de nivel.

Por otro lado, si las bombas primarias están paradas se detiene la aspersion continuada.

## 2.3. Bombas y canalizaciones de enlace

El reactor y el presionador están unidos al generador de vapor por tuberías en las cuales las bombas primarias hacen recircular el refrigerante.

El caudal total en el circuito impuesto por la presencia de las bombas primarias es calculado en función del número de bombas en servicio y de su inercia mecánica. La inercia mecánica de las bombas en el arranque y la parada es tenida en cuenta mediante la resolución de la ecuación de masas circulantes. Asimismo, la potencia disipada, principal fuente calor en el arranque, también es modelizada.

El modelo térmico del circuito primario tiene en cuenta los retardos introducidos por los tiempos de transferencia en las canalizaciones y la inercia de las masas metálicas de los circuitos. Las pérdidas térmicas también son modelizadas.

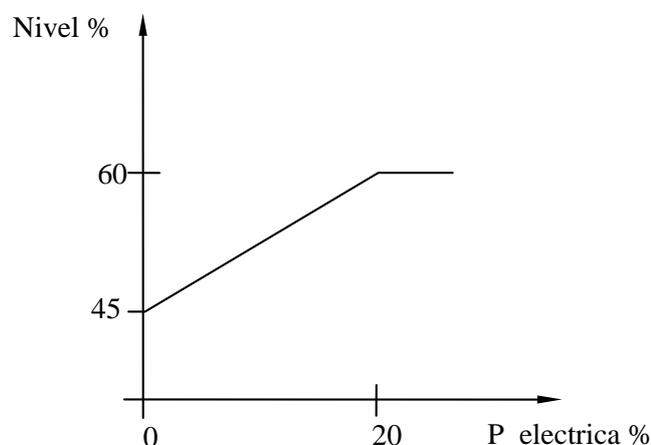
## 2.4. Circuito secundario

El circuito secundario comprende el generador de vapor y la parte clásica de la central de la cual sus componentes importantes son modelizados, es decir, la turbina, los circuitos de desvío (descarga), el alternador, el condensador, las turbobombas de alimentación, etc.

### 2.4.1. Generador de vapor

La modelización permite simular de forma realista las variaciones de nivel de agua y de presión durante diferentes transitorios.

La consigna de nivel del generador de vapor depende de la potencia eléctrica de la siguiente forma:



**Figura 2.6-** Curva de evolución de la consigna de nivel del generador de vapor en función de la potencia eléctrica.

### 2.4.2. Circuito de vapor

El circuito tiene en cuenta: la descarga a la atmósfera, la alimentación de la turbina, el bypass de turbina hacia el condensador y la alimentación de las turbobombas de alimentación.

Los circuitos de bypass de turbina tienen por objeto la descarga de vapor o en el condensador (capacidad del 85 % de la potencia nominal) o en la atmósfera (capacidad 10% de la potencia nominal).

El desvío al condensador es constituido en la realidad por un conjunto de válvulas dispuestas en paralelo y accionados por un automatismo controlando la presión en el generador de vapor. Estas válvulas son simuladas por una sola válvula que, con abertura total, evacua el caudal nominal del circuito de bypass. El operador tiene la posibilidad de hacer funcionar el desvío en modo presión (automático) o en modo manual.

La descarga a la atmósfera es controlada por una regulación de la presión del generador de vapor.

### 2.4.3. Turbina

La turbina está acoplada al alternador. La velocidad de rotación es calculada a partir de una ecuación de masas circulantes. A partir de las características termodinámicas del vapor se realiza el cálculo de la potencia hidráulica y del rendimiento asociado. Las fases de aumento de velocidad, acoplamiento, desacoplamiento y parada en virador son simulados.

### 2.4.4. Condensador

El condensador determina la presión que permite calcular la pérdida entálpica sobre la turbina. La modelización permite simular las variaciones de presión en función de la carga térmica, del caudal de agua de circulación, de la temperatura de admisión del agua de circulación y de la tasa de fugas.

Una acción disponible en el puesto de instructor permite simular la pérdida de vacío en el condensador simulando los fenómenos siguientes: aumento de la presión del condensador, descenso rendimiento de la turbina, etc.

Las bombas y válvulas de vacío no están simuladas.

### 2.4.5. Turbobombas y agua de alimentación

En lo referente a las turbobombas de alimentación, su velocidad es modelizada en función de la carga y del caudal de agua necesario en la alimentación.

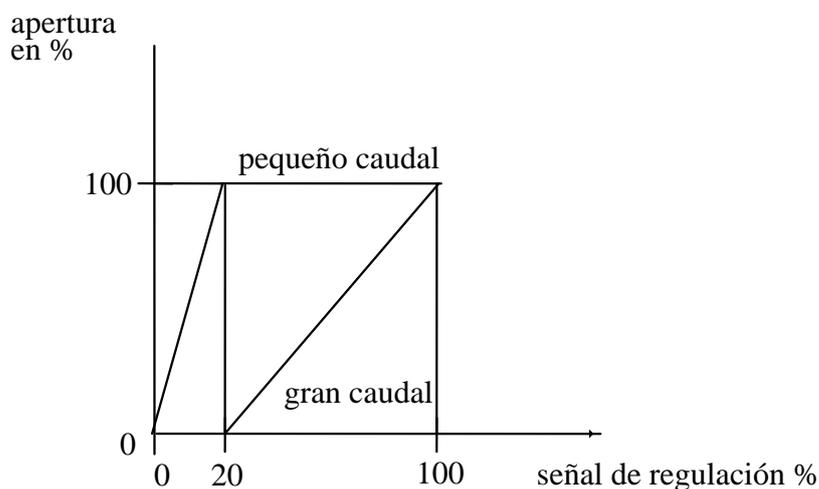
Para el agua de alimentación de los generadores de vapor, se realiza la distinción entre:

- *la alimentación normal*: por medio de válvula de pequeño caudal (alimentación a pequeña carga) y la válvula de gran caudal (alimentación a gran carga). La temperatura del agua de alimentación es dada por una correlación en función de la carga del secundario.
- *la alimentación de seguridad*: donde la entalpía es dada por una constante.

La válvula de alimentación de pequeño caudal corresponde al 20% de la válvula modelizada (abertura caudal).

La válvula de alimentación de gran caudal corresponde al 80% de la válvula modelizada (abertura caudal).

El gráfico que se muestra a continuación representa las relaciones entre la abertura de la válvula modelizada y las aberturas de las válvulas de pequeño y gran caudal.



**Figura 2.7-** Curva de evolución de la abertura de las válvulas de pequeño y gran caudal en función de la señal de regulación.

## 2.4.6. Automatismos y cadenas de regulación

Las diferentes cadenas de regulación del sistema de vapor y alimentación son representadas sobre el esquema siguiente:

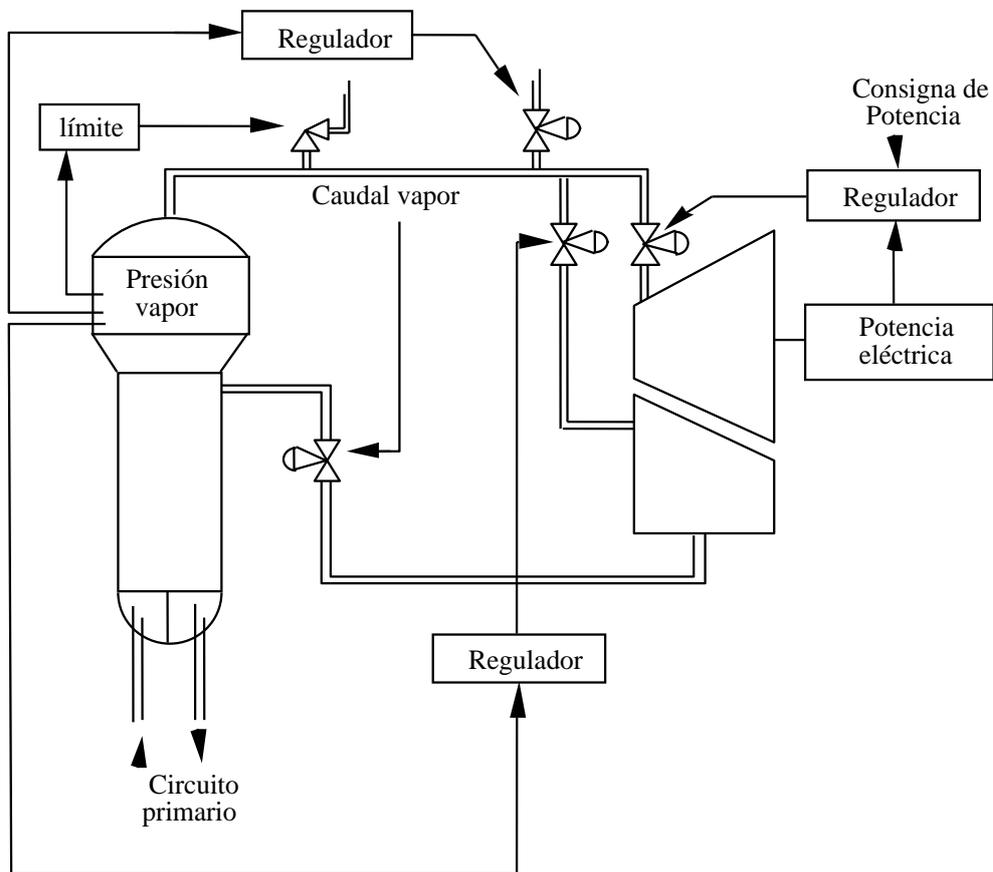


Figura 2.8- Representación de las cadenas de regulación de los principales sistemas del circuito secundario.

## 2.5. Sistema de control químico y de volumen

Las funciones otorgadas al circuito RCV son el control del volumen del agua en el circuito primario por desequilibrio entre la carga y descarga y el control del ácido bórico, además de ser el responsable de mantener una cierta calidad mineral del agua, eliminación de productos de corrosión y el sellado de las bombas primarias.

### 2.5.1. Modelo físico

Los fenómenos térmicos en el circuito son igualmente representados: intercambiador regenerador y no regenerador.

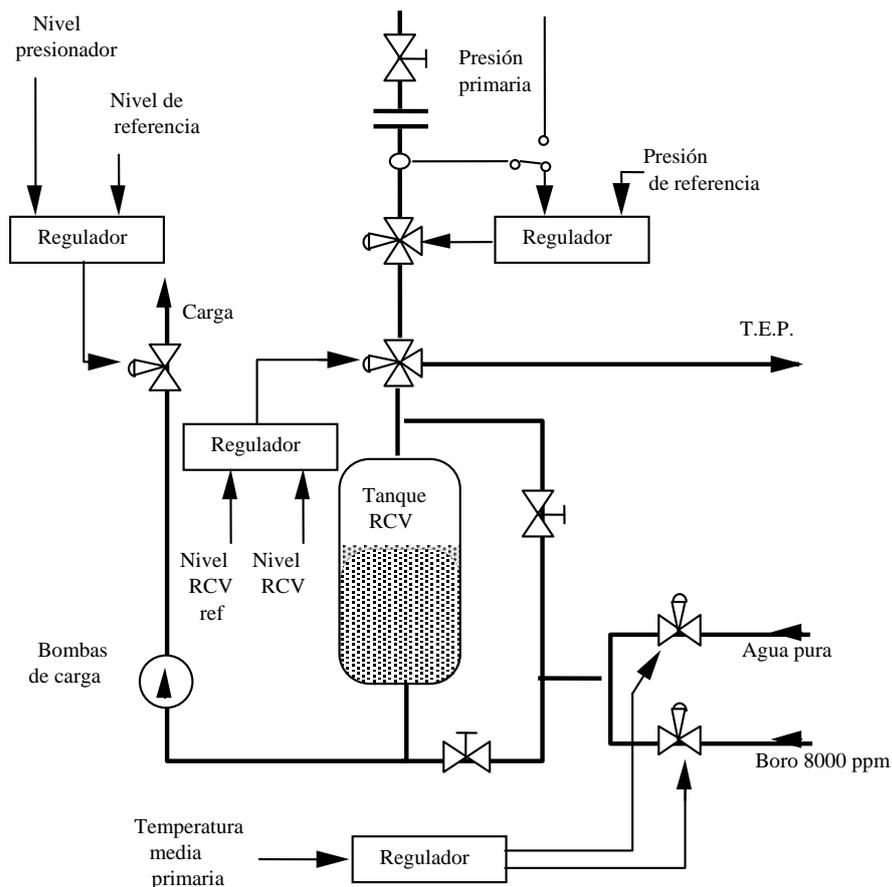
La inyección de seguridad no está simulada.

El control de la concentración de boro es efectuado por inyección de agua pura o de boro concentrado en el circuito. Las válvulas correspondientes son comandadas por los automatismos idénticos a los presentes en las centrales. Estos automatismos poseen las posibilidades siguientes:

- *Dilución*: inyección de una cantidad predefinida de agua en el circuito de carga.
- *Boración*: inyección de una cantidad predefinida de boro en el circuito de carga.
- *Aporte*: inyección de una mezcla de agua y boro de forma automática en el tanque de control en caso de nivel demasiado bajo de éste (18% aproximadamente).

### 2.5.2. Regulaciones

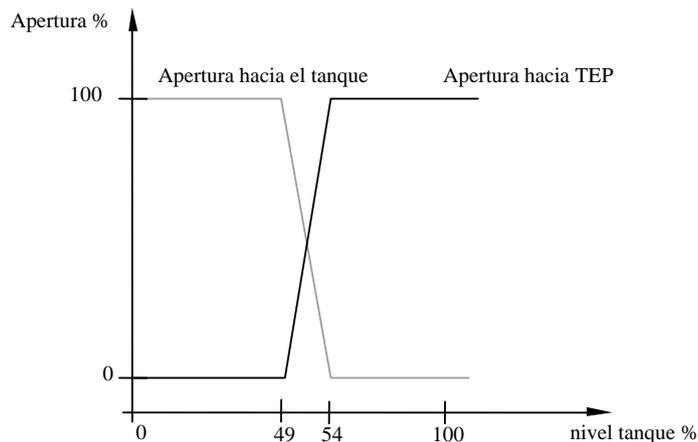
La unión de las regulaciones se muestra en el esquema de la figura 2.9.



**Figura 2.9-** Esquema representativo de las cadenas de regulación del sistema de control químico y volumétrico.

La abertura de la válvula de 3 vías depende del nivel del tanque de control. Si el nivel es inferior al 49% la válvula permanece abierta hacia el tanque y cerrada hacia *TEP* (sistema de tratamiento de efluentes). La abertura hacia *TEP* sobreviene cuando el nivel en el tanque supera el 49%. En el caso de que el nivel sobrepase el 54% la válvula hacia el tanque se cierra completamente y la válvula hacia *TEP* se abre al 100%.

El esquema de la abertura de la válvula de 3 vías se presenta en la figura 2.10.



**Figura 2.10-** Curva indicativa de la abertura de la válvula de 3 vías en función del nivel del tanque de control.

La abertura de la válvula *PTR* (tanque de agua para recarga) sucede sobre nivel muy bajo del tanque de control (3%).

## 2.6. Circuito de refrigeración en la parada

El circuito de extracción de calor residual o refrigeración en la parada (*RRA*) es destinado a enfriar el circuito primario en caso de parada, momento en que se debe evacuar la potencia térmica debida al calor residual del núcleo y las bombas primarias. Está esencialmente constituido por un intercambiador térmico conectado al circuito primario y refrigerado por el sistema de refrigeración intermedia de componentes (*RRI*).

### 2.6.1. Modelo físico

La modelización de este circuito es necesaria para poder poner de manifiesto los fenómenos termohidráulicos del circuito primario durante las fases de enfriamiento y calentamiento. El circuito *RRA* es considerado como un único intercambiador de calor y no se tienen en cuenta los posibles problemas de presión asociados.

La regulación del caudal total inyectado en el circuito primario es ajustada por la abertura de la rama de bypass mientras que la temperatura de salida del intercambiador es ajustada por el caudal que circula por éste.

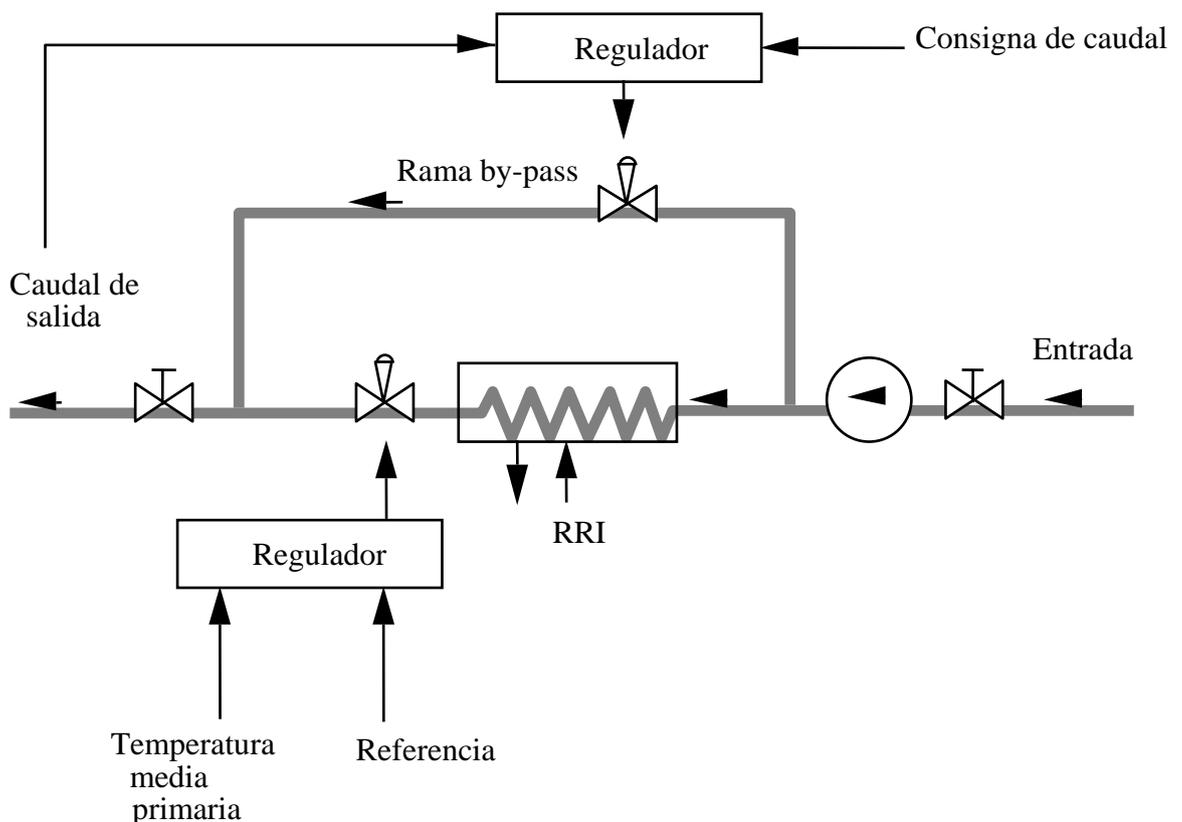
El modelo comprende por una parte el cálculo de los caudales (funciones directas de las aberturas de las válvulas) y por otra parte el cálculo de temperaturas en los diferentes nodos.

### 2.6.2. Regulaciones

Como en la instalación real, el caudal de bypass es regulado en función de una consigna de caudal total de la salida del sistema.

Una regulación suplementaria es introducida controlando el caudal en el intercambiador en función de una consigna de temperatura del circuito primario. Este hecho permite hacer funcionar el circuito *RRA* de manera completamente automática.

Las dos regulaciones son esquematizadas en la figura siguiente:



**Figura 2.11-** Representación de las regulaciones del caudal del intercambiador y bypass del sistema RRA.





### 3. Relación de prácticas





### 3.1. Parámetros cinéticos del reactor



### 3.1.1. Introducción

El objetivo de esta experiencia es el estudio de los principios básicos de la cinética del reactor, los parámetros que influyen en ella y el modo en que el sistema responde frente a variaciones de estado conduciéndolo a subcriticidad o supercriticidad. Se planteará el estudio de la cinética del reactor, en la que se analizará la evolución de la neutrónica sin tener en cuenta cuáles cuáles hayan podido ser las causas que hayan modificado la capacidad multiplicativa del mismo. Se considerará en general que el reactor estaba en estado crítico y mantenía su régimen estacionario hasta que ha habido una perturbación, que ha inducido cambios en la reactividad del reactor, como consecuencia de lo cual la evolución neutrónica puede sufrir a lo largo del tiempo variaciones de diverso tipo.

Para llevar a cabo tal propósito, se actuará sobre el sistema introduciendo varias series de reactividades diferentes en forma de salto instantáneo y se visualizarán, entre otras variables y parámetros, la evolución de la potencia del reactor.

#### 3.1.1.1. Neutrones instantáneos y neutrones diferidos

Un aspecto importante en el estudio de la cinética de reactores es la disgregación en el modelo de los *neutrones instantáneos y diferidos*. Los neutrones que nacen en la reacción de fisión son en principio indistinguibles entre sí, salvo por dos efectos: su energía cinética inicial y la dilatación temporal con la que nacen respecto del momento en que ocurrió la fisión. La primera de las características diferenciadoras no es en especial importante dado que todos nacen con una energía por encima de las resonancias de absorción del uranio-238. Sin embargo, por lo que respecta a la segunda, ésta constituye la gran diferenciación. Su origen se encuentra en cadenas particulares de desintegración de algunos productos de fisión que terminan emitiendo neutrones en busca de una mayor estabilidad. Cuando esto sucede, aparece un neutrón que procede de la fisión, pero no directamente, sino a través de una cadena de desintegración. En general, en la cadena de desintegración existe un radionucleido que tiene un período de semidesintegración notoriamente superior al de los demás elementos de la cadena, por lo que resulta dominante en el aspecto temporal (elemento precursor). En la práctica los neutrones diferidos se suelen clasificar en 6 grupos. Recordando que  $\beta_i$  representa la fracción de neutrones retardados del grupo  $i$  en relación al total de emitidos en la fisión se construye la tabla 3.1 donde también se muestra la constante de desintegración radiactiva media y el tiempo de vida media para el grupo  $i$ .

Grupo	U-235			Pu-239		
	Número de neutrones retardados por 1 neutrón de fisión $\beta_i$	Constante desintegración $\lambda_i$ sec-1	Vida media $t_i$ sec	Número de neutrones retardados por 1 neutrón de fisión $\beta_i$	Constante desintegración $\lambda_i$ sec-1	Vida media $t_i$ sec
1	0,00021	0,0124	80,4	0,00007	0,0128	78,3
2	0,00140	0,0305	32,8	0,00063	0,0301	33,2
3	0,00125	0,111	9,0	0,00044	0,124	8,1
4	0,00253	0,301	3,32	0,00069	0,325	3,07
5	0,00074	1,14	0,88	0,00018	1,12	0,89
6	0,00027	3,01	0,33	0,00009	2,69	0,37
<b>Total</b>	<b><math>\beta = 0,00640</math></b>	<b><math>\lambda = 0,080</math></b>	<b><math>t_r = 12,50</math></b>	<b><math>\beta = 0,00210</math></b>	<b><math>\lambda = 0,065</math></b>	<b><math>t_r = 15,4</math></b>

Tabla 3.1- Parámetros relevantes relacionados con los neutrones diferidos de U-235 y Pu-239.

### 3.1.1.2. Ecuaciones de la cinética del reactor

Partiendo de la ecuación de difusión dependiente del tiempo y tomando como fuente de neutrones los instantáneos y los 6 grupos de neutrones diferidos se obtienen las ecuaciones que constituyen el fundamento de la cinética de reactores:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{l^*} n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \quad (3.1)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{l^*} n - \lambda_i C_i \quad i = 1, \dots, 6 \quad (3.2)$$

donde  $l^*$  indica el tiempo de generación de neutrones instantáneos definido como  $l/k_\infty$  siendo  $l$  el tiempo de vida del neutrón en el moderador.

Si se admite que la reactividad que se ha añadido al sistema se mantiene constante en todo momento, es decir, no existen efectos de realimentación por temperatura, el sistema de ecuaciones diferenciales es lineal y de primer orden, con lo que resulta una solución genérica que es combinación de funciones exponenciales.

Una forma de obtener un modelo simplificado es suponer el caso hipotético de un único grupo de neutrones retardados, cuya constante de desintegración  $\lambda$  representa una media ponderada de los seis grupos reales.

Es decir,

$$\lambda = \frac{\beta}{\sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i}} \quad (3.3)$$

Introduciendo algunas simplificaciones en la resolución de la ecuación de reactividad se obtiene la siguiente evolución temporal de la densidad neutrónica:

$$n \approx n_0 \left( \frac{\beta}{\beta - \rho} \exp\left(\frac{\lambda \rho}{\beta - \rho} t\right) - \frac{\rho}{\beta - \rho} \exp\left(\frac{-(\beta - \rho)}{l^*} t\right) \right) \quad (3.4)$$

Esta aproximación puede considerarse adecuada para reactividades positivas inferiores a 0,0025 y para reactividades negativas. En estas condiciones, el primer término tiene un coeficiente positivo mientras que el segundo lo tiene negativo. El segundo término desaparece al cabo de un intervalo de tiempo muy corto, pasado el cual la variación de flujo viene determinada exclusivamente por el primer término:

$$n \approx n_0 \left( \frac{\beta}{\beta - \rho} \exp\left(\frac{\lambda \rho}{\beta - \rho} t\right) \right) \quad (3.5)$$

### 3.1.1.3. Período del reactor. Tiempo de doblamiento.

El *período del reactor* o *período estable* se define como la constante temporal que se obtiene de la evolución exponencial en la expresión (3.5). Es decir, es el tiempo que debe transcurrir para multiplicar (o dividir) la potencia por un factor e. Su expresión, teniendo en cuenta la expresión (3.5), es:

$$T_p = \frac{\beta - \rho}{\lambda \rho} \quad (3.6)$$

Para inserciones de reactividad pequeñas,  $\rho \ll \beta$ , entonces:

$$T_p = \frac{\beta / \lambda}{\rho} \quad (3.7)$$

Como  $\beta/\lambda$  tiene un valor bien definido para cada especie físil, por ejemplo  $0,084$  para el uranio-235, se ve que el período estable del reactor, a reactividades bajas, es inversamente proporcional a la reactividad.

Otra forma de caracterizar la evolución del reactor es a través del *tiempo de doblamiento*. Este parámetro indica el tiempo que debe transcurrir para duplicar la potencia del reactor. Por tanto,

$$2 = \frac{P}{P_0} = \exp\left(\frac{T_d}{T_P}\right) \Rightarrow \frac{T_d}{T_P} = \ln 2 \quad (3.8)$$

siendo  $T_d$  el tiempo de doblamiento y  $T_P$  el período del reactor.

### 3.1.2. Modus Operandi

En primer lugar será necesario seleccionar la plantilla que contenga las variables que se pretenden visualizar gráficamente en el simulador. En la pantalla de curvas (*courbes*) clicar sobre  y escoger de la lista la plantilla *p1*.

En la plantilla *p1* se representan las variables siguientes:

- *Flux chaîne puissance (W)*.
- *Temps de doublement (s)*.
- *Réactivité totale (pcm)*.
- *Puissance nucléaire (MW)*.

La diferencia entre las variables *flux chaîne puissance* y *puissance nucléaire* radica en las unidades mediante las que las representa. Según el orden de magnitud de la potencia, la toma de los valores se deberá realizar en una u otra variable.

Durante toda la práctica se utilizará la misma plantilla *p1*.

#### 3.1.2.1. Cálculo del parámetro $\beta$

1. Cargar el estado correspondiente al *Standard 4* del simulador. Para ello, en la pantalla del instructor presionar sobre  y escoger *Standard*. A continuación seleccionar en la lista el estado *Standard 4* y cargarlo pulsando sobre  ubicado

en la barra superior. Este estado está caracterizado por ser crítico en *DDV* a potencia de *50 kW* nucleares sin efectos de temperatura (espera en caliente).

**Nota:** Los estados del reactor al principio, mitad y final del ciclo se denominan, en inglés y francés: *BOL* (Beginning Of Live), *MOL* (Middle Of Live), *EOL* (End Of Life) y *DDV* (Debut De Vie), *MDV* (Moitié De Vie), *FDV* (Fin De Vie), respectivamente. También es frecuente hablar de 'ciclo' (Cycle) en lugar de 'vida', por lo que los términos anteriores también pueden aparecer como *BOC*, *MOC*, *EOC* y *DDC*, *MDC*, *FDC* en inglés y francés respectivamente.

2. Activar la simulación clicando sobre  situado en la parte superior de cualquier pantalla.
3. Introducir en el reactor un escalón de reactividad positivo de *100 pcm*. Para ello, seleccionar el icono  (perturbaciones) que se encuentra en la parte superior de la pantalla del instructor. En el menú *Choix*, escoger *coeur* → *step de réactivité*. Seguidamente, seleccionar *100 pcm* de reactividad, activar y finalmente apretar *armement*. En la pantalla de trazado de curvas se observará un aumento de la potencia nuclear de forma progresiva.
4. Si se reduce suficientemente la escala de tiempo se podrá apreciar el salto de potencia que se produce en los dos primeros segundos aproximadamente. Para cambiar la escala de tiempo pulsar sobre  situado en la parte inferior de la pantalla. Introducir los nuevos valores de rango de tiempo y el paso de la rejilla. Antes de cerrar la ventana es necesario apretar *Enter* para validar los cambios. Puede resultar práctico parar la simulación presionando sobre  para tomar valores de alguna variable. Anotar los valores de la potencia nuclear inicial ( $P_0$ ) y la potencia nuclear después del salto ( $P_1$ ).
5. Repetir los pasos 1 a 4 para las siguientes reactividades: *50 pcm*, *-50 pcm*, *-100 pcm*, *-200 pcm*.

**Nota:** En ocasiones es imposible introducir exactamente el valor propuesto. Es suficiente seleccionar el valor más próximo que permita el simulador.

**Nota:** Dado que no se puede seleccionar reactividades superiores a *100 pcm*, para introducir *200 pcm* se debe seguir el siguiente proceso: seleccionar el icono  (comandos locales) que se encuentra en la parte superior de la pantalla del instructor y, dentro del menú *Choix*,

escoger *coeur* → *réactivité initiale*. Seguidamente, disminuir en 200 pcm la reactividad predeterminada, activar y finalmente apretar *armement*.

Con los datos obtenidos, completar la siguiente tabla:

$\rho$ (pcm)					
$P_0$ (kW)					
$P_1$ (kW)					
$\beta$					

Tabla 3.2.- Resultados del cálculo del parámetro  $\beta$ .

Cuestiones relacionadas: 1-6

### 3.1.2.2. Cálculo del parámetro $\lambda$ y del periodo con reactividades positivas

1. Volver a cargar el estado correspondiente al *Standard 4* tal y como se explica en el punto 1 del apartado 3.1.2.1.
2. Activar la simulación clicando sobre  situado en la parte superior de cualquier pantalla.
3. Introducir en el reactor una reactividad positiva de 50 pcm tal y como se explica en el punto 3 del apartado 3.1.2.1. En este caso se dejará evolucionar al reactor unos 2 ó 3 minutos aproximadamente comprobando que el tiempo de doblamiento se ha estabilizado.
4. Tomar nota del tiempo de doblamiento.
5. Repetir los pasos 1 a 4 con las reactividades siguientes: 15 pcm, 25 pcm.

Completar la siguiente tabla:

$\rho$ (pcm)			
$T_d$ (s)			
$\lambda$ (s <sup>-1</sup> )			
$T_p$ (s)			

Tabla 3.3.- Resultados del cálculo del parámetro  $\lambda$  y del periodo con reactividades positivas.

### 3.1.2.3. Cálculo del período del reactor con reactividades negativas

Cuando se introducen reactividades negativas el simulador no muestra información del tiempo de doblamiento. Por este motivo, el período debe calcularse observando la evolución de la potencia nuclear que tiene lugar.

1. Volver a cargar el estado correspondiente al *Standard 4* tal y como se explica en el punto 1 del apartado 3.1.2.1.
2. Activar la simulación clicando sobre  situado en la parte superior de cualquier pantalla.
3. Introducir en el reactor una reactividad negativa de  $-100 pcm$  tal y como se explica en el punto 3 del apartado 3.1.2.1. Como en esta experiencia se realizarán tomas de valores referentes en el tiempo, es conveniente anotar el instante de la simulación en que se realiza la introducción de reactividad.
4. Dejar evolucionar el reactor. Tomar valores de la potencia nuclear a los 1, 2, 3, 4, 5, 6 y 7 minutos después de la parada.
5. Repetir los pasos 1 a 4 para las reactividades siguientes:  $-50 pcm$ ,  $-200 pcm$ .

Tomando dos valores de potencia en instantes diferentes es posible calcular el período del reactor, dado que:

$$\begin{cases} P_1 = P_0 \exp\left(\frac{t_1}{T_p}\right) \\ P_2 = P_0 \exp\left(\frac{t_2}{T_p}\right) \end{cases} \Rightarrow T_p = \frac{t_2 - t_1}{\ln\left(\frac{P_2}{P_1}\right)} \quad (3.9)$$

Una posible forma de observar la evolución del período en el transitorio consiste en aplicar la expresión anterior a valores consecutivos de potencia. Con los datos obtenidos completar la tabla 3.4.





### 3.1.3. Cuestiones relativas a la experiencia

1. ¿Por qué se toma como estado inicial el reactor a bajo nivel de potencia? ¿Qué sucedería si se trabajase con un estado inicial a  $100\%$  de potencia nominal?
2. ¿Qué origen tienen los neutrones instantáneos y diferidos? ¿Cuál es su papel en el control del reactor?
3. ¿Cómo evoluciona el parámetro  $\beta$  (fracción de neutrones diferidos) en un ciclo de quemado?
4. ¿Qué valor del parámetro  $\beta$  se obtiene como resultado en las simulaciones realizadas? ¿Qué conclusión se desprende en cuanto a la composición del combustible?
5. ¿Qué consecuencias tiene el valor de  $\beta$  en el diseño y control de los reactores? Los núcleos que incorporan combustible MOX, ¿ven alterada su cinética?
6. ¿Qué valor de la reactividad hace crítico al reactor con neutrones instantáneos?
7. ¿Qué valor del parámetro  $\lambda$ , período estable y tiempo de doblamiento se obtienen como resultado de las simulaciones propuestas? Comentar brevemente los resultados.
8. ¿Qué relación existe entre la reactividad y el período estable o entre la reactividad y el tiempo de doblamiento?
9. ¿Qué evolución experimenta la potencia en estado crítico si se introduce un escalón de reactividad inferior a beta? ¿Qué estado final se alcanza?
10. ¿Qué evolución experimenta la potencia en estado crítico si se introduce un escalón de reactividad superior a beta? ¿Qué causas pueden originar la introducción de reactividades elevadas?
11. Representar en un mismo gráfico la evolución del período para las tres simulaciones realizadas.
12. ¿Por qué el aumento del período en el tiempo se hace más acusado en aumentar la reactividad introducida?
13. Representar gráficamente el período del reactor, así como la evolución experimentada por la potencia nuclear en una escala logarítmica.



14. ¿Por qué el período se desvía en los primeros minutos después de la parada? ¿Por qué el período aumenta progresivamente alcanzado un cierto instante de tiempo?
15. ¿Sería posible inducir un transitorio de parada cuyo período fuese inferior al observado en la experiencia? ¿Por qué? ¿Qué interpretación tiene el período experimentado?





## 3.2. Aproximación subcrítica



### 3.2.1. Introducción

#### 3.2.1.1. Descripción del procedimiento

Una de las fases más importantes en la operación normal de un reactor es la que hace referencia a la puesta en marcha. En esta etapa se requiere de instrumentos especiales que indiquen en todo momento el nivel de potencia y permitan un control seguro. Dado que el flujo neutrónico en cada punto del reactor es un parámetro proporcional al nivel de potencia existente en la región y, como en niveles tan bajos no son adecuados dispositivos indicadores de nivel de potencia, se debe acudir a las cámaras de ionización cuya principal ventaja es la rápida respuesta a variaciones locales de potencia.

El intervalo de flujo neutrónico en una etapa de puesta en marcha varía en un factor muy amplio (del orden de  $10^{10}$ ) provocando que ningún instrumento individual puede medir satisfactoriamente el flujo neutrónico de un reactor en todo su intervalo desde parada hasta operación a potencia. Por este motivo resulta conveniente dividir este intervalo en varias regiones o rangos con diferente instrumentación asociada:

- Intervalo de rango de fuente,
- Intervalo de rango intermedio,
- Intervalo de potencia.

La forma de realizar la puesta en marcha del reactor se produce por extracción de absorbente neutrónico, bien sea por extracción de barras de control o bien por dilución de boro, los cuales han sido introducidos con anterioridad para asegurar un estado seguro y ampliamente subcrítico.

El procedimiento habitual para realizar el arranque y en los que se basará el desarrollo de la práctica, se puede resumir en los siguientes tres pasos:

1. *Dilución de boro y determinación de la concentración de boro crítica.* En esta primera etapa el reactor se encuentra lejos de criticidad y tiene por objetivo eliminar controladamente parte de la gran cantidad de boro presente en el circuito primario.
2. *Determinación de la cota crítica del grupo de regulación para la concentración crítica de boro.* Una vez estimada cual sería la concentración de boro que haría crítico el reactor se procede a realizar la correspondiente dilución, habiendo insertado con anterioridad el grupo de regulación para, de este modo, pasar a controlar el reactor con el grupo de barras de regulación. A continuación, se extraerá controladamente dicho grupo hasta alcanzar criticidad.

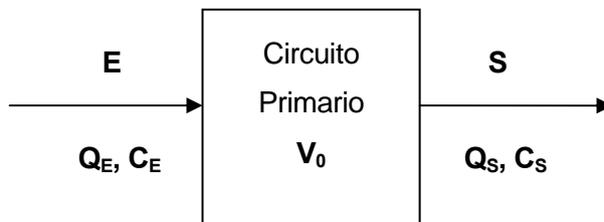
3. *Estabilización a un nivel de potencia determinado una vez alcanzada la criticidad.*

### 3.2.1.2. Cálculo del volumen de agua de dilución

Para realizar las diluciones será preciso conocer previamente qué cantidad de agua se deberá aportar al sistema para que la concentración de absorbente disminuya en la cantidad deseada.

Sea  $V_0$  el volumen del circuito primario y  $c_0, c_1$  las concentraciones de boro antes y después de la dilución respectivamente. Realizando un balance de materia para el elemento *ácido bórico* sobre el sistema *circuito primario*:

$$\text{Entrada} = \text{Salida} + \text{Acumulación}$$



*Figura 3.1.- Diagrama ilustrativo simplificado del circuito primario.*

**Entrada:** Canal de aporte y sello de las bombas.

**Salida:** Canal de descarga y pérdida controlada de las bombas.

**Acumulación:**  $\frac{dC}{dt} \neq 0$ , estado no permanente.

$$Q_E C_E = Q_S C + V_0 \frac{dC}{dt} \quad (3.10)$$

Como  $C_E = 0$  (agua libre de absorbente neutrónico):

$$Q_S C = -V_0 \frac{dC}{dt}$$

$$Q_S dt = -V_0 \frac{dC}{C}$$

Integrando respecto  $t_0$  y  $t_1$ :

$$V_{H_2O} = Q_S (t_1 - t_0) = V_0 \ln \frac{C_0}{C_1} \quad (3.11)$$

La expresión (3.11) resulta de gran importancia para obtener un valor aproximado que pueda utilizarse en la fase de dilución. Puede tomarse como volumen del circuito primario  $280 \text{ m}^3$ .

### 3.2.2. Modus Operandi

Inicialmente será necesario escoger la plantilla que contenga las variables más interesantes para mostrar su desarrollo a lo largo de la experiencia. En la pantalla de curvas (*courbes*) clicar sobre  y seleccionar la lista de variables *p2*.

En la plantilla *p2* se representan las variables siguientes:

- *Flux chaîne puissance (W)*
- *Concentration en bore du primaire (Cb)*
- *Position barres R*
- *Réactivité totale*
- *Position barres N1*
- *Position barres N2*
- *Débit dilution B*
- *Concentration en bore du ballon RCV*

Durante toda la práctica se utilizará la misma plantilla *p2*.

#### 3.2.2.1. Caracterización del estado inicial del reactor

1. Cargar el estado correspondiente al *Standard 3* del simulador. Para ello, en la pantalla del instructor presionar sobre  y escoger *Standard*. A continuación seleccionar en la lista el estado *Standard 3* y cargarlo pulsando sobre  ubicado en la barra superior. Este estado corresponde al reactor en *DDV* en parada en caliente.

Obtener de la barra superior los siguientes valores de parámetros genéricos:

- Potencia térmica ( $P_{th}$ ):
- Potencia eléctrica ( $P_{ele}$ ):
- Temperatura media moderador ( $T_{moy}$ ):
- Presión primario ( $P$ ):
- Concentración de boro ( $C_b$ ):
- Reactividad total ( $R$ ):

En la pantalla *coeur* observar la posición que ocupan las barras:

- Barras de seguridad ( $S$ ):
- Barras de potencia ( $N1, N2, G1, G2$ ):
- Barras de regulación ( $R$ ):

Observar en la pantalla de los generadores de vapor ( $GV$ ) que las válvulas de alimentación de los  $GV$  permanecen cerradas y que el nivel de agua en los  $GV$  se mantiene realizando una pequeña purga a la atmósfera extrayendo vapor por la válvula  $GCT-a$ .

2. Activar la simulación clicando sobre  situado en la parte superior de cualquier pantalla.

**Nota:** Para evitar perder la información de la planta durante la práctica y, dado que el proceso puede resultar bastante largo, es conveniente salvar el estado actual cada cierto período de tiempo (por ejemplo 15 minutos). Para realizarlo basta con clicar sobre el icono



en la pantalla del instructor. El estado salvado correspondiente aparecerá en la lista *Instructeur* sin ningún nombre asociado. Si por algún motivo se pierde la simulación y no se dispone de los estados anteriores guardados, se puede recurrir a los estados que el programa guarda automáticamente de forma periódica y que se encuentran en la lista de estados *Periodique*.

### 3.2.2.2. Acciones previas

3. Para realizar la operación de puesta en marcha, en primer lugar será necesario realizar algunas modificaciones para acondicionar el circuito secundario. Deberán realizarse las siguientes actuaciones clicando sobre el elemento cuyo estado se desee cambiar.
  - Pasar a control automático la presión de tarado ( $Cons.$ ) de la válvula de purga a la atmósfera  $GCT-a$ . De esta forma se conseguirá eliminar la purga y

permitir, cuando la presión del vapor generado sea suficiente, el desvío del vapor hacia el condensador, cuya válvula estará controlada también automáticamente.

- Pasar a control automático la abertura de la válvula de by-pass de turbina (*Vanne de contournement turbine*) para descargar el vapor generado directamente en el condensador.
  - Poner en marcha la turbobomba de alimentación de los generadores de vapor (*Turbo pompe alimentaire*) de manera que permita impulsar el agua condensada al generador de vapor.
  - Pasar a regular automáticamente la alimentación principal de los generadores de vapor con la válvula de pequeño caudal (*Vanne petit débit alim principal*). Esta válvula permitirá la circulación del pequeño caudal de agua necesario para refrigerar, durante la operación, el circuito primario.
  - Anular el pequeño aporte procedente del sistema de alimentación auxiliar de los generadores de vapor, cuya participación no será necesaria, cerrando completamente la válvula correspondiente a la alimentación de seguridad (*Vanne d'alimentation secours*). Es necesario validar para confirmar la operación.
4. Extraer el grupo *R* a la cota 170. Seleccionar en la pantalla de representación del núcleo el grupo *R* y mantener pulsado el icono de la flecha ascendente hasta alcanzar el valor indicado. Verificar la rápida estabilización de la potencia nuclear.
  5. Habiendo seleccionado el grupo *N1*, *N2*, *G1* ó *G2* indistintamente, extraer los grupos de potencia hasta la cota de consigna (0 % de potencia eléctrica): grupo *N1* a la cota 60. Como los grupos están solapados la posición final que se conseguirá será *N2* en el paso 213 y *N1* en el paso 60. Verificar la rápida estabilización de la potencia nuclear.
  6. Con el objetivo de que la presión sea controlada por el presionador durante la operación de aproximación a crítico, se deben conectar los calentadores del presionador. En la pantalla del presionador (*pressu*), localizar el cuadro *chaufferettes* (calentadores), apretar '*manual*' y seguidamente '*marche*'. La potencia calorífica de los calentadores ascenderá hasta 1584 kW.

7. Efectuar una medida de la tasa de recuento de las cámaras (variable '*flux chaîne puissance*'). Este valor corresponderá a la medida de la potencia nuclear de referencia  $P_0$ .

Con el fin de duplicar la capacidad de aporte y descarga de la que dispone el circuito primario a través del sistema de control químico y volumétrico y, para intentar evitar problemas que pudieran aparecer en el presionador ocasionados por variaciones de volumen de agua del primario, es aconsejable la abertura de una segunda válvula de descarga. Localice en la pantalla RCV el caudal de aporte y descarga del circuito primario, el tanque de control de volumen, el tanque de almacenamiento de ácido bórico, el tanque de almacenamiento de agua desmineralizada y las interconexiones entre estos elementos.

8. En la pantalla del Sistema de control Químico y de Volumen (RCV), acondicionar la descarga del primario mediante 2 líneas (orificios) en servicio. Esto es, abrir una segunda válvula de descarga que permita la extracción de un caudal mayor de agua.

### 3.2.2.3. Fase de dilución

9. Reducir la concentración de boro en el circuito primario operando el Sistema de Control Químico y de Volumen (RCV). Con este fin, efectuar las diluciones de boro mediante aportación de un caudal de agua desmineralizada al circuito primario y extracción del agua borada contenida en el mismo circuito. Para llevarlo a cabo, se propone realizar inicialmente diluciones de  $200 \text{ ppm}$  de boro aproximadamente suponiendo que el volumen total del primario es de  $280 \text{ m}^3$ . Calcular el volumen de agua necesario para el proceso.
10. Una vez conocido el volumen de agua a aportar, en la pantalla correspondiente al RCV, en '*dilution*', seleccionar el volumen calculado ('*volume d'eau*') y el caudal máximo permitido de  $30 \text{ t/h}$  ('*débit d'eau*'). Es necesario validar en ambos casos. Finalmente apretar '*dilution*', momento en que la válvula que regula la descarga del tanque de agua se abre automáticamente cerrándose una vez aportado el caudal calculado. Puede observarse como la concentración de boro del tanque de control es siempre superior a la concentración del primario. Verificar la estabilización del flujo y efectuar la medida de la potencia nuclear.

**Nota:** Dado que el proceso de dilución es bastante lento es aconsejable, cuando el caudal de aporte de agua haya alcanzado el máximo de  $30 \text{ t/h}$ , seleccionar la velocidad de simulación indicada como '*Bore\*50*' clicando sobre  (parte superior de la pantalla), la cual acelera la simulación por 50 exclusivamente en cuanto a procesos químicos del circuito

primario se refiere. Como en este momento no se producen otras variaciones de interés en la planta esta acción conllevará a reducir el tiempo de simulación notablemente sin perturbar el resultado global. Es aconsejable, igualmente, volver a la simulación en tiempo real siempre que acabe el proceso de dilución.

11. Realizar un total de 3 diluciones más con el mismo volumen de agua que en la anterior verificando la estabilización del flujo y tomando nota de la potencia nuclear. Anotar los resultados en la tabla 3.6.

**Nota:** En algún momento puede aparecer la alarma de nivel alto en el tanque de control de volumen (*'RCV indisponible ou niveau ballon RCV anormal'*) motivado por el aumento del caudal de descarga. En este punto, puede observarse como automáticamente se abre la válvula que desvía parte de la descarga al sistema de tratamiento de efluentes (*TEP*) para la recuperación del boro y el acondicionamiento del agua.

12. Como el estado del reactor se aproxima paulatinamente a crítico es conveniente reducir el caudal de dilución. Por ejemplo, puede pasarse a realizar diluciones de *100 ppm* de boro para conseguir una aproximación más lenta a criticidad. Por tanto, será necesario recalcular el volumen de agua a aportar. Realizar las diluciones necesarias hasta alcanzar un valor de  $P_0/P$  inferior a 0,02. Tomar nota de los resultados en las tablas 3.6 y 3.7.
13. Realizar la curva  $P_0/P$  en función de la concentración de boro (curva de cuentas inversa) y estimar, a partir de la extrapolación de los últimos valores de la curva, la concentración de boro que haría crítico el reactor.

**Nota:** Dado que se debe asegurar que se está en condiciones de pasar a realizar el control con las barras, es conveniente verificar que la concentración de boro crítica (estimada mediante la curva de cuentas inversa) se encuentra entre *150 pcm* y *250 pcm* de equivalencia por debajo de la concentración actual. Realizar el cálculo para una eficacia diferencial de *-10 pcm/ppm*. Si la concentración crítica fuese inferior en más de *25 ppm* a la actual, puede realizarse una dilución extra que haga disminuir la concentración de boro hasta encontrarse entre los anteriores márgenes. En ese caso, se deberá volver a estimar la concentración crítica de boro.

#### 3.2.2.4. Fase de control mediante barras

14. Para ceder el control de la reactividad a las barras de regulación, posicionar el grupo *R* al paso 100 de manera semejante a la explicada en el punto 4. Esperar a la estabilización de la potencia nuclear.

15. Una vez introducido el grupo  $R$  con el objetivo de ejercer el control, diluir hasta la concentración crítica de boro estimada mediante el aporte al primario del volumen de agua necesario. Dejar estabilizar el flujo neutrónico y la potencia nuclear.

**Nota:** Es conveniente en este punto verificar que el nivel de reactividad total del reactor no es superior a la reactividad que introduce el grupo  $R$ , localizado éste último en la pantalla de balance de reactividad (*Bilan Réactivité*). En ese caso la extracción total del grupo  $R$  no haría alcanzar criticidad. Si el reactor se encontrase en esta situación será necesario realizar una pequeña dilución que haga disminuir la reactividad total por debajo de la reactividad que controla el grupo  $R$ .

16. Efectuar una nueva medida de la tasa de recuento de las cámaras, correspondiente a la nueva medida de la potencia nuclear de referencia  $P_0$ .
17. Aproximar a criticidad mediante la extracción del grupo  $R$  y anotar los datos en la tabla 3.8. Los primeros ascensos pueden ser de 10 pasos, los cuales progresivamente deben reducirse a medida que se prevea la aproximación a crítico. Puede observarse como la estabilización del flujo neutrónico (y, por tanto, la potencia nuclear) se hace cada vez más lenta cuando el reactor se aproxima a criticidad.

**Nota:** Inicialmente se puede trabajar con una escala de tiempo de unos 10 minutos y una escala de potencia de  $500\text{ W}$  aproximadamente. A medida que se avance y la potencia aumente se deberán ir cambiando ambos, a fin de poder visualizar mejor las evoluciones.

**Nota:** Por motivo de la ralentización en la estabilización del flujo neutrónico, puede resultar práctico, cuando el nivel de potencia supere  $1\text{ kW}$  aproximadamente, acelerar la simulación por 2 o por 3 seleccionándolo en la parte superior de cualquier pantalla.

18. Trazar la curva  $P_0/P$  en función de la cota del grupo  $R$ .
19. Dejar subir el flujo nuclear y estabilizar, si es posible, a una potencia de  $0,01\%$  de la potencia térmica nominal aproximadamente ( $3868\text{ MWt}$ ).
20. Imprimir los gráficos que se crean convenientes para la realización de la memoria.

### 3.2.3. Cuestiones relativas a la experiencia

1. ¿Qué son las fuentes de arranque y qué función desempeñan?
2. ¿Qué instrumentación permite seguir la aproximación a crítico desde el punto de vista nuclear? ¿Qué protecciones se establecen?
3. ¿Cómo evoluciona el flujo neutrónico en régimen subcrítico con fuentes de neutrones? ¿Y sin fuentes de neutrones?
4. ¿Por qué el reactor se estabiliza más lentamente a medida que se aproxima a la criticidad?
5. ¿Por qué se observa que el tanque de control de volumen del Sistema Químico y Volumétrico contiene una concentración mayor de boro que el circuito primario?
6. Se hace notable, en especial entre las últimas etapas del proceso de dilución, una disminución de la potencia nuclear en los momentos en que no se lleva a cabo ninguna dilución, ¿a qué puede ser debido este fenómeno?
7. ¿Cuál es el destino del agua descargada del reactor? ¿Qué cantidad de boro total se ha extraído del sistema en el proceso de aproximación a crítico?
8. ¿Qué es la potencia residual del reactor y cuál es su origen? ¿qué diferencia hay entre la potencia nuclear y la potencia térmica?
9. Si las cámaras de rango de fuente operan entre  $10^{-9}$  a  $10^{-3}$  %  $P_n$ , las cámaras intermedias entre  $10^{-6}$  a 100 % de  $P_n$  y las de potencia entre 0,1 a 200 % de  $P_n$ , indicar qué cámaras proporcionan los datos durante la aproximación a crítico en la etapa de dilución.

### 3.2.4. Plantillas para la toma de datos

- Aproximación por dilución de boro

$P_0 =$

	$V_{H2O}$								
$C_B$ (ppm)									
$\rho$ (pcm)									
$P$ (W)									
$P_0/P$									

Tabla 3.6- Evolución a crítico por dilución con potencia de referencia inicial.

$P_0 =$

	$V_{H2O}$						
$C_B$ (ppm)							
$\rho$ (pcm)							
$P$ (W)							
$P_0/P$							

Tabla 3.7- Evolución a crítico por dilución con el cambio de potencia de referencia.

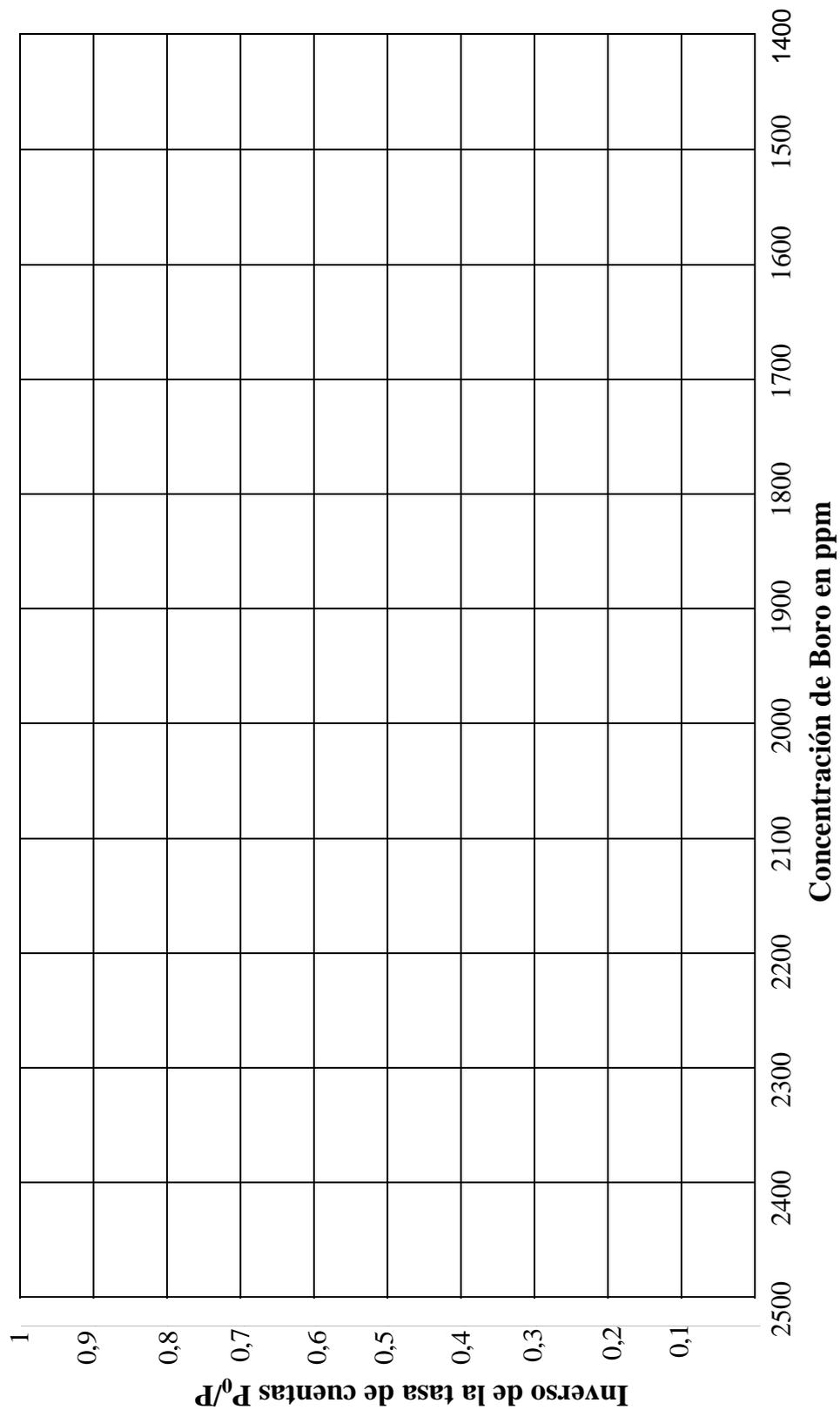
- Aproximación por extracción del grupo R

$P_0 =$

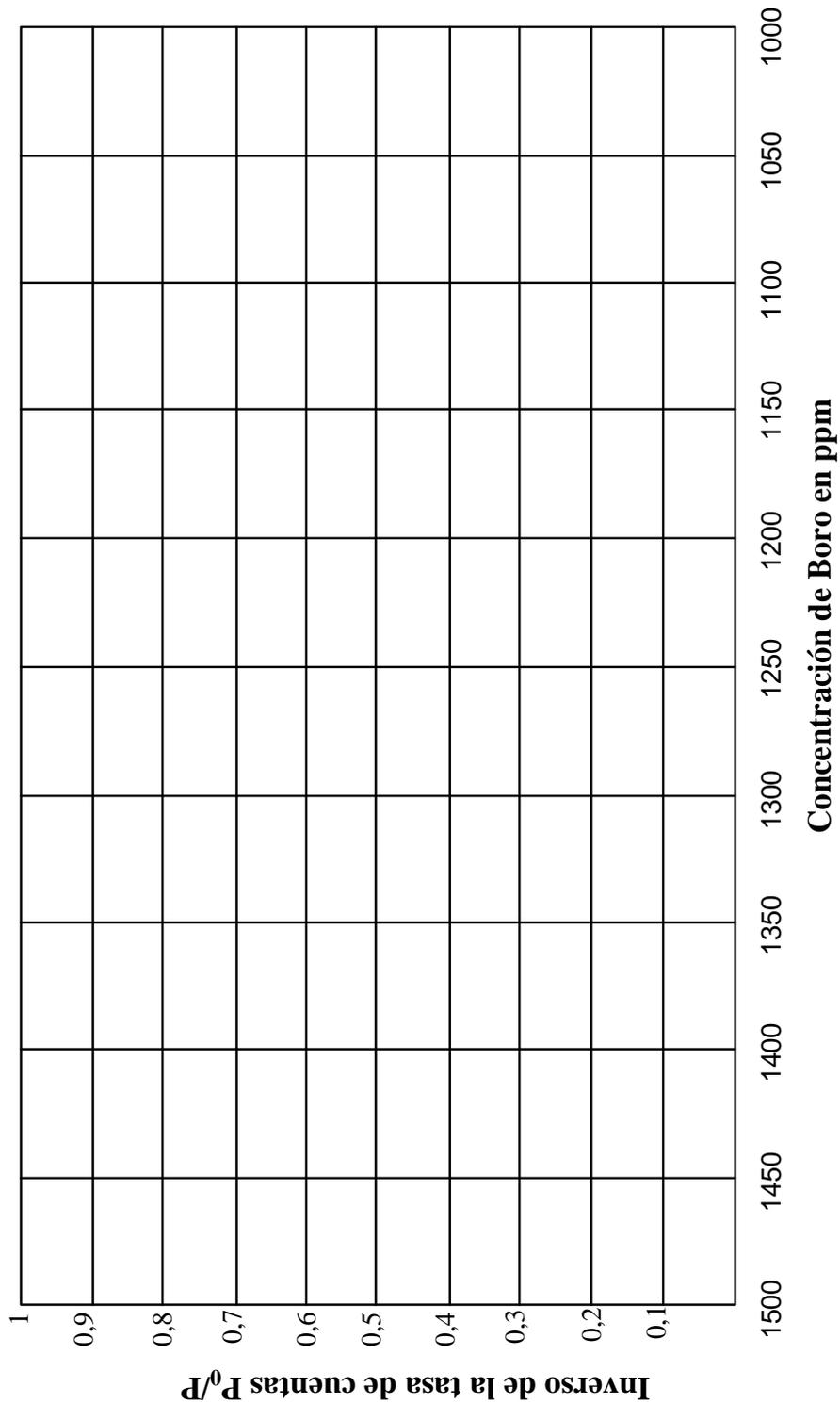
$R$ (pasos)								
$\rho$ (pcm)								
$P$ (W)								
$P_0/P$								

Tabla 3.8- Evolución a crítico por extracción del grupo R.

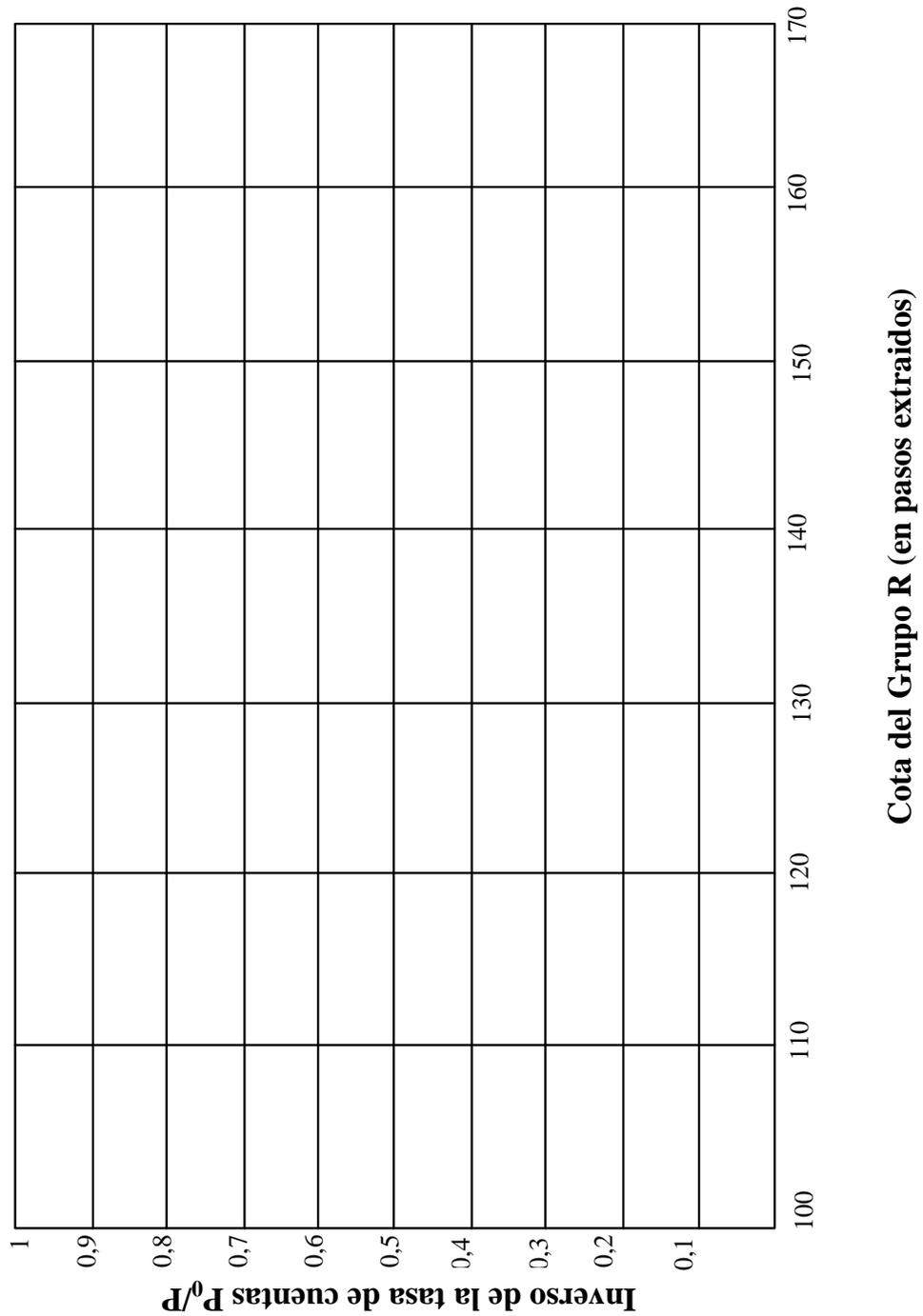
**APROXIMACIÓN A CRÍTICO POR DILUCIÓN**



### APROXIMACIÓN A CRÍTICO POR DILUCIÓN



**APROXIMACIÓN A CRÍTICO MEDIANTE EL GRUPO R**







### **3.3. Efectos de la temperatura sobre la reactividad**



### 3.3.1. Introducción

El estudio del campo referido a la dinámica de reactores constituye la cumbre del conocimiento sobre este sistema físico. Éste está apoyado en la cinética y complementado con la incorporación de los mecanismos físicos que afectan a la reactividad. Existe una fenomenología compleja reducible a modelos analíticos según la cual no sólo la neutróica del reactor, a través de la potencia, afecta al sistema termohidráulico; sino que a su vez el sistema termohidráulico afecta a la evolución neutrónica a través de cambios en la reactividad. Será pues una realimentación completa en bucle cerrado entre las diversas variables de estado del reactor, y de ello se extrae la consecuencia fundamental más importante. Ésta consiste en la posibilidad de diseñar el reactor con una configuración de gran estabilidad física, por la que el reactor se opongá (como se ilustrará en esta práctica) a ser separado de su punto nominal de funcionamiento. Esta propiedad es extremadamente positiva, pues hace que el comportamiento temporal del reactor, y en definitiva su seguridad, no tenga que depender de las decisiones de control o del sistema automático. El propio reactor, sin esperar ninguna acción de control por parte externa, modificará sus constantes de funcionamiento para acoplarse en cada momento a regímenes estabilizados. Esto significa que buscará, tras una pequeña perturbación inducida por cualquier causa, una nueva definición de su estado crítico, y lo hará por sí mismo sin necesidad de ningún sistema de control.

Entre las causas que originan modificaciones transitorias del factor de multiplicación efectivo de un reactor en operación, figuran con carácter importante las variaciones de temperatura del sistema, tanto de forma local (por ejemplo, tolerancias estructurales que afectan a la circulación del refrigerante en determinados puntos) como de tipo general afectando a todo el reactor en su conjunto (por ejemplo, variación del caudal de refrigeración o variación de la demanda de potencia).

Estos efectos transitorios de temperatura tienen mucha importancia en la práctica, por lo que interesa conocer no solamente si provocan aumento o disminución del factor de multiplicación, sino también la rapidez con la que se manifiestan estas variaciones.

En un reactor, puesto que se trata de un sistema heterogéneo, conviene distinguir entre el *coeficiente de temperatura del combustible* y el *coeficiente de temperatura del moderador*, que reflejan la influencia de las variaciones de temperatura del combustible y del moderador, respectivamente. Estos coeficientes dependen de factores completamente distintos, por lo que ambos diferirán, en general, tanto en magnitud como en signo. Por otra parte, las constantes de tiempo del combustible y del moderador (tiempo necesario para que una variación de temperatura produzca una variación apreciable de reactividad) suelen ser

también bastante diferentes. El coeficiente de temperatura del combustible tiene una constante de tiempo más pequeña que la correspondiente al moderador, hecho que subraya la importancia del primero en lo que respecta al funcionamiento del reactor.

### 3.3.1.1. Coeficiente de temperatura del combustible

El efecto más importante de la temperatura sobre la reactividad en un reactor lo constituye el asociado con la probabilidad de escape a la resonancia. Este fenómeno procede del aumento con la temperatura de la integral de resonancia efectiva de la sección eficaz de absorción del combustible haciendo disminuir la probabilidad de escape a la resonancia.

Así pues, la probabilidad de escape a la resonancia puede suponer una importante contribución negativa en los reactores al coeficiente de temperatura. Como el efecto viene determinado por la temperatura del combustible, siendo independiente de la temperatura del moderador, cabe esperar que el coeficiente de temperatura del combustible presente un valor negativo apreciable en los reactores que utilicen uranio ligeramente enriquecido. Por tanto, en este tipo de reactores, la captura neutrónica por U-238 en la región de resonancia desempeña un papel muy importante.

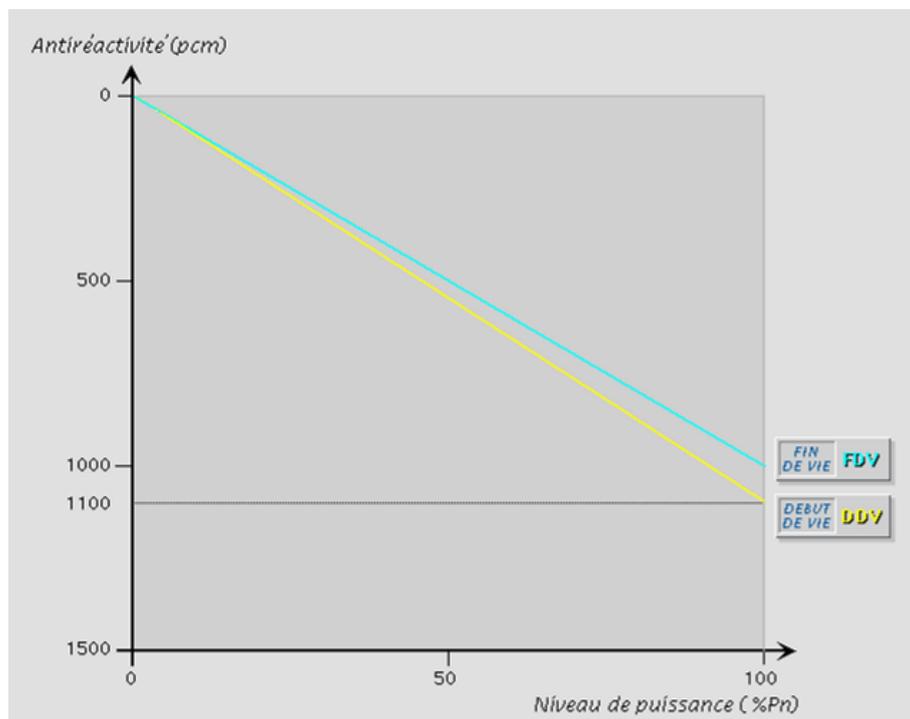
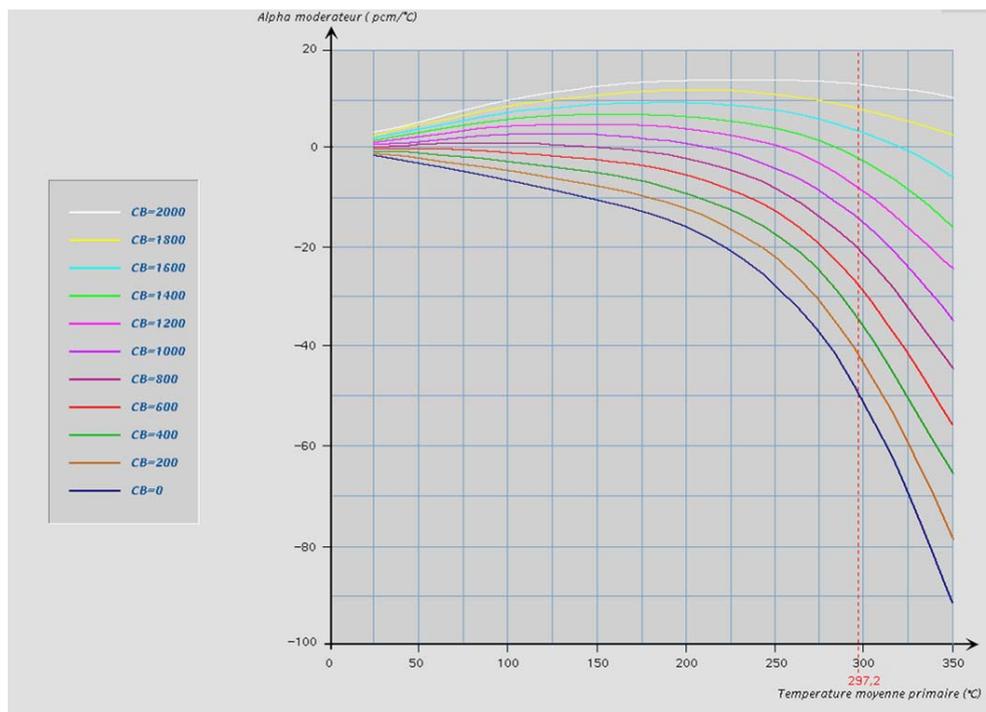


Figura 3.2.- Antiréactividad del efecto Doppler en función del nivel de potencia a inicio y final de vida.

### 3.3.1.2. Coeficiente de temperatura del moderador

Más que la temperatura del combustible es la temperatura del moderador la que determina el factor de desventaja, pues este coeficiente puede ser positivo o negativo, según las circunstancias.

Si el moderador (agua en estado líquido) aumenta su temperatura provocará su dilatación lo que conllevará como consecuencia una disminución de la concentración del moderador respecto a la de combustible. Por un lado, este efecto provocará un aumento del factor de utilización térmica. El significado físico de esta conclusión es que, al aumentar la temperatura se absorben relativamente más neutrones en el combustible que en el moderador. Por lo tanto, este fenómeno contribuye con una aportación positiva al coeficiente de temperatura del moderador. Por otro lado, la disminución de la densidad del moderador también conlleva la disminución de la probabilidad de escape a la resonancia, pues es más probable que un neutrón sea absorbido en el combustible durante su proceso de moderación.



**Figura 3.3.-** Antireactividad del moderador en función de la concentración de boro y de la temperatura media del circuito primario.

Como la probabilidad de escape a la resonancia disminuye al aumentar la temperatura, mientras que la utilización térmica aumenta, por lo general, resulta que el coeficiente neto de realimentación del moderador, suma de los coeficientes individuales, puede ser positivo o negativo. Sin embargo, lo más frecuente es que la contribución de la probabilidad de escape

a la resonancia sea, en valor absoluto, la mayor de las dos, obteniendo un coeficiente neto negativo. A modo particular, en los reactores *PWR*, se impone como condición de diseño que el coeficiente del moderador sea siempre negativo durante la operación a potencia.

Asimismo, existe una particularidad añadida en los reactores que utilizan ácido bórico como veneno neutrónico para compensar el exceso de reactividad del reactor recién cargado. Hay, en este caso, dos efectos adicionales que contribuyen con signo positivo al coeficiente de temperatura del moderador. En primer lugar, el aumento de temperatura provoca un aumento de volumen en la disolución, por lo que la concentración de veneno en el reactor disminuye; en segundo lugar, hace disminuir la sección eficaz de absorción del veneno. El resultado neto es que, al aumentar la temperatura, disminuye la efectividad del ácido bórico, aumentando paralelamente la reactividad. Como se verá, este hecho limita la concentración de boro disuelta en el refrigerante.

**Nota:** Las representaciones gráficas también se encuentran disponibles en el simulador clicando sobre  en la pantalla de balance de reactividad (*Bilan Reactivité*).

### 3.3.2. Modus Operandi

En primer lugar, será necesario escoger la plantilla que contenga las variables más interesantes para mostrar su desarrollo a lo largo de la experiencia. En la pantalla de curvas (*courbes*) clicar sobre  y seleccionar la lista de variables *p3\_1*.

En la plantilla *p3\_1* se representan las variables con los márgenes de visualización siguientes:

- *Température combustible* [290\_320]
- *Réactivité Doppler* [650\_750]
- *Température moyenne primaire* [290\_320]
- *Réactivité modérateur* [2500\_2600]
- *Réactivité totale* [-100\_100]
- *Puissance nucléaire* [0\_100]
- *Réactivité bore* [-12980\_13080]
- *Réactivité grappes* [875\_975]

### 3.3.2.1. Aparición de los efectos de temperatura

En esta primera experiencia se propone, partiendo de un estado de espera en caliente, visualizar en qué niveles de potencia empiezan a manifestarse los efectos de realimentación por temperatura. Actuando sobre las barras de control, se hará el reactor supercrítico y se esperará hasta que se manifiesten los efectos de realimentación.

1. Cargar el estado correspondiente al *Standard 4* del simulador. Para ello, en la pantalla del instructor presionar sobre  y escoger *Standard*. A continuación seleccionar en la lista el estado *Standard 4* y cargarlo pulsando sobre  ubicado en la barra superior. Este estado corresponde al reactor en *DDV*, crítico, en espera en caliente y a una potencia nuclear de *50 kW*.
2. Tomar nota en las tablas 3.9 y 3.10 de las posiciones de los grupos de barras (pantalla *coeur*) y del balance reactividad inicial (*bilan réactivité*).
3. Activar la simulación clicando sobre  situado en la parte superior de cualquier pantalla.
4. Con el fin de poder extraer el vapor generado en el circuito primario y descargarlo directamente al condensador se deben realizar las siguientes operaciones que conducen a acondicionar el circuito secundario. Para realizar las modificaciones sobre un elemento determinado basta con seleccionarlo clicando sobre dicho elemento. Desde la pantalla *GV*:
  - Pasar a control automático la presión de tarado de la válvula de purga a la atmósfera *GCT-a*. De esta forma se conseguirá eliminar la purga y permitir, cuando la presión del vapor generado sea suficiente, el desvío del vapor hacia el condensador, cuya válvula estará controlada también automáticamente.
  - Pasar a control automático la abertura de la válvula de by-pass de turbina (*Vanne de contournement turbine*) para descargar el vapor generado directamente en el condensador.
  - Poner en marcha la turbo bomba de alimentación de los generadores de vapor (*Turbo pompe alimentaire*).

- Pasar a regular automáticamente la alimentación principal de los generadores de vapor con la válvula de pequeño caudal (*Vanne petit débit alim principal*).
  - Anular el pequeño aporte procedente del sistema de alimentación de seguridad de los generadores de vapor cerrando completamente la válvula correspondiente a la alimentación de seguridad (*Vanne d'alimentation secours*). Es necesario validar para confirmar la operación.
5. Localizar en la pantalla referente al balance de reactividad (*bilan réactivité*) el indicador de la reactividad controlada por las barras (*grappes*).
6. Retirar 50 pcm de antireactividad de barras en el reactor extrayendo los grupos de barras de potencia. Realizar esta acción sobre la pantalla de representación del núcleo clicando sobre el grupo G1, G2, N1 ó N2 indistintamente, y a continuación, presionando la tecla que muestra la flecha ascendente. La extracción deberá pararse cuando el indicador de reactividad de barras (*grappes*) haya disminuido en valor absoluto en 50 pcm. La posición final alcanzada deberá ser aproximadamente: G2 en el paso 28 y N1 en el paso 201.

	seguridad		control			
	S	N1	N2	G1	G2	R
Estado inicial (St 4) P = 50 kW						
Estado final P = MW						

Tabla 3.9.- Posición de los grupos de barras de control y seguridad.

	Doppler	Moderador	Xenon	Samario	Boro	Barras
Estado inicial (St 4) P = 50 kW						
Estado final P = MW						
Balance						

Tabla 3.10.- Balance de reactividad según los diferentes términos de los que se compone.

**Nota:** Aunque en este caso particular puede coincidir, la lectura del valor de reactividad que se introduce debe hacerse siempre de la forma indicada, ya que si se observase la reactividad total presente en el núcleo se estaría observando de forma conjunta otros posibles efectos, como una rápida actuación de la realimentación por temperatura.

7. Observar en la representación gráfica la evolución de las variables y esperar a la estabilización del nuevo estado. Es conveniente acelerar la simulación por 3 escogiendo esta opción sobre
8. Imprimir el gráfico resultante.

Completar las tablas 3.9 y 3.10.

*Cuestiones relacionadas: 1-6*

### 3.3.2.2. Efectos de realimentación de reactividad con reactor a plena potencia y en final de ciclo

En los apartados 3.3.2.2 y 3.3.2.3 se trabajará con la lista de variables  $p3\_23$ , la cual además de poseer unos márgenes más adecuados para una correcta visualización, contiene la variable de posicionamiento del grupo  $G1$  (*Position barras G1*).

1. Cargar el estado correspondiente al *Standard 9* del simulador. Para ello, en la pantalla del instructor presionar sobre y escoger *Standard*. A continuación seleccionar en la lista el estado *Standard 9* y cargarlo pulsando sobre ubicado en la barra superior. Este estado corresponde al reactor en *FDV*, crítico, con baja concentración de boro y en operación a 100 % de potencia nominal, equivalente a *3868 MW* térmicos.
2. Obtener los datos necesarios para completar la tabla 3.11.
3. Activar la simulación clicando sobre
4. Con el objetivo de visualizar el comportamiento natural del reactor sin intervención de la regulación automática, es conveniente, para controlar manualmente todos los grupos de barras, seleccionar la operación en modo manual clicando sobre tanto para el grupo  $R$  como para el grupo  $G$ .

5. Introducir mediante las barras de control *G1* una variación de *100 pcm* de forma similar a la realizada en el punto 6 del apartado 3.3.2.1, pero ahora introduciendo la barra.
6. Observar la evolución de las variables propuestas y dejar estabilizar la planta.
7. Imprimir el gráfico y posteriormente completar la tabla 3.11.

	$T_{\text{combustible}} (^{\circ}\text{C})$	$T_{\text{moderador}} (^{\circ}\text{C})$	$\rho_F (\text{pcm})$	$\rho_M (\text{pcm})$	$\rho_{\text{barras}} (\text{pcm})$
<b>Inicial</b>					
<b>Final</b>					
<b>Balance</b>					

*Tabla 3.11.- Efectos de realimentación por temperatura en la introducción parcial del grupo *G1* en FDV.*

Volver a realizar la experiencia pero en esta ocasión con el control automático en el grupo de barras de regulación *R*. Observar la participación de dicho grupo y las variaciones que se producen respecto a la situación anterior. En este caso, debe notarse que el indicador de referencia para estimar la reactividad de *100 pcm* a introducir debe corresponder al asociado únicamente al grupo *G1*, puesto que el total de barras (*grappes*) contendrá las variaciones del grupo *G1* y *R* conjuntamente.

Finalmente, imprimir el gráfico y anotar los resultados en la tabla 3.12.

	$T_{\text{combustible}} (^{\circ}\text{C})$	$T_{\text{moderador}} (^{\circ}\text{C})$	$\rho_F (\text{pcm})$	$\rho_M (\text{pcm})$	$\rho_{\text{barras}} (\text{pcm})$
<b>Inicial</b>					
<b>Final</b>					
<b>Balance</b>					

*Tabla 3.12.- Efectos de realimentación por temperatura en la introducción parcial del grupo *G1* con *R* automático.*

### 3.3.2.3. Efectos de realimentación de reactividad con reactor a plena potencia y en inicio de ciclo

Repetir los mismos pasos que en el apartado 3.3.2.2, con regulación manual de barras *R*, pero esta vez sobre el estado *Standard 7*. Este otro estado corresponde al reactor crítico a inicio de vida (*DDV*) y, por tanto, con una concentración de boro  $C_b$  superior a la concentración del apartado anterior. Sin embargo, tal concentración se encuentra por debajo

de la concentración crítica, de modo que el coeficiente de temperatura del moderador sigue teniendo signo negativo.

	$T_{\text{combustible}} (^{\circ}\text{C})$	$T_{\text{moderador}} (^{\circ}\text{C})$	$\rho_F (\text{pcm})$	$\rho_M (\text{pcm})$	$\rho_{\text{barras}} (\text{pcm})$
Inicial					
Final					
Balance					

**Tabla 3.13.-** Efectos de realimentación por temperatura en la introducción parcial del grupo G1 en DDV.

Dada la mayor concentración de absorbente en el moderador, la dinámica del sistema responde de diferente forma respecto a la situación anterior. Por un lado, debe observarse como el transitorio tiene lugar en un espacio de tiempo mayor, necesitando más tiempo para estabilizarse. Por otro, se pone de manifiesto que la temperatura final del moderador es claramente inferior al caso anterior, en haber actuado el coeficiente del moderador con una eficacia menor.

*Cuestiones relacionadas: 7-11*

### 3.3.3. Cuestiones relativas a la experiencia

1. ¿En qué consisten los efectos de realimentación por temperatura?
2. ¿Qué importancia tienen los efectos de temperatura sobre la estabilidad del reactor?
3. ¿De qué dependen y cómo varían los coeficientes de realimentación del combustible y moderador con la temperatura?
4. ¿Qué condición de diseño y operación se impone al coeficiente del moderador?
5. Según la experiencia seguida en el apartado 3.3.2.1, ¿En qué rango de potencia nuclear se puede estimar que empiezan a actuar los coeficientes de temperatura?
6. En el apartado 3.3.2.1, ¿cuál de los dos efectos de realimentación (combustible o moderador) puede decirse que ha compensado mayoritariamente la inserción de reactividad?

7. Interpretar la evolución de las variables de potencia, temperatura y reactividad del moderador y combustible.
8. En los apartados 3.3.2.2 y 3.3.2.3, ¿qué efecto de realimentación por temperatura tiende a manifestarse primero?
9. En este caso, ¿cuál de los dos coeficientes de realimentación (combustible o moderador) puede decirse que ha compensado mayoritariamente la inserción de reactividad?
10. ¿Qué diferencias se observan entre los transitorios de realimentación de reactividad a inicio y final de vida?
11. Calcular mediante los datos de las tablas 3.11 y 3.13 los coeficientes  $\bar{\alpha}_F$  y  $\bar{\alpha}_M$  medios en el rango de temperatura estudiado. Recordar que los coeficientes de realimentación se definen como:

$$\bar{\alpha}_F = \frac{\Delta\rho_F}{\Delta T_F} = \frac{\rho_F^f - \rho_F^i}{T_F^f - T_F^i} \qquad \bar{\alpha}_M = \frac{\Delta\rho_M}{\Delta T_M} = \frac{\rho_M^f - \rho_M^i}{T_M^f - T_M^i}$$



### **3.4. Coeficiente isotermo y coeficiente del moderador**



### 3.4.1. Introducción

Uno de los parámetros que se utilizan en la caracterización de un reactor nuclear corresponde al coeficiente isotermo. Como, en general, los reactores poseen coeficiente de temperatura de la reactividad global negativo, el factor de multiplicación efectivo será menor a temperaturas elevadas que a temperatura ambiente. Durante la operación de puesta en marcha, la temperatura del reactor asciende inevitablemente, así que  $k_{ef}$  disminuye. Es necesario, por consiguiente, dar al reactor frío una reactividad adicional, con el fin de que el factor de multiplicación efectivo exceda de la unidad a la temperatura de funcionamiento. Así, por ejemplo, dado un valor del coeficiente medio de realimentación de la reactividad en el rango comprendido entre la temperatura ambiente y la temperatura de operación, la reactividad adicional necesaria tendrá el valor del producto del coeficiente medio de realimentación por el intervalo de temperatura.

Tal suposición está basada en el llamado coeficiente de temperatura isotermo, el cual lleva asociada la hipótesis de que el combustible y el moderador están a la misma temperatura. Esta hipótesis se puede considerar perfectamente válida, pues en estas condiciones el combustible es calentado por el moderador, formando un sistema homogéneo en lo que a temperatura se refiere. De esta forma, todos los componentes presentes en el núcleo del reactor tienen la misma temperatura en todos los puntos de su interior. El coeficiente isotermo del reactor se define como:

$$\alpha_{iso} = \frac{d\rho_{total}}{dT} = \frac{\Delta\rho_{total}}{\Delta T} \quad (3.12)$$

siendo  $T$  la temperatura del núcleo.

En estas condiciones de homogeneidad térmica, puede observarse la siguiente propiedad:

$$\alpha_{iso} = \frac{d\rho_F}{dT} + \frac{d\rho_M}{dT} = \alpha_F + \alpha_M \quad (3.13)$$

El objetivo de la presente práctica se basa en el cálculo estimativo del coeficiente isotermo por experimentación sobre la planta en diferentes situaciones desde los estados de parada fría a parada en caliente del reactor.

Por otra parte, la adición de boro al agua de un PWR estará limitada por la aparición de una situación de realimentación positiva en lo que corresponde al efecto de reactividad del moderador. No deberá permitirse la adición de un valor de dilución mayor que aquel que

produce un cambio de submoderación a supermoderación, a la densidad nominal de funcionamiento. En este sentido, en la segunda parte de la práctica se dispondrá del reactor a temperatura de operación y se trabajará con diferentes concentraciones de absorbente, siempre inferiores a la concentración crítica de absorbente. El objetivo de esta experiencia será estimar cuál es la concentración de ácido bórico crítica, esto es, que convierte el coeficiente de realimentación por temperatura del moderador en positivo, afectando negativamente a la estabilidad del reactor.

### 3.4.2. Modus Operandi

En primer lugar, se necesitará cargar las plantillas que contengan las variables con sus márgenes adecuados para una correcta visualización. En esta ocasión, para mejorar el uso y facilitar la interpretación, cada estado inicial va acompañado de una lista de variables con márgenes diferentes. Las variables contenidas son:

- *Température combustible*
- *Réactivité Doppler*
- *Température moyenne primaire*
- *Réactivité modérateur*
- *Réactivité totale*
- *Débit RRA → Primaire*
- *Débit vapeur contournement atmosphère*
- *Pression GV (barrilet vapeur)*
- *Puissance nucléaire*
- *Débit vapeur contournement condenseur*

Los nombres que indentifican las listas son: *p4\_stand1*, *p4\_stand2* y *p4\_instru2* hasta *p4\_instru8*.

### 3.4.2.1. Determinación del coeficiente isoterma en diferentes estados de calentamiento.

Con el objetivo de obtener una correcta parametrización del coeficiente isoterma del reactor, se realizará la misma experiencia sobre estados con concentraciones de ácido bórico y temperaturas del reactor diferentes. Se dispondrán, por tanto, de diversos estados con temperaturas comprendidas entre parada fría y temperatura de operación, con concentraciones entre *2600 ppm* y *2700 ppm*. La actuación se realizará anulando el sistema de extracción de calor residual, lo cual provocará un calentamiento del moderador y, por tanto, del combustible.

1. Cargar el estado *Standard 1* que se encuentra clicando sobre . Este estado está caracterizado por ser un estado intermedio de calentamiento del moderador.
2. Anotar la concentración de boro  $C_b$  en la tabla 3.14.
3. Activar la simulación.
4. Localizar en la pantalla del sistema de extracción de calor residual (*Bulle RRA*) las dos válvulas que conectan éste con el circuito primario y cerrarlas manualmente (*Vanne RRA*  $\rightarrow$  *primaire* y *Vanne primaire*  $\rightarrow$  *RRA*). La continua recirculación del refrigerante por el reactor provocará un aumento de la temperatura del moderador causado por la potencia residual del combustible. Dado el estado de homogeneidad térmica del reactor, ligeramente retardado, debe observarse también el aumento de la temperatura del combustible. Por consiguiente, debe producirse una aportación de reactividad negativa por parte del combustible. ¿Cómo evoluciona la realimentación del moderador en aumentar su temperatura?
5. Dejar evolucionar el reactor unos 10 minutos aproximadamente y anotar los datos en la tabla 3.14. Determinar los coeficientes de realimentación del combustible  $\alpha_F$ , moderador  $\alpha_M$  e isoterma  $\alpha_{iso}$ .
6. Imprimir el gráfico resultante.

A continuación se va repetir el mismo procedimiento sobre estados correspondientes a otros estados intermedios de calentamiento, los cuales poseen concentraciones de boro ligeramente inferiores y se caracterizan por poseer temperaturas de moderador superiores.

7. Cargar el estado "Standard 2". Proceder igual que con estado "Standard 1", esto es, cerrar manualmente las válvulas que conectan el circuito de extracción de calor residual con el primario. Repetir todos los pasos (2) a (6).
  
8. Cargar el estado "Instructeur 2". En este caso las válvulas de conexión del circuito de extracción de calor residual que conectan éste con el primario (vanne RRA→primaire y vanne primare →RRA) ya están cerradas y hay que actuar sobre el circuito secundario, cerrando la válvula de descarga de vapor a la atmósfera (vanne GCT-a). El resto de pasos, del (2) al (6) son idénticos.

<i>Parada intermedia:</i> <b>Standard 1</b> Pot. Nuclear =      C <sub>b</sub> =					
Posición barras: N1=      N2=      G1=      G2=      R=					
	$\rho$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)	$\rho_M$ (pcm)	$T_F$ (°C)	$T_M$ (°C)
<i>Inicial</i>					
<i>Final</i>					
<b>Balance</b>					
	$\alpha_{iso}$ (pcm/°C)	$\alpha_F$ (pcm/°C)	$\alpha_M$ (pcm/°C)		
<b>Coef. Realim.</b>					

**Tabla 3.14.-** Resultados de la experiencia con el estado Standard 1.

<i>Parada intermedia:</i> <b>Standard 2</b> Pot. Nuclear =      C <sub>b</sub> =					
Posición barras: N1=      N2=      G1=      G2=      R=					
	$\rho$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)	$\rho_M$ (pcm)	$T_F$ (°C)	$T_M$ (°C)
<i>Inicial</i>					
<i>Final</i>					
<b>Balance</b>					
	$\alpha_{iso}$ (pcm/°C)	$\alpha_F$ (pcm/°C)	$\alpha_M$ (pcm/°C)		
<b>Coef. Realim.</b>					

**Tabla 3.15.-** Resultados de la experiencia con el estado Standard 2.

<i>Parada intermedia:</i>		<b>Instructeur 2</b>		Pot. Nuclear =		C <sub>b</sub> =	
Posición barras:		N1=	N2=	G1=	G2=	R=	
	$\rho$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)	$\rho_M$ (pcm)	$T_F$ (°C)	$T_M$ (°C)		
<i>Inicial</i>							
<i>Final</i>							
<b>Balance</b>							
	$\alpha_{iso}$ (pcm/°C)	$\alpha_F$ (pcm/°C)	$\alpha_M$ (pcm/°C)				
<b>Coef. Realim.</b>							

Tabla 3.16.- Resultados de la experiencia con el estado *Instructeur 2*.

### 3.4.2.2. Determinación de la concentración crítica de boro a la temperatura de operación a plena potencia

La concentración de boro crítica se determinará experimentando sobre diversos estados críticos de baja potencia con la temperatura del moderador en torno a 290 °C - 300 °C (temperatura de operación a potencia). Tales estados podrían resultar representativos de las diferentes situaciones que se pueden encontrar a lo largo de un ciclo de operación de la central.

1. Cargar el estado *Instructeur 3* que se encuentra clicando sobre . Este estado está caracterizado por disponer el reactor en espera en caliente, crítico a baja potencia pero sin gradiente de temperatura. Por tanto, las temperaturas de combustible y moderador son iguales.
2. Anotar la concentración de boro C<sub>b</sub>.
3. Activar la simulación.
4. Observar que en el circuito secundario, la bomba de alimentación de los GV está en marcha y la válvula de alimentación de pequeño caudal permanece operativa de forma automática. De esta forma, el sistema dispone de capacidad para alimentar los GV a partir de agua extraída del condensador.
5. Localizar la válvula de by-pass de turbina (*Vanne contournement turbine*) en la pantalla del generador (GV). De forma manual, proceder a abrirla un 2 % aproximadamente. Es necesario validar la acción. Con esta operación, se realiza una

descarga de un caudal de vapor al condensador. Puede observarse como se reajustan las condiciones de operación del generador y, como consecuencia de ello, una disminución de la temperatura del moderador. Dado el estado de homogeneidad térmica del reactor, ligeramente retardada, debe observarse también la disminución de la temperatura del combustible. Por consiguiente, debe producirse una aportación de reactividad total positiva.

6. Cerrar la válvula de by-pass una vez se haya observado que la temperatura del moderador haya disminuido 3 °C aproximadamente.
7. Tomar un instante de tiempo en que los parámetros del reactor se hayan estabilizado y anotar los datos en la tabla 3.17. Calcular, de la misma forma que en el apartado 3.4.2.1, los coeficientes de realimentación por temperatura.

Esp. Caliente: <b>Instructeur 3</b> Pot. Nuclear = $C_b$ =				
Posición barras: N1= N2= G1= G2= R=				
	$\rho$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)	$\rho_M$ (pcm)	$T_F(^{\circ}\text{C}) = T_M(^{\circ}\text{C})$
<i>Inicial</i>				
<i>Final</i>				
<b>Balance</b>				
	$\alpha_{iso}$ (pcm/°C)	$\alpha_F$ (pcm/°C)	$\alpha_M$ (pcm/°C)	
<b>Coef. Realim.</b>				

Tabla 3.17.- Resultados de la experiencia con el estado Instructeur 3.

Esp. Caliente: <b>Instructeur 4</b> Pot. Nuclear = $C_b$ =				
Posición barras: N1= N2= G1= G2= R=				
	$\rho$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)	$\rho_M$ (pcm)	$T_F(^{\circ}\text{C}) = T_M(^{\circ}\text{C})$
<i>Inicial</i>				
<i>Final</i>				
<b>Balance</b>				
	$\alpha_{iso}$ (pcm/°C)	$\alpha_F$ (pcm/°C)	$\alpha_M$ (pcm/°C)	
<b>Coef. Realim.</b>				

Tabla 3.18.- Resultados de la experiencia con el estado Instructeur 4.

<i>Esp. Caliente:</i> <b>Instructeur 5</b> Pot. Nuclear = $C_b=$				
Posición barras:   N1=                  N2=                  G1=                  G2=                  R=				
	$\rho$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)	$\rho_M$ (pcm)	$T_F(^{\circ}\text{C}) = T_M(^{\circ}\text{C})$
<i>Inicial</i>				
<i>Final</i>				
<b>Balance</b>				
	$\alpha_{iso}$ (pcm/°C)	$\alpha_F$ (pcm/°C)	$\alpha_M$ (pcm/°C)	
<b>Coef. Realim.</b>				

Tabla 3.19.- Resultados de la experiencia con el estado Instructeur 5.

<i>Esp. Caliente:</i> <b>Instructeur 6</b> Pot. Nuclear = $C_b=$				
Posición barras:   N1=                  N2=                  G1=                  G2=                  R=				
	$\rho$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)	$\rho_M$ (pcm)	$T_F(^{\circ}\text{C}) = T_M(^{\circ}\text{C})$
<i>Inicial</i>				
<i>Final</i>				
<b>Balance</b>				
	$\alpha_{iso}$ (pcm/°C)	$\alpha_F$ (pcm/°C)	$\alpha_M$ (pcm/°C)	
<b>Coef. Realim.</b>				

Tabla 3.20.- Resultados de la experiencia con el estado Instructeur 6.

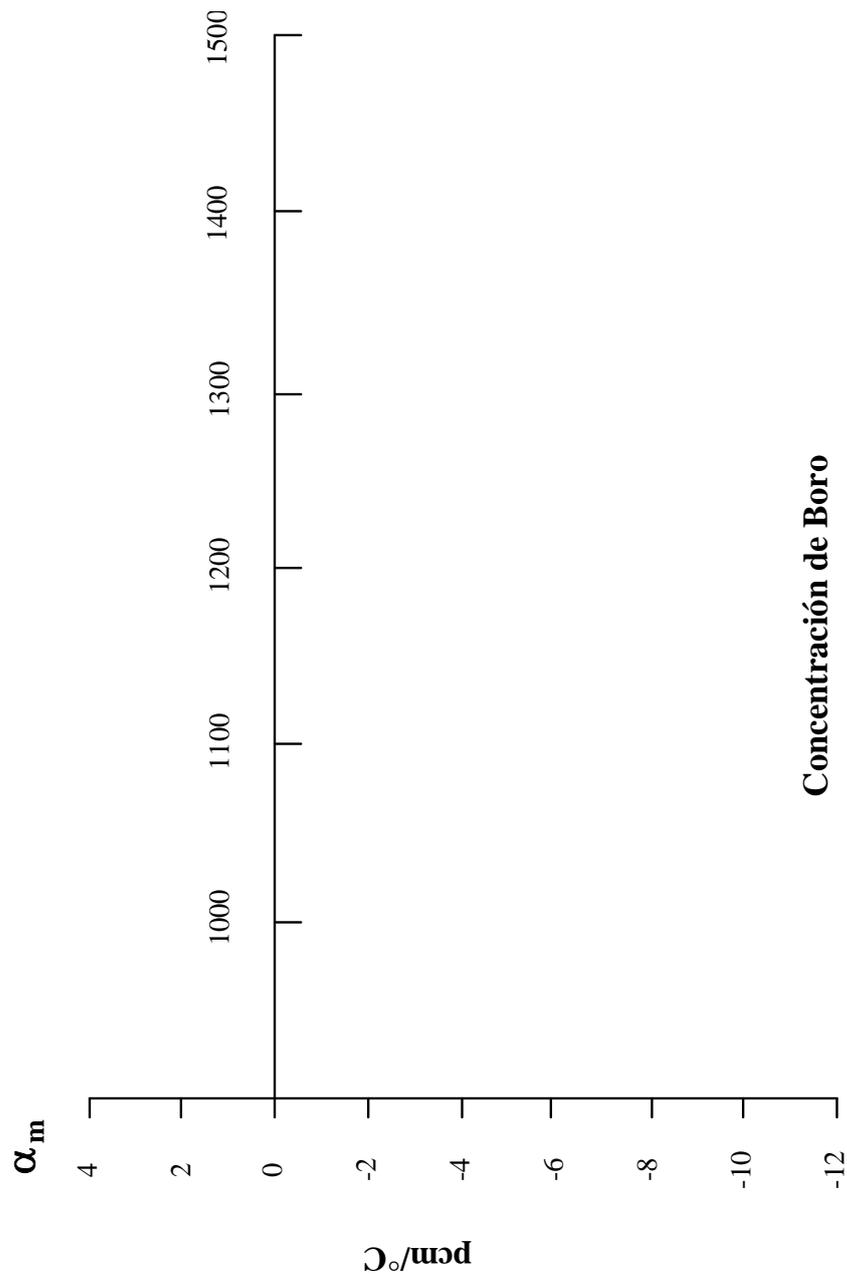
<i>Esp. Caliente:</i> <b>Instructeur 7</b> Pot. Nuclear = $C_b=$				
Posición barras:   N1=                  N2=                  G1=                  G2=                  R=				
	$\rho$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)	$\rho_M$ (pcm)	$T_F(^{\circ}\text{C}) = T_M(^{\circ}\text{C})$
<i>Inicial</i>				
<i>Final</i>				
<b>Balance</b>				
	$\alpha_{iso}$ (pcm/°C)	$\alpha_F$ (pcm/°C)	$\alpha_M$ (pcm/°C)	
<b>Coef. Realim.</b>				

Tabla 3.21.- Resultados de la experiencia con el estado Instructeur 7.

Esp. Caliente: <b>Instructeur 8</b> Pot. Nuclear = $C_b=$				
Posición barras: N1= N2= G1= G2= R=				
	$\rho$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)	$\rho_M$ (pcm)	$T_F(^{\circ}\text{C}) = T_M(^{\circ}\text{C})$
<i>Inicial</i>				
<i>Final</i>				
<b>Balance</b>				
	$\alpha_{iso}$ (pcm/ $^{\circ}\text{C}$ )	$\alpha_F$ (pcm/ $^{\circ}\text{C}$ )	$\alpha_M$ (pcm/ $^{\circ}\text{C}$ )	
<b>Coef. Realim.</b>				

**Tabla 3.22.-** Resultados de la experiencia con el estado *Instructeur 8*.

8. Imprimir el gráfico obtenido.
9. Repetir el mismo procedimiento sobre los estados *Instructeur 4* hasta *Instructeur 8* correspondientes a estados con concentraciones de boro diferentes.
10. Trazar la curva  $\alpha_M$  en función de la concentración de ácido bórico.



11. Determinar, por extrapolación, la concentración crítica de boro que proporcionaría un coeficiente del moderador positivo.

### 3.4.3. Cuestiones relativas a la experiencia

1. ¿Qué es el coeficiente isotermo del reactor?
2. ¿Cómo se determina el coeficiente isotermo y cuál es su utilidad?
3. ¿Qué signo tienen, en las condiciones del apartado 3.4.2.1, los coeficientes de realimentación isotermo y del moderador? ¿Por qué? Comparar los resultados obtenidos con el gráfico de la figura 3.3.
4. ¿Cómo varia el coeficiente del moderador con la temperatura y la concentración de boro?
5. Para una concentración de boro constante, ¿cómo varía el coeficiente del moderador en aumentar la temperatura del moderador?
6. Para una temperatura del moderador constante, ¿cómo varía el coeficiente del moderador en descender la concentración de ácido bórico?
7. ¿Cómo evoluciona la concentración límite de boro con la temperatura del moderador?
8. Comentar brevemente los procesos que se han utilizado durante la práctica para conseguir la variación de temperatura del sistema combustible-moderador.



### **3.5. Arranques y variaciones de carga del reactor**



### 3.5.1. Introducción

#### 3.5.1.1. Efectos del xenón en el arranque

La puesta en marcha del reactor seguida de una parada breve es un proceso menos complejo que la puesta en marcha inicial. Si el retraso no ha sido excesivamente grande (algunos minutos) el nivel neutrónico producido por los neutrones retardados puede ser todavía lo suficientemente alto como para obtener una buena información instrumental.

Una peculiaridad importante del funcionamiento del reactor nuclear que afecta a la puesta en marcha la constituye el envenenamiento derivado de los productos de fisión. Durante el período de funcionamiento de un reactor, se van acumulando los fragmentos de fisión y sus numerosos productos de desintegración, entre ellos el *Xenón-135* y el *Samarium-149*, que juegan particularmente un papel muy importante en los transitorios de potencia del reactor. En consecuencia, al producirse una variación de reactividad total, lo que trae consigo una variación de la densidad neutrónica, se modifica también la concentración de estos venenos y ésta modifica, a su vez, a la reactividad total. Así las cosas, aunque los productos de fisión apenas influyen sobre la cinética del reactor, sí es importante el efecto que ejercen sobre la reactividad. Por este motivo, los sistemas de control deben ser proyectados teniendo en cuenta esta particularidad, ya que éstos tendrán como fin compensar en parte las fluctuaciones de reactividad que provengan de la aparición o eliminación de los venenos.

Por consiguiente, los transitorios provocados por el xenón-135 constituyen un efecto importante que, en particular, el sistema de control químico y volumétrico debe compensar en la puesta en marcha y en el descenso de potencia que se realizarán en la práctica.

#### 3.5.1.2. Procedimientos de arranque después de parada automática (A.U.)

La fenomenología relacionada con los venenos neutrónicos condiciona la puesta en marcha del reactor después de una parada. En este apartado se agrupa el conjunto de operaciones a efectuar para conducir el núcleo al estado crítico y que están incluidas en los procedimientos de las especificaciones técnicas de operación.

Se pueden distinguir dos procedimientos según sea necesario realizar un balance de reactividad o no. En el caso de que se precise efectuar el balance de reactividad, se podrán distinguir tres casos. En la figura 3.4 se muestra el diagrama lógico que permite determinar el caso en el cual se encuentra el reactor y el proceso a aplicar.

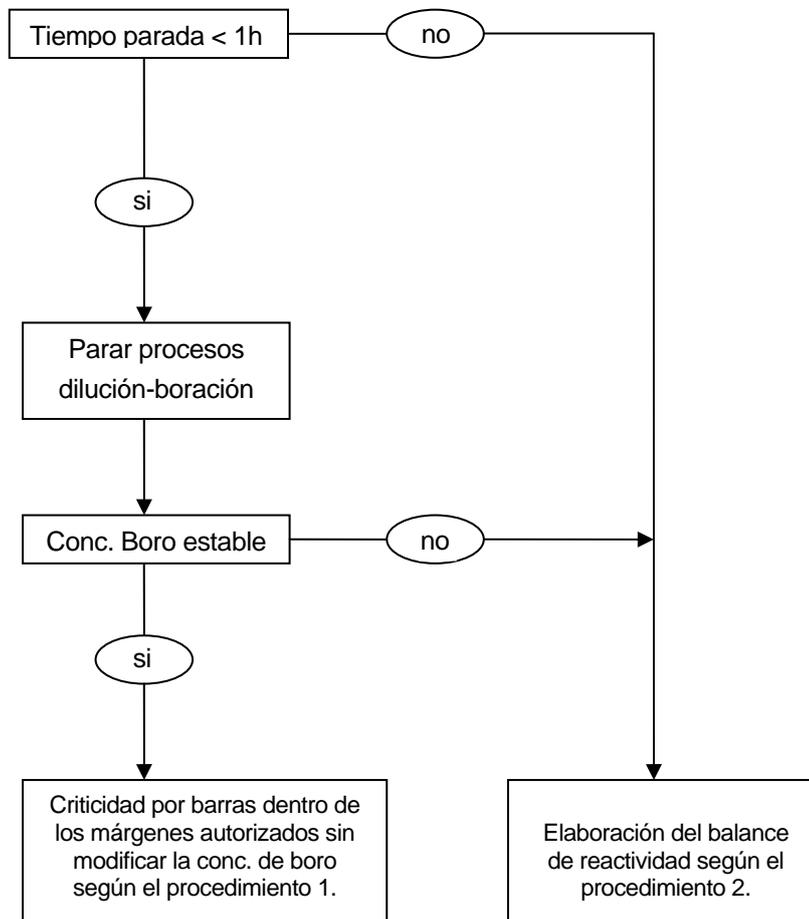


Figura 3.4.- Determinación de las estrategias de criticidad.

En el apartado 3.5.2.2 de esta práctica se realizará el arranque mediante obtención de criticidad por barras, presentando detalladamente los pasos que se deben seguir. En el caso de necesitar el balance de reactividad (procedimiento 2) la figura 3.5 permite identificar el caso más adecuado de actuación. Éstos se pueden resumir en las siguientes operaciones:

- **Caso 1:** Extracción grupo parada, extracción grupo  $R$  y de potencia a su posición de consigna, realizar dilución rápida a caudal máximo trazando la curva  $P_0 / P = f(C_b)$ . Estimar la concentración crítica y diluir hasta criticidad.
- **Caso 2:** Borar el primario hasta la concentración crítica + 20 ppm, extraer grupo de parada, grupo  $R$  y de potencia a la cota de consigna, realizar dilución rápida a caudal máximo hasta criticidad.

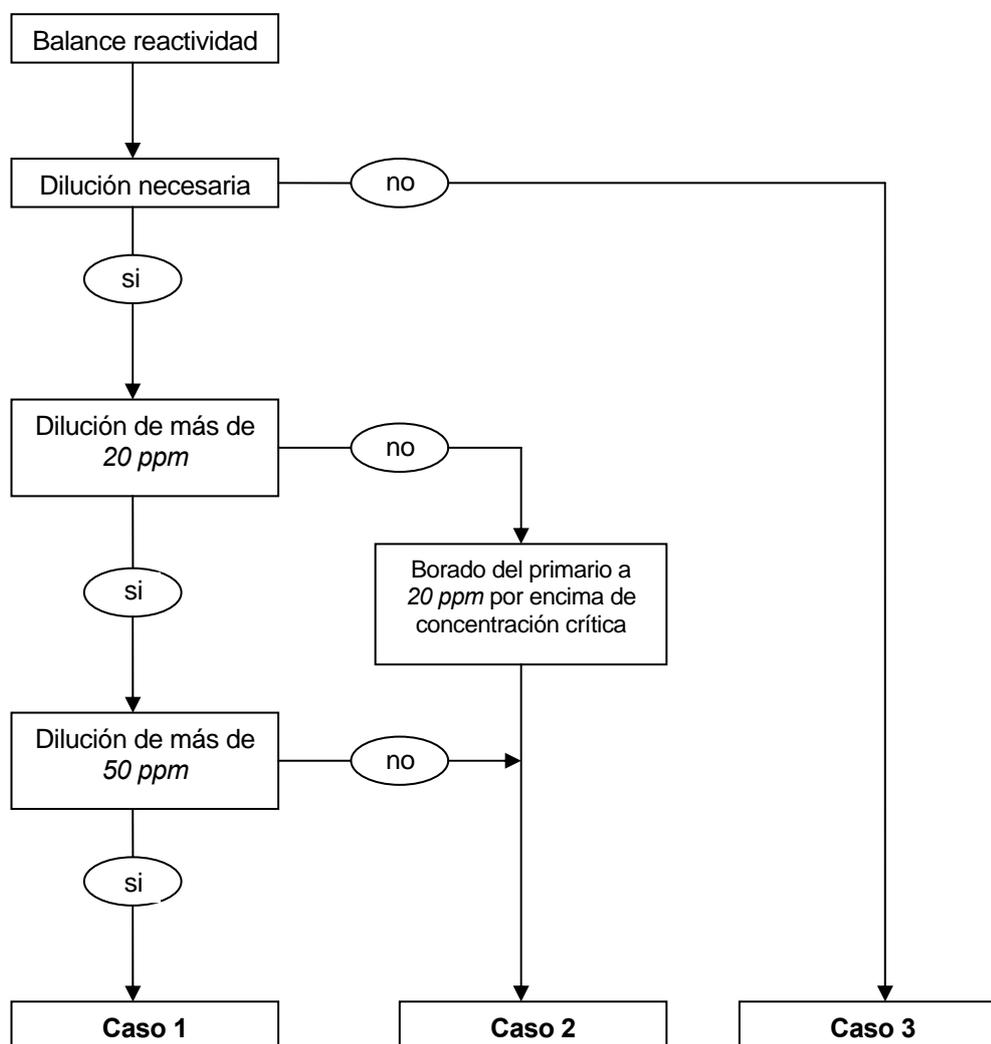


Figura 3.5.- Determinación del conjunto de actuaciones a realizar según el balance de reactividad.

- Caso 3:** Borar a caudal máximo hasta la concentración crítica + 20 ppm, extracción grupo parada, extracción grupo R a la cota de consigna, extracción de los grupos de potencia trazando la curva  $P_0 / P = f(Cota)$ . Si el trazado de la curva prevé criticidad por debajo de su posición de consigna a potencia nula, parar la extracción y proceder mediante boración a un reajuste de la concentración crítica. Si por el contrario la curva indica una cota crítica por encima de la cota de consigna, proceder a su posicionamiento y hacer crítico por dilución.

### 3.5.2. Modus Operandi

En esta práctica, dada la gran cantidad de fenómenos que se producen y que pueden ser considerados de interés, se disponen de dos listas de variables  $p5\_1\_1$  y  $p5\_1\_2$  para la realización del apartado 3.5.2.1 y la lista  $p5\_2$  para el apartado 3.5.2.2 que contienen las variables siguientes:

- *Réactivité Doppler*
- *Réactivité modérateur*
- *Réactivité Xénon*
- *Réactivité Samarium*
- *Réactivité Bore*
- *Réactivité grappes*
- *Réactivité totale*
- *Vitesse de formation Xénon 135 totale*
- *Puissance thermique*
- *Puissance nucléaire*
- *Puissance électrique*
- *Concentration en bore du primaire (Cb)*

#### 3.5.2.1. Descenso de potencia del reactor a mitad de su potencia nominal

El principio de la regulación de la central indica que el reactor debe seguir la demanda de carga (potencia) de la turbina y, a su vez, la turbina la demanda de energía de la red eléctrica. En esta primera experiencia se procederá a reducir el nivel de carga de la turbina de forma que el reactor se vea obligado a descender su nivel de generación de potencia mediante la actuación del sistema de control automático de barras.

Las operaciones que se deben realizar para realizar el descenso de potencia y su mantenimiento en el nivel de carga del 50 % se describen a continuación:

1. Cargar el estado *Standard 8*, seleccionándolo sobre . Este estado dispone del reactor crítico, operando a plena potencia y a mitad de ciclo.
2. Anotar en la tabla 3.23 los datos referentes al estado inicial de 100 % de potencia nominal (3868 MWt).
3. Activar la simulación.

4. Localizar el cuadro *Consigne Puissance* situado en la pantalla *Turbine*.
5. Establecer mediante el selector *Pente de charge* la tasa de descenso máxima de potencia eléctrica de  $70 \text{ MWe/min}$ . Es necesario validar la acción.
6. Indicar la potencia eléctrica final deseada de  $675 \text{ MWe}$  aproximadamente. Es necesario validar. A partir de este momento puede observarse como empieza a disminuir la potencia eléctrica al ritmo fijado por el cierre progresivo de la válvula de admisión de vapor de la turbina. Puede observarse también el descenso de los grupos de barras de forma automática en la pantalla del reactor hasta alcanzar su valor de consigna. La disminución de la potencia nuclear y, por tanto, el descenso del flujo neutrónico conlleva la aparición del xenón-135 que resultará ser el causante de la aparición de reactividad negativa. Observar la reactividad de las barras y los efectos de realimentación que intentan compensarlo.
7. Esperar hasta que la reactividad total presente en el reactor se haya estabilizado y anotar los datos en la tabla 3.23. En este momento todavía continuará apareciendo xenón que será compensado por el grupo de regulación  $R$  y por los efectos de realimentación por temperatura. Si no se realiza ninguna acción podrá observarse como, cada cierto período de tiempo, el grupo  $R$  extrae un paso automáticamente.

Para evitar que el grupo  $R$  se sitúe fuera del rango de maniobra y mantener la temperatura del moderador en torno a su valor de consigna, se debe compensar el efecto del xenón operando el sistema de control químico y de volumen.

8. Con el objetivo de compensar el efecto desestabilizador del xenón, se debe realizar una dilución al ritmo de  $13,2 \text{ t/h}$  de  $\text{H}_2\text{O}$ . De esta manera, la aparición del veneno neutrónico (xenón y en menor medida samario) es compensada por la extracción de venenos solubles (ácido bórico). Seleccionar un volumen de agua suficientemente grande que permita la dilución continuada durante horas, por ejemplo  $100 \text{ m}^3$ .
9. Es conveniente acelerar la simulación por un factor 3 con el fin de minimizar el tiempo.

Tanto el ritmo de crecimiento de la concentración de xenón como el ritmo de disminución de boro son valores dependientes del tiempo, por lo que conviene en todo momento observar el comportamiento del reactor y, si es conveniente, reajustar el caudal de agua del canal de aporte del sistema químico.

10. Completar la tabla 3.23 una vez haya transcurrido una hora aproximadamente desde la estabilización de la reactividad. Hasta el momento, ¿qué volumen de agua se ha introducido en el primario?

11. Imprimir el gráfico obtenido.

La concentración de xenón no llegará a su máximo hasta que no hayan transcurrido unas horas desde el inicio de la reducción de carga. Hasta este momento la extracción del ácido bórico se habrá encargado de compensar este efecto. Sin embargo, una vez pasado el pico de xenón, su concentración comenzará a disminuir hasta alcanzar un valor inferior al que se tenía con el reactor a plena potencia. Por consiguiente, el sistema químico debe ser capaz de aportar al ritmo adecuado el boro necesario para mantener la criticidad.

El desequilibrio axial de flujo en el núcleo provocado por la inserción parcial de las barras y la producción de residuos resultado de la operación del sistema químico justifica evitar, en la medida de lo posible, las variaciones de carga de la central.

Reactividad, en pcm	100 % P <sub>n</sub>	50 % P <sub>n</sub> (ρ total estable)	50 % P <sub>n</sub> (1 hora después de estabilización)
<i>Doppler</i>			
<i>Moderador</i>			
<i>Xenón</i>			
<i>Samarium</i>			
<i>Boro</i>			
<i>Barras</i>			
<b><i>Reactividad total</i></b>			

**Tabla 3.23.-** Balance de reactividad en el descenso de potencia del 50 %.

Cuestiones relacionadas: 1-4

### 3.5.2.2. Arranque del reactor después de una parada

En esta segunda parte, se producirá una parada del reactor habiendo estado operando hasta mitad del ciclo al 100 % de potencia nominal. Se dejará estabilizar el reactor durante una hora hasta alcanzar el nivel de potencia residual y, a continuación, se realizará el arranque del reactor según el procedimiento que se describe a continuación.

1. Volver a cargar el estado *Standard 8*.
  2. Anotar el balance de reactividad en la tabla 3.24.
  3. Realizar manualmente la parada de emergencia (*A.U.*) desde la pantalla de representación del núcleo (*coeur*). Debe observarse la inserción por gravedad de todos los grupos de barras (control y seguridad). Al cabo de un minuto anotar el balance de reactividad en la tabla 3.24.
  4. Dejar estabilizar el reactor una hora aproximadamente. Se deberá, por tanto, acelerar la simulación por un factor 3. El descenso del flujo neutrónico provocará un aumento de la concentración de xenón que continuará creciendo durante todo el tiempo que el reactor se mantenga parado.
  5. Después de la espera, una vez se esté en disposición de comenzar el procedimiento de puesta en marcha del reactor, se debe anular la parada de emergencia que se ha provocado pulsando sobre 'acquit' (*acquittement*) en la parte inferior de la pantalla de representación del núcleo.
  6. Sin efectuar boración o dilución alguna, extraer totalmente las barras de seguridad (*S*).
  7. Extraer el grupo de regulación *R* a su posición de arranque ( $R=230$ ).
  8. Extraer los grupos de potencia (*G*) a su cota de consigna para 0 % de  $P_n$ . Esta posición corresponde a: *N2* totalmente extraída, *N1* en el paso 190, *G2* en el paso 17 y *G1* totalmente insertada.
  9. En este punto pueden darse varias situaciones:
    - Si la criticidad se alcanza en una posición de *G* por debajo de la consigna, proceder a una boración, para alcanzar la cota de consigna.
    - Si la criticidad no se alcanza en la posición de consigna, proceder a subir los grupos de potencia un número de pasos máximo equivalente a 500 pcm.
- Si después de la operación anterior sigue sin alcanzarse la criticidad, proceder a una dilución a la máxima capacidad (descarga de dos orificios) hasta lograr criticidad.
10. Anotar las reactividades en la tabla 3.24 para el estado crítico con concentración de xenón no estabilizada.

Una vez conseguida la criticidad, es importante realizar de forma inmediata las operaciones conducentes a elevar el nivel de flujo con el objeto de eliminar el xenón que se haya formado durante la parada y estabilizar su concentración a un nivel inferior.

11. Ir lentamente extrayendo las barras de control haciendo el reactor supercrítico y elevando su generación de potencia.

**Nota:** Durante el ascenso de potencia, el caudal de vapor obtenido a la salida de los generadores debe regularse manualmente y aumentar la abertura de la válvula de bypass progresivamente de forma que la temperatura del primario se encuentre próxima a sus valores de consigna.

Cuando la velocidad de generación de xenón-135 haya pasado a ser negativa significará que la concentración de xenón habrá comenzado a disminuir. En esta situación, el aporte de reactividad positiva por este fenómeno hará supercrítico al reactor, contribuyendo al aumento final hasta su potencia nominal (3868 MWe). Sólo en caso de haber extraído todos los grupos de barras y continuar con una velocidad positiva de crecimiento de xenón se recurriría a procesos de dilución mediante el sistema de control químico y de volumen.

12. Imprimir el gráfico obtenido.

Reactividad, en pcm	100 % P <sub>n</sub>	1 min después de A.U.	1 hora después de A.U.	Reactor crítico $\dot{\rho}_{Xe} > 0$	Reactor crítico $\dot{\rho}_{Xe}$ compensada
<i>Doppler</i>					
<i>Moderador</i>					
<i>Xenón</i>					
<i>Samario</i>					
<i>Boro</i>					
<i>Barras</i>					
<b>React. total</b>					

**Tabla 3.24.-** Balance de reactividad durante la parada de emergencia y el posterior arranque.

Cuestiones relacionadas: 5-10

### 3.5.3. Cuestiones relativas a la experiencia

1. ¿Cuál es el papel de los sistemas de barras y control químico y volumen (boro)?
2. ¿Qué sistema de control compensa el efecto de reactividad del xenón?
3. Comentar las variaciones de reactividad que se producen en el descenso de carga realizado en el apartado 3.5.2.1.
4. ¿Qué volumen de agua se ha introducido en el sistema primario durante el proceso de acumulación de xenón en la primera hora de estabilización? ¿Qué se hace con el agua descargada?
5. ¿Por qué se establecen diversos procedimientos para el arranque del reactor desde la condición de parada en caliente?
6. ¿Qué importancia tienen los balances de reactividad al plantear el arranque?
7. Comentar las variaciones de reactividad y la forma de alcanzar criticidad en el apartado 3.5.2.2.
8. ¿Cómo evolucionarían el xenón y el samario después de una parada habiendo estado funcionando a plena potencia?
9. En un arranque tras una parada prolongada, ¿En cuanto tiempo después de un arranque se alcanzaría el equilibrio en xenón?
10. ¿Se puede arrancar de nuevo el reactor después de una parada en caliente de duración 1 hora?





### **3.6. Estados estándar del reactor. Transición de operación a potencia a parada caliente**



### 3.6.1. Introducción

#### 3.6.1.1. Estados del reactor

Los estados del reactor corresponden a las diferentes situaciones operacionales en las que se encuentra el reactor y la central. En la central deben existir sistemas que permitan realizar estas transiciones con el objeto de alcanzar las condiciones adecuadas que permitan, según las circunstancias, realizar tareas de mantenimiento o intervención, llevar a cabo la recarga del combustible, parada momentánea o breve, operación a baja potencia hasta operación a plena potencia, etc.

Para dotar al reactor de la versatilidad suficiente para acondicionar sus variables en el valor adecuado, la planta debe disponer de múltiples sistemas que permitan al reactor cambiar de un estado a otro.

La operación del reactor con estos fines está supeditada a las condiciones del Reglamento de funcionamiento y de las Especificaciones técnicas de funcionamiento, las cuales constituyen las normas de operación en régimen normal y en condiciones de accidente, define los valores límite de las variables que afecten a la seguridad, así como los límites de actuación de los sistemas de protección automática.

Durante el desarrollo de la práctica se van exponiendo las principales restricciones de operación. Se debe prestar atención a las protecciones de la vasija, de las bombas primarias, del presionador, de los generadores de vapor y del sistema de extracción de calor residual. Los sistemas que cobran especial interés en el arranque y parada son:

*Circuito de refrigeración del primario:* La presión y temperatura del circuito primario deben ser tales que permitan evitar la ebullición. La temperatura máxima del primario debe ser un mínimo de 30 °C inferior a la temperatura de saturación en caso de funcionamiento nominal y en parada intermedia. Las bombas primarias se deben proteger contra la cavitación.

*Sistema de control químico y volumétrico:* Durante los transitorios de arranque y parada es el sistema encargado de controlar y ajustar la masa de agua contenida en el primario, ajuste de la concentración de ácido bórico del agua y compensación de las variaciones de nivel de agua del presionador.

*Sistema de extracción de calor residual (enfriamiento del reactor en las paradas):* Continúa evacuando el calor residual para mantener el agua primaria a baja temperatura. Este sistema no puede entrar en servicio hasta 4 horas después de la parada del reactor. La presión

primaria debe haberse reducido hasta una presión inferior a 30 bars (primario despresurizado) y temperatura de 180 °C.

### 3.6.1.2. Cálculo del efecto de reactividad sobre el núcleo en las operaciones de boración del primario

De la misma forma con la que se determinó el caudal de dilución es posible calcular la variación de concentración de boro  $\Delta C = C_1 - C_0$  en el núcleo con un caudal de carga  $Q$ . Tomando como referencia el balance del boro realizado en el apartado 3.2.1.2:

$$Q_E C_E = Q_S C + V_0 \frac{dC}{dt} \quad (3.14)$$

como  $Q_E = Q_S = Q$  se obtiene:

$$Q(C - C_E) = -V_0 \frac{dC}{dt}$$

Realizando el cambio de variable  $z = C - C_E$  resulta:

$$V_{dis} = Q \cdot t = V_0 \ln \frac{C_E - C_0}{C_E - C_1} \quad (3.15)$$

siendo  $C_E$  la concentración en la entrada, es decir, la concentración presente en el tanque.

Debe tomarse como hipótesis que durante un proceso de dilución o borado el líquido inyectado se mezcla completamente e inmediatamente con el líquido del circuito primario. Estos procesos no tienen su fruto de forma inmediata sino que se produce un retardo del efecto sobre el núcleo del orden de 5 minutos.

### 3.6.2. Modus Operandi

Las variables a utilizar en el desarrollo de la práctica se presentan en varias listas cuyos nombres son  $p6\_1\_1$  y  $p6\_1\_2$  para el apartado 3.6.2.1 y  $p6\_2$  para el apartado 3.6.2.2. Los márgenes de cada variable se han preestablecido para una correcta visualización de los fenómenos a observar.

Las variables son:

- Potencia nuclear
- Potencia eléctrica

- Presión
- Temperatura media moderador
- Reactividad total
- Concentración de boro
- Presión vapor secundario
- Reactividad xenón
- Reactividad de barras
- Caudal sistema extracción calor residual (RRA)
- Gradiente de temperatura media
- Gradiente de presión

Las operaciones siguientes son realizadas teniendo en cuenta la prioridad de la turbina sobre el reactor. Observar en todo momento la evolución del estado del reactor en el diagrama de control de presión y temperatura (*Diag. PT*). En esta pantalla se puede observar el progreso del estado del reactor junto con los límites operacionales impuestos por motivos de disponibilidad de sistemas, termohidráulicos, mantenimiento del subenfriamiento, etc.

A fin de evitar problemas es conveniente salvar el estado actual cada cierto período de tiempo pulsando sobre . El estado grabado aparecerá en la lista *Instructeur*.

Realizar las siguientes operaciones:

1. Cargar el estado *Standard 7* correspondiente al reactor crítico operando a plena potencia (100 %) y a inicio de ciclo (*DDV*).
2. Anotar los datos que caracterizan el estado inicial en la tabla 3.25 e iniciar la simulación.

### 3.6.2.1. Proceso de transición a espera en caliente

3. Descenso de carga del grupo turboalternador hasta un 15% de la potencia nominal a una velocidad de descenso de *50 MWe/min*. Es decir, se disminuirá la potencia de la turbina de *1350 MWe* a *202,5 MWe*. Realizar el descenso de forma similar a la indicada en el apartado 3.5.2.1 de la práctica 5. Es conveniente acelerar por 3 la simulación para disminuir el tiempo. Durante este transitorio el control automático de las barras hace descender lentamente los grupos de barras *N1*, *G2* y *G1*. Anotar las características del estado en la tabla 3.25.

**Nota:** Aparecen algunas alarmas:

- *Sortie groupe R de sa bande de manoeuvre y limite très basse insertion groupe R* por haberse desplazado el grupo R durante el transitorio.
  - *RCV indisponible ou niveau ballon RCV anormal* por haber superado el nivel del 50% del tanque de control en la descarga de agua del primario.
4. Una vez se halla reducido la potencia al 15% proceder al desacoplamiento de la turbina, en tiempo real, clicando sobre '*DECL. TURBINE*' situado en la pantalla de turbina. Durante el transitorio puede haber una fuerte desviación en el nivel de agua del generador activándose la alarma '*écart |N<sub>GV-consigne</sub>| > 5%*'. En cuanto se reanuda la generación de vapor se desactiva la alarma. La producción de potencia eléctrica se cancelará y el control de barras conmutará al modo manual como se requiere en la operación a baja potencia. Automáticamente el vapor que antes era turbinado se desvía ahora al condensador, permitiendo de esta manera la refrigeración del primario mediante la descarga directa al condensador. Anotar las características del estado en la tabla 3.25.

	Inicial (St. 7)	Paso 3	Paso 4 (esp. caliente)
características	<i>Operación 100 % P<sub>elec</sub> DDV</i>	<i>Operación 15 % P<sub>elec</sub></i>	<i>Turbina desacopl. Desvío cond.</i>
<b>Sistema primario</b>			
Presión (bar)			
Temp. media mod. (°C)			
Reactividad total (pcm)			
<b>Sistema secundario</b>			
Presión GV (bar)			
Temperatura GV (°C)			
Caudal vapor (t/h) (GV1 x 4)			

**Tabla 3.25.-** Evolución de las variables en la transición a espera en caliente.

El estado alcanzado en este punto corresponde a **espera en caliente** con una reactividad total negativa del orden de  $-60$  pcm. Puede observarse el crecimiento de la antirreactividad inducida por el xenón. En esta situación el reactor podría arrancar rápidamente si no se deja

transcurrir un período de tiempo elevado de forma que permita evitar el pico de xenón que se produce al cabo de unas horas.

### 3.6.2.2. Proceso de transición a parada en caliente

5. Introducir totalmente los grupos de barras de potencia  $N1$ ,  $N2$ ,  $G1$  y  $G2$  y regulación  $R$ . La reactividad total en el reactor disminuirá hasta alcanzar unos  $-2700 pcm$ . Anotar los datos en la tabla 3.26.
6. Mantener en todo momento la temperatura del primario y secundario en los márgenes permitidos mediante el control de la presión del generador de vapor, controlada a su vez por la abertura de la válvula de desvío al condensador '*vanne contournement turbine*'.

En función del tiempo que se haya previsto que perdure la parada se realizará la estimación de la cantidad de boro que se debe aportar. La cinética del xenón constituye el factor predominante a este efecto. Si se presume que la parada será corta no será necesario borar. Aparecerá xenón como veneno neutrónico resultado de la desintegración de su precursor yodo-135 todavía presente en el reactor. Esta concentración de xenón contribuirá a disminuir la reactividad. Si, por el contrario, se prevé una parada larga (del orden de días) la ausencia total de flujo neutrónico y el decaimiento de la concentración de yodo provocará la desaparición total del xenón. Por consiguiente, será imprescindible compensar la antirreactividad del xenón que existe inmediatamente después de la parada por adición de boro hasta una concentración de veneno soluble que permita un estado seguro del reactor de forma prolongada.

7. Puesto que no se pretende volver a arrancar el reactor, sino evolucionar posteriormente a parada fría, es necesario recurrir a la boración del sistema primario mediante el sistema de control químico y volumétrico ( $RCV$ ). En este caso no sólo se pretenderá evitar el efecto del xenón sino también compensar los efectos de realimentación por temperatura hasta parada fría. Proceder a la boración hasta conseguir una concentración de boro alrededor de unos  $1500 ppm$ . En la pantalla del sistema de control químico y de volumen ( $RCV$ ), localizar el cuadro '*borication*' y seleccionar un volumen de agua de  $24 m^3$  de disolución ( $2,4 \times 10 m^3$ ) aproximadamente aportando el caudal máximo de  $10 t/h$ . Para disminuir el tiempo de la operación se debe seleccionar el tiempo '*bore x 50*'. Si es necesario detener el proceso de boración manualmente cuando se alcancen los  $1500 ppm$  de concentración se debe volver a clicar sobre '*borication*'. Anotar las características del estado tras la boración en la tabla 3.26.

**Nota:** Presumiblemente el tanque de control estará a mitad de su capacidad, por lo que una proporción del agua descargada ( $10 \text{ t/h}$ , equivalente al caudal aportado desde el tanque de boro) se desviará al sistema de tratamiento de efluentes (*TEP*).

Los límites impuestos para mantener la operación segura del reactor indican que el factor de multiplicación debe ser siempre inferior a  $0.99$  ó, de forma equivalente, la reactividad inferior a  $-1000 \text{ pcm}$ . Comprobar que dicha condición se cumple. Si, por el contrario, no se hubiera alcanzado esta situación sería necesario continuar borando. El estado alcanzado corresponde a **parada en caliente**.

Visualizar en el diagrama presión-temperatura el pequeño desplazamiento del reactor en cuanto a disminución de temperatura media del refrigerante originada por no tener la necesidad de evacuar una potencia significativa del núcleo.

	Paso 4 (esp. caliente)	Paso 5	Paso 7 (parada caliente)
características	<i>Turbina desacopl. Desvío cond.</i>	<i>Grupos control insertados</i>	<i>Reactor borado</i>
<b>Sistema primario</b>			
Presión ( <i>bar</i> )			
Temp. media mod. ( $^{\circ}\text{C}$ )			
Reactividad total ( <i>pcm</i> )			
<b>Sistema secundario</b>			
Presión GV ( <i>bar</i> )			
Temperatura GV ( $^{\circ}\text{C}$ )			
Caudal vapor ( <i>t/h</i> ) (GV1 x 4)			

**Tabla 3.26.-** Evolución de las variables en la transición a parada en caliente.

### 3.6.3. Cuestiones relativas a la experiencia

1. ¿Qué funciones tienen los estados del reactor?
2. ¿Cómo se pasa de un estado a otro?
3. ¿Cómo se asegura la extracción de calor del reactor en los diversos estados?
4. ¿Qué sistemas de protecciones dispone la caldera contra sobrepresiones causadas por el refrigerante?
5. Indicar en qué estado se encuentra el reactor para las siguientes condiciones:
  - *Estado A:*  $P_n = 100 \%$ . Reactividad =  $0 \text{ pcm}$ . Presión del primario =  $155 \text{ bar}$ . Temperatura media del moderador =  $306,9 \text{ }^\circ\text{C}$
  - *Estado B:*  $P_n = 0 \%$ . Reactividad =  $-1 \text{ pcm}$ . Presión del primario =  $155 \text{ bar}$ . Temperatura media del moderador =  $297,2 \text{ }^\circ\text{C}$
6. Tomando como referencia la boración realizada en el punto 7, calcular la concentración de ácido bórico en el tanque de boración aplicando las ecuaciones (3.14) y (3.15).
7. ¿Qué evolución temporal sufre la concentración de boro en el primario durante diluciones/boraciones?
8. Con hipótesis adecuadas, entre boración o dilución ¿Qué proceso consigue mayor alteración en la reactividad en menos tiempo? ¿Hay diferencias entre realizarlo a inicio de ciclo o a fin de ciclo?
9. ¿Qué evolución sigue la concentración de xenón durante todo el proceso hasta la parada fría?





### **3.7. Estados estándar del reactor. Transición de parada caliente a parada fría**



### 3.7.1. Modus Operandi

En la práctica anterior se consiguió realizar la transición de operación a potencia a parada en caliente, interrumpida aquí por motivos principalmente de tiempo. Tomando como escenario inicial el final de la práctica 6, la presente experiencia pretende dar continuidad a la anterior para proseguir y complementar el procedimiento necesario hasta la parada fría.

Observar en todo momento la evolución del estado del reactor en el diagrama de control de presión y temperatura (*Diag. PT*). En esta pantalla se puede observar el progreso del estado del reactor junto con los límites operacionales impuestos por motivos de disponibilidad de sistemas, termohidráulicos, mantenimiento del subenfriamiento, etc.

A fin de evitar problemas es conveniente salvar el estado actual cada cierto período de tiempo pulsando sobre . El estado grabado aparecerá en la lista *Instructeur*. También estarán disponibles en todo momento los estados periódicamente guardados de forma automática. No se ha previsto lista de variables para la realización de esta práctica.

#### 3.7.1.1. Transición a parada intermedia

Realizar las siguientes operaciones:

1. Proseguir desde el estado correspondiente al de la práctica anterior (*DDV*). Se ha preparado el estado *instructeur 9 (parada caliente, inicio)* que corresponde a la posición 7 en la pantalla del *Diagr PT*. Cargar este estado e iniciar la simulación. Describir y caracterizar el estado inicial del reactor y de la planta.
2. Tomar nota de los efectos de realimentación (Dopler y moderador) y venenos neutrónicos (xenón y samario) en la tabla 3.27.
3. La concentración de boro actual entorno a  $1500 \text{ ppm}$  es suficiente para garantizar la subcriticidad en el caso de la desintegración total del xenón. Aún así, excepcionalmente, cuando el reactor debe ir a parada fría para recarga o intervención la concentración de boro debe ser mayor, alrededor de los  $2500 \text{ ppm}$ . Por ello, proceder a borar hasta una concentración de  $2500 \pm 50 \text{ ppm}$  mediante el aporte al circuito de un volumen de boro de  $47,1 \text{ m}^3$  a caudal máximo de  $10 \text{ t/h}$ . Observar el desvío de parte del caudal de agua extraído hacia el sistema de tratamiento de efluentes (*TEP*). Puede seleccionarse el modo de aceleración '*bore\*50*'. Con la intención de evitar desequilibrios de boro se deberá esperar a la estabilización del tanque.

En vista del tiempo dedicado, se puede comprender que es necesario solapar, en la medida de lo posible, ciertas actuaciones para reducir el tiempo total requerido en todo el proceso. Por ejemplo, una buena estrategia puede consistir en simultanear la boración cometida con el enfriamiento del primario que se efectuará a continuación.

4. Observar el perfil de xenón en la pantalla *Xé-Sm*. Justificar la asimetría axial. Su concentración, ¿crece o disminuye en el tiempo? Justificar la respuesta. Realizar un seguimiento de la concentración del xenón y samario durante todo el desarrollo de la práctica.

A continuación, el sistema está preparado para iniciar su enfriamiento. El enfriamiento y despresurización del circuito primario debe realizarse bajo las limitaciones impuestas por los componentes, estructuras y sistemas que intervienen. Estas limitaciones corresponden a:

- Aproximación a las condiciones de ebullición (reducción del margen de saturación) del agua en caso de temperaturas elevadas para una presión dada.
- Presencia del fenómeno destructivo de cavitación en las bombas del primario. Las bombas centrífugas deben operar evitando la vaporización local del agua inducido por una reducción hidrodinámica de la presión evitando consecuencias como posible erosión, ruido, vibraciones y pérdida de las propiedades hidrodinámicas.
- Diferencia de presión excesiva en los tubos de los generadores de vapor.
- Desequilibrios en el presionador a temperaturas bajas.
- Daño a la vasija por alta presión del refrigerante en función de su temperatura intermedia y nivel de fragilidad del material.

Seguidamente se realizará el enfriamiento del sistema primario. La operación de acondicionamiento a parada fría es un proceso que puede tardar horas. Los motivos principales que conducen a la ejecución lenta de este proceso son las siguientes:

- Limitación del enfriamiento a  $-28\text{ }^{\circ}\text{C/hora}$ . De esta manera se consigue evitar un brusco choque térmico en la vasija que contribuiría a cambiar la microestructura del acero al carbono, abandonando la zona dúctil y aumentando su fragilidad y, por tanto, disminuyendo su vida útil.
- El final del enfriamiento del primario a través del circuito secundario vendrá marcado por la obtención de las condiciones necesarias para la entrada en funcionamiento del sistema auxiliar de extracción de calor residual (*RRA*). Dado que este sistema y sus

componentes han sido proyectados para trabajar a baja presión, no puede operar hasta haber conseguido unas condiciones alrededor de  $29 \text{ bars}$  y  $170 \text{ }^\circ\text{C}$ . Si este entorno se hubiera conseguido rápidamente, la potencia residual del reactor podría ser lo suficientemente grande como para no poder ser evacuada por este sistema. En definitiva, se debe esperar a que el nivel de generación de potencia residual sea el adecuado.

Las operaciones a ejecutar son las siguientes:

5. Abrir los tres orificios de descarga '*vanne aval orifice 1, 2, 3*' del control químico y volumétrico, de modo que permita triplicar el caudal de aporte y descarga al circuito primario.
6. Dado que el enfriamiento del agua conlleva como consecuencia asociada la contracción y reducción de su volumen se debe procurar un método de aporte automático de agua al tanque de control que a su vez alimente el sistema primario. Además, esta agua debe poseer una concentración de boro lo más semejante posible a la ya existente en el sistema, pues de lo contrario se vería alterada su concentración. Este inconveniente se resuelve activando el aporte automático '*appoint auto*' en la pantalla *RCV*, que entra en acción cuando el nivel del tanque disminuye por debajo del 18% alimentando a éste con una mezcla en la proporción adecuada de agua y boro.
7. El enfriamiento debe realizarse inicialmente por descarga de vapor al condensador con el control de presión por parte del presionador. En operación, abrir la válvula de desvío '*vanne contournement turbine*' un 1% aproximadamente de forma manual. La presión en el generador de vapor comenzará a disminuir ocasionando la vaporización del agua secundaria y el enfriamiento del agua primaria. Observar el gradiente de temperatura que se produce en el refrigerante. El control del ritmo de descenso de temperatura debe llevarse a cabo por el accionamiento de esta válvula. A menudo, la estabilización de la presión del generador hace disminuir la tasa de enfriamiento. Por este motivo, se debe aumentar regularmente la abertura de dicha válvula. Para disminuir el tiempo de simulación, seleccionar a este efecto la velocidad indicada como '*pseudo reel x 20*'. Se propone enfriar el agua primaria hasta  $280 \text{ }^\circ\text{C}$ .

**Nota:** El descenso de presión y temperatura primaria ocasionan la aparición en la pantalla de alarmas de sus respectivos avisos de desvío de las condiciones de operación. Concretamente, durante el enfriamiento se mostrará el aviso de desviación de temperatura del moderador, puesto que su referencia está vinculada exclusivamente a la temperatura nominal de operación.

8. En la pantalla del presionador *Pressu* conmutar a operación manual el establecimiento de la consigna de presión y reducirla hasta *145 bar*. Se puede observar como automáticamente se desconectan los calentadores y se procede a rociar agua desde la aspersion principal.
9. Continuar con el enfriamiento desde el secundario limitándolo a  $-28\text{ }^{\circ}\text{C/h}$  aproximadamente. Si es necesario, se deberá proceder a abrir adicionalmente la válvula de bypass para aumentar el ritmo de enfriamiento. Realizar 2 ó 3 descensos de presión como los indicados en el punto anterior manteniendo en todo momento la situación del estado del reactor dentro de los márgenes de operación establecidos en el diagrama *PT*.
10. En esta situación, como los requerimientos de refrigeración del núcleo no demandan el caudal de agua de funcionamiento a potencia nominal, está permitida la operación únicamente con una o dos bombas primarias. Por esta razón, cuando la temperatura media se encuentre alrededor de  $250\text{ }^{\circ}\text{C}$  se puede desconectar dos bombas del circuito primario. Para ello, en la pantalla general '*Vue gén.*', seleccionar las bombas primarias y escoger '*arret*' para dos de ellas.

El enfriamiento debería continuarse hasta entrar en la zona limitada por la presión y temperatura máxima *RRA*. Para reducir el tiempo de dedicación se propone continuar con la simulación desde un estado previamente preparado para proseguir con el enfriamiento.

### 3.7.1.2. Transición a parada fría

En esta fase del proceso se verá como es necesario anular algunos sistemas que están actualmente operando para ceder el control a otros especialmente concebidos para realizar esta tarea en estados de parada fría.

11. Cargar el estado *instructeur 10 (parada intermedia, RRA)* el cual posee las condiciones necesarias para la continuidad del enfriamiento. Observar que la presión y temperatura primaria son de  $28,9\text{ bar}$  y  $175,3^{\circ}\text{C}$ , adecuadas para la entrada en funcionamiento del sistema de refrigeración de calor residual. La refrigeración del primario se continúa realizando por los generadores de vapor, mientras que el control de la presión está a cargo del presionador. Recordar que es conveniente comenzar esta nueva fase con la simulación a tiempo real.

¿Cuál es la fuente principal de calor en el sistema primario? ¿Y si el reactor hubiera operado un largo periodo de tiempo a plena potencia?

12. Tomar nota de los efectos de realimentación (Dopler y moderador) y venenos neutrónicos (xenón y samario) en la tabla 3.27. Iniciar la simulación.
13. Insertar totalmente el grupo de barras de seguridad S. Con esta operación todo el sistema de barras quedará totalmente introducido.

En este momento el proceso de refrigeración y evacuación de la potencia térmica debe corresponder al sistema de extracción de calor residual, a la vez que el control y regulación de la presión primaria debe cederse al sistema de control de volumen que la regulará mediante el caudal de descarga. Todas las actuaciones que conducen a realizar dichas conmutaciones se describen a continuación.

14. Fijar la potencia de los calentadores del presionador en unos  $140\text{ kW}$  aproximadamente. Este dispositivo dispone de resistencias eléctricas para el control de la presión del primario que se pueden controlar desde el cuadro '*chaufferettes*'. El presionador consta de unas resistencias de potencia fija ( $1584\text{ kW}$ ). Para desconectarlas (si no lo está ya) seleccionar el control manual y pulsar '*arret*'. También dispone un grupo de resistencias de potencia variable que pueden alcanzar  $576\text{ kW}$ . Para establecer su potencia a  $140\text{ kW}$ , seleccionar igualmente el control manual y fijar su valor deseado. Es necesario validar.
15. En la pantalla *RCV*, conmutar la operación de la descarga a *RCP (Circuit Primaire)* para que la válvula de descarga sea regulada de acuerdo a la presión consignada para el circuito primario.
16. En la misma pantalla, consignar una presión primaria de  $29\text{ bar}$  que se pretenderá mantener constante de forma aproximada durante el resto de la fase de enfriamiento.
17. Puesto que se habían alcanzado las condiciones que permiten la puesta en servicio del sistema de extracción de calor residual (*RRA*), se debe proceder a su conexión. Para ello, en la pantalla '*Bulle RRA*', abrir las válvulas que conectan éste con el circuito primario '*vanne RRA → primaire*' y '*vanne primaire → RRA*'. Localizar la válvula que controla el caudal refrigerado (*vanne échangeur RRA*) y abrirla manualmente hasta un  $10\%$  (una abertura superior supondría un enfriamiento excesivo que violaría el límite máximo establecido en  $-28\text{ °C/h}$ ). Finalmente, poner en funcionamiento la bomba *pompe RRA* lo que iniciará la puesta en servicio del sistema y la refrigeración del primario.

El sistema de extracción de calor residual permite refrigerar el circuito primario hasta alcanzar la parada fría. Este circuito está conectado a su vez a un sistema de refrigeración intermedia de componentes a través de un intercambiador de calor, el cual es presentado en

el simulador como condición de contorno con una temperatura constante de 30 °C. Finalmente, este sistema puede estar refrigerado por el último sumidero de calor. El sistema de extracción de calor residual dispone de una desviación (bypass) para regular el caudal de paso por los intercambiadores, lo que permite ajustar la velocidad de enfriamiento del primario, en evitación de tensiones térmicas en los componentes. Si se observa el esquema del sistema en el simulador, puede localizarse esta desviación (by-pass) que permite regular el caudal de paso por el intercambiador.

18. En la pantalla '*Bulle RRA*', localizar la válvula de enlace entre el sistema de extracción de calor residual y la descarga del sistema de control de volumen (*vanne de liaison RRA/RCV*). Proceder a abrirla hasta el 100 %. Observar que la descarga del agua primaria se realiza principalmente por el sistema *RRA*.
19. En la misma pantalla, abrir al 100 % la válvula '*soutirage excédenteaire*'.
20. En este momento no se requiere refrigeración del calor primario por el sistema secundario (*GV*), por lo que éste se puede anular. En la pantalla del generador de vapor *GV* fijar la abertura de la válvula de bypass al condensador en 0 % (totalmente cerrada). Para anular la alimentación de los generadores se puede detener la bomba de alimentación *TPA*, '*arret*'. De esta forma se tendrá el circuito secundario aislado en disposición de realizar tareas de mantenimiento en él sin haber alcanzado todavía las condiciones de parada fría.

En la situación actual el sistema debe estar refrigerando por el sistema *RRA* y con la presión controlada por la descarga del sistema de control de volumen.

21. Para reducir el tiempo de simulación durante el enfriamiento se propone escoger el modo de aceleración indicado como '*pseudo reel x 20*'.
22. Probablemente se habrá observado que la tasa de enfriamiento del primario disminuye de forma considerable con el tiempo. Para mantenerlo en los márgenes establecidos, y siempre por debajo a -28 °C/h, se deberá aumentar la abertura de la válvula '*vanne échangeur RRA*'.
23. Detener, dando por concluida la práctica, cuando la temperatura del primario sea de 70 °C aproximadamente. Finalmente, el estado del reactor alcanzado corresponderá a la parada fría. Tomar nota de los efectos de realimentación (Dopler y moderador) y venenos neutrónicos (xenón y samario) en la tabla 3.27. Calcular los respectivos coeficientes de temperatura medios entre los 3 estados de los que se han tomado datos y compararlos con los que ofrece el simulador.

Reactividad ( $\rho_{cm}$ )	Parada en caliente		Parada intermedia (entrada RRA)		Parada fría	
	$P =$	$T =$	$P =$	$T =$	$P =$	$T =$
Doppler						
Moderador						
Xenón						
Samario						

Tabla 3.27.- Seguimiento de los coeficientes de temperatura y venenos neutrónicos (Xe y Sm).

### 3.7.2. Cuestiones relativas a la experiencia

- ¿Cómo se asegura que la vasija opera en la zona dúctil?
- ¿Cómo se controlan las tensiones sobre el acero de la vasija del calentamiento o enfriamiento del primario? ¿Cuáles son las condiciones que limitan el enfriamiento de la vasija?
- Describir de forma genérica los estados de parada caliente y parada fría. ¿Cómo se asegura la subcriticidad en los estados de parada fría?
- Indicar en qué estado se encuentra el reactor para las siguientes condiciones:
  - Estado A:  $P_n = 0$  %. Reactividad = - 25000 pcm. Presión del primario = 15 bar. Temperatura media del moderador = 50,0 °C
  - Estado B:  $P_n = 0$  %. Reactividad = - 5000 pcm. Presión del primario = 100 bar. Temperatura media del moderador = 250,0 °C
- ¿Por qué es necesario la intervención de otros sistemas en la transición a parada fría? ¿Cuáles son éstos?
- ¿Cómo se asegura la extracción de calor del reactor en parada caliente y en parada fría? ¿Cuál es el origen de este calor? ¿Y si se realizase la parada a final de ciclo?
- ¿Qué cantidad total de agua se ha aportado al circuito primario durante el enfriamiento de éste? Realizar el cálculo considerando la variación de densidad y suponiendo un volumen del circuito primario de 280 m<sup>3</sup>.

8. ¿Cómo está constituido el sistema de extracción de calor residual del reactor?
9. ¿Por qué se reduce la eficiencia del intercambiador del sistema de extracción de calor residual durante el enfriamiento?
10. A partir de la tabla 3.27, calcular los coeficientes de temperatura medios entre los estados de parada en caliente, parada intermedia y parada fría, y compararlos con los que ofrece el simulador.
11. Justificar la evolución temporal del xenón y samario observada durante todo el desarrollo de la experiencia. ¿Qué distribución axial posee el xenón? Justificar la respuesta.



### 3.8. Calibración de un grupo de barras



### 3.8.1. Introducción

El funcionamiento de un reactor necesita del conocimiento de un cierto número de características que determinan su comportamiento. Es ampliamente conocido que durante el transcurso de un ciclo de funcionamiento de un reactor hay un número de efectos importantes a compensar: efectos de temperatura, efectos de xenón, consumo de combustible, etc. Todos estos efectos se traducen en variaciones de reactividad.

Es necesario prever en inicio de ciclo una cierta cantidad de reactividad en el núcleo por el quemado inexorable de combustible. Este exceso de reactividad debe ser compensado por la presencia de los grupos de barras y el ácido bórico diluido. Así, es necesario para el control del reactor conocer de forma precisa la eficacia de los grupos de barras disponibles así como la eficacia diferencial del boro.

En particular, para implementar un control del reactor eficaz, es necesario conocer la reactividad de las barras en función de su distancia de inserción en el reactor. Los valores de los grupos de barras son conocidos de forma teórica mediante cálculos teóricos de absorción y distribución de flujo, pero es imprescindible una verificación periódica y directa por medidas experimentales si se pretende conocer con mayor exactitud. Las figuras 3.6 y 3.7 muestran las eficacias de los grupos de barras de regulación y de potencia con el correspondiente solapamiento de las últimas.

El valor diferencial de una barra se define como el valor de la barra en una determinada posición dentro del núcleo en términos de reactividad por unidad de longitud. Por motivo de la distribución axial de flujo el valor diferencial no es constante sino que, en general, en los extremos del núcleo es inferior que en la región próxima al centro. Por otro lado, el valor integral corresponde al valor total de la barra en su posición actual.

Todos estos valores cambian con la vida del núcleo. Debe notarse que en el simulador no es posible calibrar una barra, pues todas se mueven simultáneamente, sino que se debe calibrar todo un grupo.

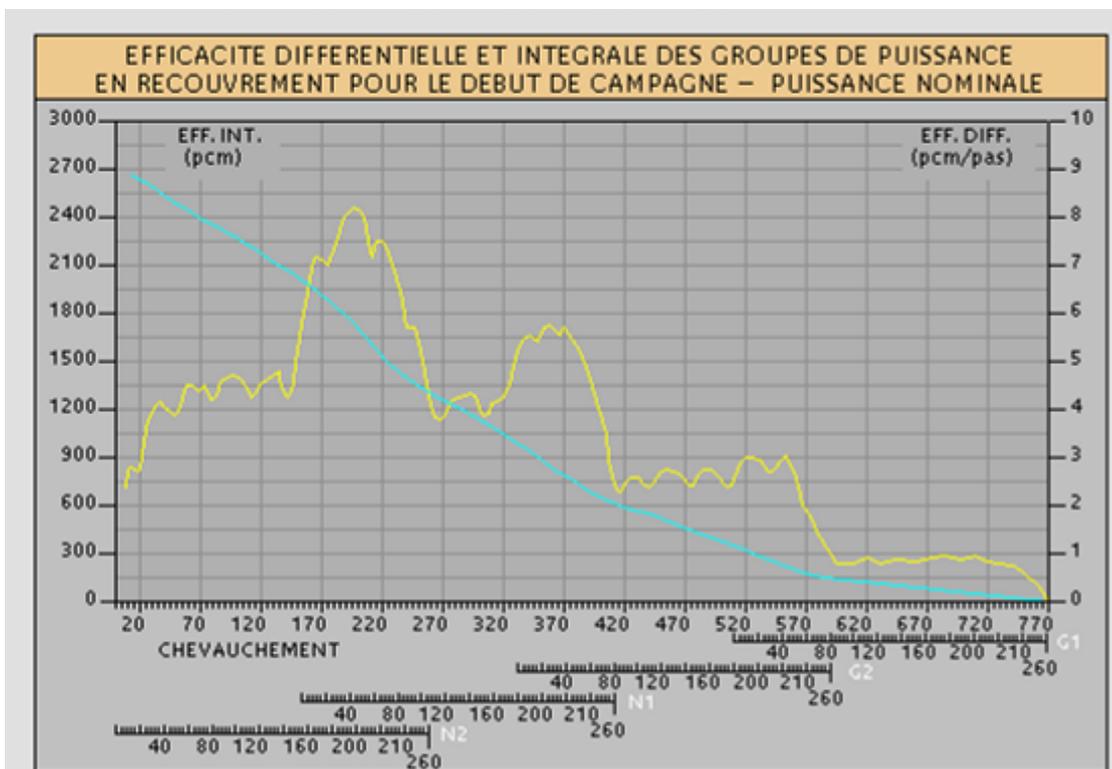
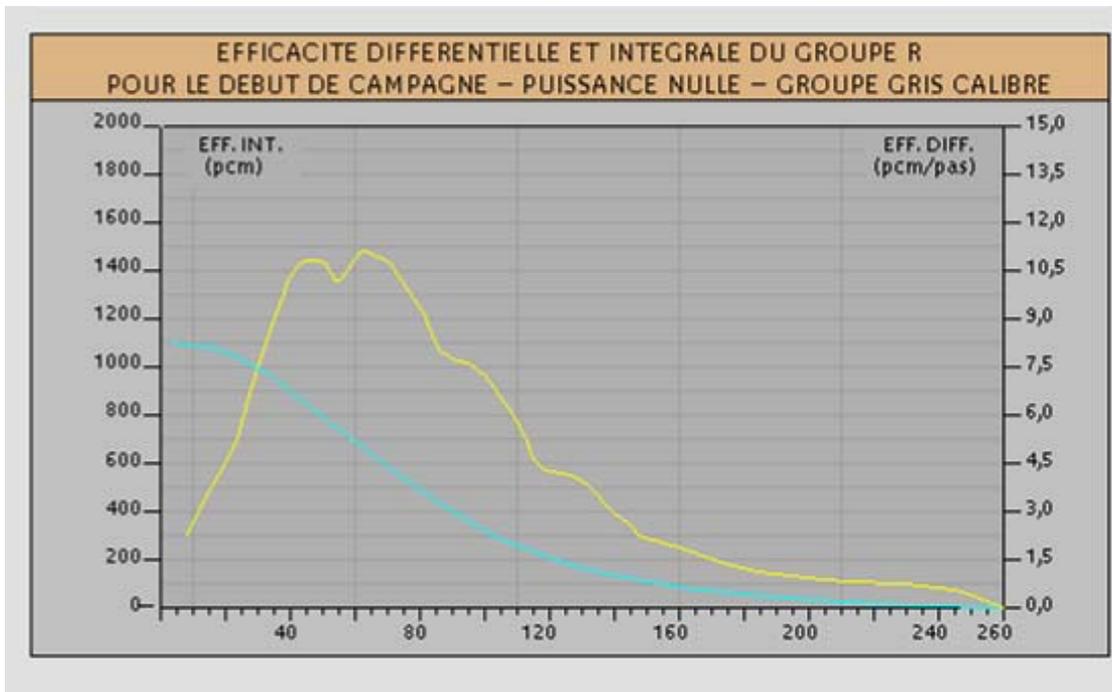


Figura 3.7.- Eficacia diferencial e integral de los grupos de potencia con solapamiento a potencia nula.

De la misma forma que se precisa conocer el efecto de las barras de control cuando se insertan en el núcleo también es necesario saber cómo afecta el ácido bórico al comportamiento del reactor. En la figura 3.8 se presenta el valor de la eficacia diferencial del boro que hace uso el simulador en la modelización.

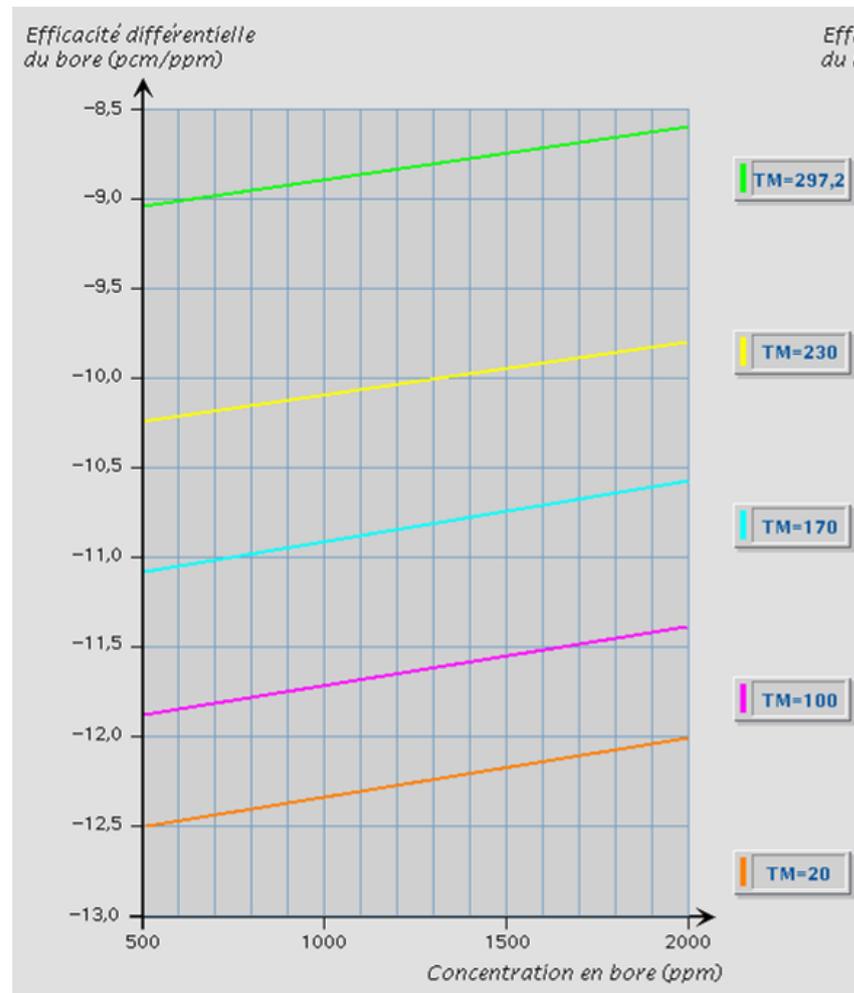


Figura 3.8.- Eficacia diferencial del ácido bórico a potencia nula en función de la concentración de boro para diferentes temperaturas medias de núcleo (DDV).

### 3.8.2. Modus Operandi

En la lista de variables  $p8\_1$  se han incluido las variables que muestran especial interés durante el desarrollo del apartado 3.8.2.1. Éstas son:

- *Flux chaîne puissance*
- *Temps de doublement*

- *Réactivité bore*
- *Réactivité grappes*
- *Réactivité totale*
- *Débit eau REA*
- *Concentration en bore du primaire (Cb)*
- *Position barres R*

No se ha previsto la utilización ni registro de evoluciones de variables para el apartado 3.8.2.2.

### 3.8.2.1. Calibración del grupo R por dilución

El proceso consiste en realizar una dilución partiendo del reactor con una suficiente reactividad negativa (potencia nuclear muy baja) compensando el efecto de la dilución mediante introducción de antirreactividad por inserción de barras.

1. Cargar el estado *Standard 4* correspondiente al reactor crítico en inicio de ciclo con potencia nuclear de *50 kW*. Situación para pruebas. Anotar la concentración de boro inicial.
2. Activar la simulación.

*Acciones preliminares del proceso:*

3. Abrir una segunda válvula de descarga adicional en la pantalla del sistema de control químico y volumétrico (*RCV*).
4. Producir una boración de  $0,5 \text{ m}^3$  de ácido bórico a un ritmo de aporte de  $10 \text{ t/h}$  desde el *RCV*. Esta boración tiene como finalidad hacer subcrítico el reactor antes de la extracción del grupo que se deseará calibrar, además de situar al reactor en un intervalo de subcriticidad adecuado para la realización del posterior procedimiento. La reactividad total debe oscilar entorno a  $-127 \text{ pcm}$ . Es conveniente seleccionar, únicamente para este punto, la velocidad de simulación '*Bore\*50*'. Anotar la concentración de boro.
5. Antes de proceder a su prueba de calibración, extraer totalmente de forma manual el grupo de regulación *R* (cota 260). Los grupos de control de potencia permanecerán en su posición consignada a  $0\%$  de potencia nominal. La reactividad total debe situarse alrededor de  $-100 \text{ pcm}$ .

**Nota:** Al extraer el grupo  $R$  por encima de su margen superior de maniobra aparecerán los avisos en la pantalla de alarmas.

*Procedimiento de calibración:*

6. Producir una dilución a un ritmo de  $20 \text{ m}^3/\text{h}$ . Escoger un volumen de agua suficiente para realizar la experiencia, por ejemplo,  $100 \text{ m}^3$ . Se propone comenzar con tiempo real y posteriormente, cuando se crea oportuno, acelerar la simulación por 3.
7. A continuación, introducir 20 pasos el grupo  $R$ . Concluida la inserción, congelar la simulación. Durante el tiempo que ha durado el descenso del grupo se puede suponer despreciable la acción y variación de la concentración de boro. Mediante el desplazamiento del cursor, determinar la reactividad introducida por el grupo en el descenso (salto de reactividad) y completar la tabla adjunta 3.28.

**Nota:** No es necesario introducir los pasos exactos que se proponen. Es suficiente con realizarlo aproximadamente.

8. Reanudar la simulación y repetir la inserción del grupo  $R$  hasta conseguir la inserción total del grupo (paso 0). Durante todo el proceso la reactividad total debe mantenerse dentro del intervalo comprendido entre  $-100 \text{ pcm}$  y  $-200 \text{ pcm}$  aproximadamente. Este propósito se podrá conseguir dejando menos tiempo entre los descensos consecutivos de barras. Si es necesario aumentar la reactividad se deberá esperar a que la boración surja efecto sobre el reactor.

**Nota:** Las primeras inserciones pueden ser de 20 pasos hasta alcanzar la cota 160. A partir de este momento conviene reducir las a 10 pasos de forma que permita un estudio más detallado de la influencia del grupo en la zona baja del núcleo.

9. Concluido el descenso, imprimir el gráfico obtenido. Anotar la concentración de boro final.

Con la reactividad inyectada por la inserción del grupo  $R$  (igual a la reactividad provocada por el boro) y la variación en la concentración de boro determinar la eficacia diferencial del ácido bórico.

*Cuestiones relacionadas: 8-10*

<b>Posición R (pasos)</b>	260	240							
$\Delta\rho_{salto}$ (pcm)	-								
$\Delta z$ (pasos extr.)	-								
$\Delta\rho_{salto} / \Delta z$ (pcm/paso)	-								
$\sum \Delta\rho_{salto}$ (pcm)	-								
<b>Posición R (pasos)</b>									
$\Delta\rho_{salto}$ (pcm)									
$\Delta z$ (pasos extr.)									
$\Delta\rho_{salto} / \Delta z$ (pcm/paso)									
$\sum \Delta\rho_{salto}$ (pcm)									
<b>Posición R (pasos)</b>									
$\Delta\rho_{salto}$ (pcm)									
$\Delta z$ (pasos extr.)									
$\Delta\rho_{salto} / \Delta z$ (pcm/paso)									
$\sum \Delta\rho_{salto}$ (pcm)									

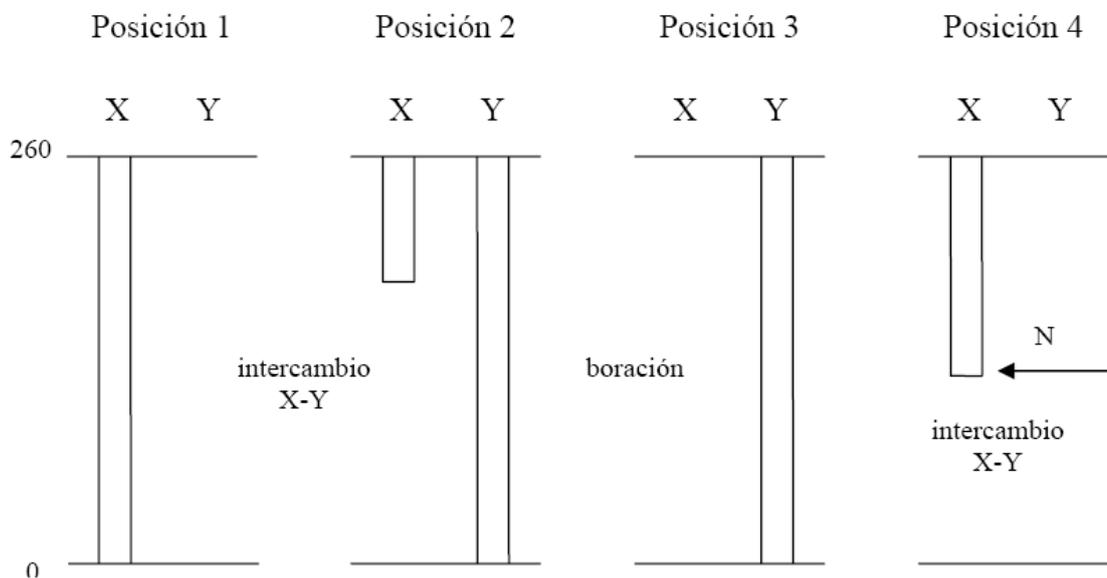
Tabla 3.28.- Toma de datos relativos a la eficacia integral y diferencial del grupo de barras R.

### 3.8.2.2. Calibración del grupo de potencia por intercambio

Es posible determinar la eficacia integral de un grupo por comparación con la eficacia conocida de otro grupo la cual haya sido determinada por dilución. El principio es el siguiente (mostrado en la figura 3.9): considerar un grupo X cuya eficacia se conoce (ya calibrado) y un grupo Y de la que se quiere conocer. Inicialmente el grupo X se encuentra totalmente insertado en el núcleo mientras el grupo Y está extraído manteniendo el reactor crítico (posición 1). Posteriormente el grupo Y se introduce totalmente mientras el grupo X asciende a una determinada posición para compensar la reactividad (posición 2). Después se debe

ajustar la concentración de boro procediendo mediante boración a fin de retirar completamente el grupo X, manteniendo el reactor siempre crítico (posición 3). Los grupos X e Y son nuevamente cambiados de posición hasta que Y vuelva a estar completamente extraída. El reactor debe continuar estando en criticidad con el grupo X con N pasos extraídos (posición 4). La eficacia integral total del grupo Y será pues equivalente a la del grupo X entre las posiciones 260 y N.

Si se pretende obtener la eficacia diferencial hasta un cierto paso se deberá que extraer en la figura 4 el grupo Y hasta el paso en el cual se quiera obtener la eficacia integral.



**Figura 3.9.-** Esquema ilustrativo del proceso de obtención de la eficacia integral del grupo Y (X conocida).

En esta segunda parte de la práctica se pretenderá estimar la eficacia integral del grupo de control de potencia a partir del grupo R. Observar que existe solapamiento entre los grupos N1, N2, G1 y G2 por lo que carecería de sentido intentar obtener los valores de los grupos de forma independiente.

El procedimiento a realizar en la práctica será ligeramente diferente. La situación inicial será equivalente a la de la posición 3 y en el momento de realizar el intercambio, en lugar de extraer en primer lugar el grupo de valor desconocido (Y) se introducirá el grupo calibrado (X) gradualmente de manera que introduzca variaciones de reactividad constantes. Las operaciones son:

1. Cargar el estado *Instructeur\_11*, estado esencialmente equivalente a *Standard 4*. Observar que los grupos de control de potencia N1, N2, G1 y G2 están insertados y el grupo R está totalmente extraído (posición 3 de la figura 3.9).

2. Activar la simulación.
3. Insertar el grupo de regulación  $R$  de forma que introduzca en el sistema  $200 pcm$  de antirreactividad. Utilizar como referencia el valor indicado en la variable '*réactivité groupe R*'. Para compensar la reactividad introducida, extraer el grupo  $N2$  hasta que el reactor alcance criticidad. En esta nueva posición la eficacia integral del grupo  $N2$  será de  $200 pcm$ . Anotar los valores en la tabla 3.29. **Anotar siempre en la tabla sólo el estado compensado.**
4. Volver a insertar el equivalente a  $200 pcm$  de antirreactividad con el grupo  $R$  y volver a extraer los grupos de potencia hasta concluir con el grupo  $R$  totalmente introducido.

Con el fin de proseguir con la calibración de los grupos grises, será necesario borrar el circuito primario y retomar el punto de partida para el grupo de regulación.

5. Abrir una segunda válvula de descarga del sistema químico y volumétrico.
6. Borrar el sistema para compensar la posterior extracción del grupo  $R$ . La antirreactividad que controla el grupo  $R$  aparece en la pantalla de balance de reactividad '*Bilan réactivité*'. A partir de este dato obtener una aproximación mediante la expresión (3.15) del volumen de boro concentrado a inyectar. Seleccionar el caudal máximo permitido de  $10 t/h$ . Modificar a este efecto la velocidad de simulación escogiendo '*Bore\*50*'.
7. Proceder a la extracción del grupo  $R$ . Durante su extracción se pueden dar dos situaciones diferentes:
  - El grupo  $R$  puede quedar totalmente extraído del núcleo sin haber alcanzado criticidad. En este caso, realizar la extracción total de  $R$  y compensar la reactividad negativa total del reactor mediante la extracción del grupo de potencia hasta alcanzar finalmente criticidad. La reactividad compensada pasará a contabilizarse en el cómputo de la eficacia integral del grupo de potencia.
  - Se observa que la criticidad sobreviene antes de la extracción total del grupo  $R$ . En estas circunstancias, la extracción se detendrá cuando se alcance la criticidad. La modificación a realizar sobre la continuidad del procedimiento consistirá en cambiar el valor de referencia de la reactividad controlada por el grupo  $R$  al valor actual.
8. Retomar el punto 3 hasta volver a insertar totalmente el grupo  $R$ .



### 3.8.3. Cuestiones relativas a la experiencia

1. ¿Por qué se deben calibrar las barras?
2. ¿Cómo se procede para calibrar un grupo de barras? ¿Cómo se puede calibrar un grupo de barras a partir de otro ya calibrado?
3. ¿Qué diferencias de composición hay entre las barras grises y las negras? ¿Cuál es la función de los grupos de barras negras y grises?
4. ¿Qué parámetros influyen en la eficacia de un grupo de barras?
5. ¿Cómo varía la eficacia del boro ( $\rho_{cm/ppm}$ ) en función de la concentración de boro en el moderador  $C_B$ ?
6. ¿Cómo evoluciona la eficacia del boro ( $\rho_{cm/ppm}$ ) a concentración de boro  $C_B$  constante, en función de la temperatura?
7. Si a plena potencia se introduce un paso una barra completamente extraída, ¿cómo evolucionará el flujo? ¿Y si la barra se encuentra en el centro del núcleo?
8. A partir de los datos recogidos en la tabla 3.28, trazar las curvas diferencial e integral de calibración del grupo de barras  $R$ .
9. ¿En cuanto se puede estimar la eficacia diferencial del boro? Comparar el valor obtenido con el de referencia del simulador. ¿Depende su valor del instante durante el ciclo?
10. ¿Se podrían calibrar las barras por boración? ¿Cómo se procedería?
11. ¿Cuál es la razón del movimiento de solapamiento de las barras de regulación?
12. A partir de los datos recogidos en la tabla 3.29, trazar la curva integral de calibración de los grupos de barras de control de potencia.



### 3.9. Autoestabilización del reactor



### 3.9.1. Introducción

En prácticas precedentes se han estudiado las características estabilizadoras del reactor frente a variaciones de potencia cuando se opera a plena potencia. Se ha visto que la eficacia de esta autoestabilización dependerá de la amplitud de los coeficientes de realimentación por temperatura y de su valor relativo, cuya relación varía en el transcurso de un ciclo y depende directamente de la cantidad de boro presente en el circuito primario.

En el desarrollo de esta práctica se realizarán nuevas experiencias de estabilización con el reactor operando a mitad de su potencia nominal. Se enfatizará, en este caso, sobre las diferencias entre perturbaciones introducidas desde el primario y secundario.

Durante el funcionamiento del reactor se pueden producir dos tipos importantes de perturbaciones:

- Perturbaciones sobre el primario correspondiente a una inyección/extracción de reactividad.
- Perturbaciones sobre el secundario, por ejemplo, por variación brusca de la carga en  $\pm 10\%$ .

En esta práctica se diferenciará entre ambas situaciones además de realizar varias experiencias en estados de ciclo diferente. En los apartados 3.9.2.1 a 3.9.2.4 se estudiarán las consecuencias sobre la planta de perturbaciones introducidas en el sistema primario y secundario y las diferencias entre inicio de vida (*BOL/DDV*) y mitad de vida (*MOL/MDV*).

En el transcurso de la operación del reactor se debe asegurar tener siempre un coeficiente de realimentación del moderador  $\alpha_M$  negativo por lo que se debe conocer la concentración de boro límite que nunca se deberá sobrepasar. Además, el efecto del combustible es siempre negativo. Es por esto que además se estudiarán dos casos con condiciones hipotéticas de operación.

El papel más importante desde el punto de vista del control y la seguridad lo juega el coeficiente del combustible  $\alpha_F$  el cual siempre es negativo. Su trascendencia la marca el rápido efecto que tiene sobre las perturbaciones externas. En el apartado 3.9.2.5 se realizará una experiencia en la cual se eliminará dicho efecto ( $\alpha_F = 0$ ) recayendo exclusivamente sobre la realimentación del moderador la autoestabilización del reactor.

En el apartado 3.9.2.6 se realizará una experiencia sobre un estado con una concentración de boro mayor a la concentración crítica, obteniendo un coeficiente de realimentación del moderador  $\alpha_M$  positivo. Dependiendo del nuevo valor adquirido (es decir, si tiene un efecto más acentuado que el coeficiente Doppler) el reactor carecerá de la característica de autoestabilización, no siendo capaz de alcanzar una generación de potencia y estado térmico estables.

### 3.9.2. Modus Operandi

Se utilizarán durante la práctica las variables propuestas en las listas  $p9\_1$ ,  $p9\_2$ ,  $p9\_3$ ,  $p9\_4$ ,  $p9\_5$  y  $p9\_6$  para los correspondientes apartados 3.9.2.1 a 3.9.2.6. Las variables contenidas son: temperatura del combustible, reactividad Doppler, temperatura media moderador, reactividad moderador, reactividad total, potencia nuclear, potencia eléctrica, presión GV, reactividad de barras y caudal de desvío al condensador.

#### 3.9.2.1. Perturbación del primario a inicio de vida (BOL)

Seguir las operaciones propuestas:

1. Cargar el estado *Standard 12* del simulador. El estado corresponde al reactor en operación al 50 % de potencia nominal, estable (crítico) y a principio de vida.
2. Activar la simulación. Completar las tablas 3.30 y 3.31 en lo referente al estado inicial.
3. Conmutar a operación manual el control del sistema de barras con el fin de visualizar el comportamiento natural del reactor. Para ello seleccionar '*manu*' para los grupos G y R en la pantalla '*coeur*'.
4. Extraer de forma manual 33 pasos el grupo G2. Esta extracción supondrá una inserción de alrededor de 100 pcm de reactividad puesto que un paso equivale a 3 pcm aproximadamente.
5. Una vez se ha alcanzado la estabilización del reactor completar las tablas 3.30 y 3.31.
6. Imprimir el gráfico obtenido.

<i>Estado, <math>P_n</math></i>	<i><math>T_M</math> (°C)</i>	<i><math>T_F</math> (°C)</i>	<i><math>\rho_M</math> (pcm)</i>	<i><math>\rho_F</math> (pcm)</i>
Inicial, 50 %				
Final				
Balance				

*Tabla 3.30.- Efectos de realimentación por temperatura en DDV por perturbación del primario.*

Control reactividad	Inicial	Final
<i><math>C_b</math> (ppm, pcm)</i>		
<i>R (pasos, pcm)</i>		
<i>G1 (pasos, pcm)</i> <i>G2 (pasos, pcm)</i>		
<i>N1 (pasos, pcm)</i> <i>N2 (pasos, pcm)</i>		
<i>S (pasos, pcm)</i>		
<b>TOTAL BARRAS (pcm)</b>		

*Tabla 3.31.- Sistemas de control de reactividad de boro y barras (descomposición por grupos).*

### 3.9.2.2. Perturbación del primario a mitad de vida (MOL)

Repetir el mismo procedimiento que en el apartado 3.9.2.1 cargando el estado *Standard 5* correspondiente al reactor operando al 50 % de potencia nominal, estable (crítico) y a mitad de vida. Completar las tablas 3.32 y 3.33 e imprimir el gráfico obtenido.

<i>Estado, <math>P_n</math></i>	<i><math>T_M</math> (°C)</i>	<i><math>T_F</math> (°C)</i>	<i><math>\rho_M</math> (pcm)</i>	<i><math>\rho_F</math> (pcm)</i>
Inicial, 50 %				
Final				
Balance				

*Tabla 3.32.- Efectos de realimentación por temperatura en MDV por perturbación del primario.*

Control reactividad	Inicial	Final
$C_b$ (ppm, pcm)		
$R$ (pasos, pcm)		
$G1$ (pasos, pcm) $G2$ (pasos, pcm)		
$N1$ (pasos, pcm) $N2$ (pasos, pcm)		
$S$ (pasos, pcm)		
<b>TOTAL BARRAS</b> (pcm)		

Tabla 3.33.- Sistemas de control de reactividad de boro y barras (descomposición por grupos).

Cuestiones relacionadas: 1-7

### 3.9.2.3. Perturbación del secundario a inicio de vida (BOL)

Seguir las operaciones propuestas:

1. Volver a cargar el estado *Standard 12* del simulador.
2. Activar la simulación. Completar la tabla 3.34 en lo referente al estado inicial.

Introducir una variación de carga de +10 % de potencia eléctrica (aumento) en el lado secundario (turbina). La perturbación se efectuará con la regulación del sistema de control de barras manual con el objetivo de visualizar el comportamiento natural del reactor. Por ejemplo, se propone incrementar la potencia eléctrica de 677 MWe a 745 MWe con una tasa de aumento de 40 MWe/min. Para ello, seguir los siguientes pasos:

3. Conmutar a control manual el control de las barras  $G$  y  $R$ .
4. Localizar el cuadro '*consigne puissance*' en la pantalla '*turbine*'. Seleccionar la tasa de variación en 40 MWe/min y la potencia final deseada de 745 MWe. Es necesario validar en ambos casos.
5. Una vez se ha alcanzado la estabilización del reactor completar la tabla 3.34.
6. Imprimir el gráfico obtenido.

<i>Estado, <math>P_n</math></i>	$T_M$ (°C)	$T_F$ (°C)	$\rho_M$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)
Inicial, 50 %				
Final				
Balance				

**Tabla 3.34.-** Efectos de realimentación por temperatura en DDV por perturbación del secundario.

#### 3.9.2.4. Perturbación del secundario a mitad de vida (MOL)

Repetir los mismos pasos que en el apartado 3.9.2.3 cargando el estado *Standard 5* correspondiente al reactor operando al 50 % de potencia nominal, estable (crítico) y a mitad de vida. Completar la tabla 3.35 e imprimir el gráfico obtenido.

<i>Estado, <math>P_n</math></i>	$T_M$ (°C)	$T_F$ (°C)	$\rho_M$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)
Inicial, 50 %				
Final				
Balance				

**Tabla 3.35.-** Efectos de realimentación por temperatura en MDV por perturbación del secundario.

Cuestiones relacionadas: 8-13

#### 3.9.2.5. Importancia del efecto Doppler. Hipotética operación sin la actuación del efecto Doppler

La operación del reactor con un coeficiente de combustible nulo no es posible ya que para las características de combustible de los reactores *LWR* (composición, enriquecimiento, geometría) el coeficiente es siempre negativo (efecto Doppler). No obstante lo anterior, se creará un estado del reactor operando a 50 %  $P_n$  crítico y estable, en que se inhiba la acción del efecto Doppler, coeficiente  $\alpha_F$  nulo, mientras que el coeficiente del moderador  $\alpha_M$  se mantiene negativo.

1. Cargar el estado *Standard 5* del simulador. El estado corresponde al reactor operando al 50 % de potencia nominal, estable (crítico) y a mitad de vida.
2. Activar la simulación. Completar la tabla 3.36 en lo referente al estado inicial.

3. Seleccionar el icono  (comandos locales) que se encuentra en la parte superior de la pantalla del instructor y, dentro del menú *Choix*, escoger *coeur* → *Suppression de l'effet doppler*. Seguidamente, activarlo pulsando sobre '*non*' → '*oui*' y finalmente cargarlo apretando *armement*.
4. Conmutar a operación manual el control del sistema de barras con el fin de visualizar el comportamiento natural del reactor. Para ello seleccionar '*manu*' para los grupos *G* y *R* en la pantalla '*coeur*'.
5. Extraer de forma manual 33 pasos el grupo *G2*. Esta extracción supondrá una inserción de alrededor de *100 pcm* de reactividad puesto que un paso equivale a *3 pcm* aproximadamente.
6. Una vez se ha alcanzado la estabilización del reactor completar la tabla 3.36.
7. Imprimir el gráfico obtenido.

<i>Estado, P<sub>n</sub></i>	<i>T<sub>M</sub> (°C)</i>	<i>T<sub>F</sub> (°C)</i>	<i>ρ<sub>M</sub> (pcm)</i>	<i>ρ<sub>F</sub> (pcm)</i>
Inicial, 50 %				
Final				
Balance				

**Tabla 3.36.-** Efectos de realimentación por temperatura en MDV por perturbación del primario (sin Doppler).

Realizar la misma experiencia interviniendo sobre la turbina en el aumento de carga del 10 % de potencia en lugar de alterar la posición de barras. Recordar mantener los grupos de control en posición manual. Completar la tabla 3.37 e imprimir igualmente el gráfico obtenido.

<i>Estado, P<sub>n</sub></i>	<i>T<sub>M</sub> (°C)</i>	<i>T<sub>F</sub> (°C)</i>	<i>ρ<sub>M</sub> (pcm)</i>	<i>ρ<sub>F</sub> (pcm)</i>
Inicial, 50 %				
Final				
Balance				

**Tabla 3.37.-** Efectos de realimentación por temperatura en MDV por perturbación del secundario (sin Doppler).

Cuestiones relacionadas: 14-16

### 3.9.2.6. Importancia del coeficiente del moderador. Hipotética operación con concentración de boro elevada

La operación del reactor con un coeficiente de moderador positivo está prohibida, y así se considera como criterio de diseño, y se establece en las especificaciones técnicas de funcionamiento. Lo anterior conduce a operar siempre por debajo de una concentración límite de boro.

No obstante lo anterior, se creará un estado del reactor operando a baja potencia, crítico y estable, con una concentración de boro elevada, que origine un coeficiente  $\alpha_M$  positivo. Igualmente, el coeficiente  $\alpha_F$  se mantendrá negativo.

Seguir las operaciones siguientes:

1. Cargar el estado *instructeur 12* correspondiente a la operación del reactor a 33 MW de potencia nuclear y 37 MW de potencia térmica, inicio de vida con la máxima reactividad del combustible permitida y elevada concentración de ácido bórico para realizar su compensación (1435 ppm). Observar que el control de barras se realiza de forma manual.
2. Activar la simulación. Completar las tablas 3.38 y 3.39 en lo referente al estado inicial.
3. Perturbar desde el secundario la temperatura media del moderador. Se propone llevarlo a cabo mediante una descarga de vapor al condensador. Para ello, seleccionar en la pantalla del generador GV la válvula de desvío '*vanne de contournement turbine*', conmutar su operación a manual y abrirla hasta un 40 %. Es necesario validar.
4. Detener momentáneamente la simulación al cabo de un minuto de la abertura de la válvula. Tomar nota del balance de reactividad en las tablas 3.38 y 3.39.
5. Reanudar la simulación. Mantener la válvula abierta durante 2 minutos más y finalmente cerrarla simplemente retornando a la operación automática.
6. Detener definitivamente la simulación. Anotar los resultados en las tablas 3.38 y 3.39 en el instante de tiempo correspondiente al cierre de la válvula de bypass.
7. Imprimir el gráfico obtenido.

**Nota:** El transitorio demandado supone la aparición de alarmas por importantes desviaciones en el presionador y generadores de vapor, además de la fuerte caída de la temperatura del moderador.

<b>Estado</b>	$T_M$ (°C)	$T_F$ (°C)	$\rho_M$ (pcm)	$\rho_F$ (pcm)
Inicial (1)				
1 min después (2)				
Balance (2) - (1)				
3 min después (3)				
Balance (3) - (2)				

**Tabla 3.38.-** Efectos de realimentación por temperatura en DDV por perturbación del secundario ( $\alpha_M$  positivo).

Control reactividad	Inicial	1 min después	3 min después
<b>Combustible (pcm)</b>			
<b>Doppler (pcm)</b>			
<b>Moderador (pcm)</b>			
<b>Xenón (pcm)</b>			
<b>Samarium (pcm)</b>			
<b>boro (ppm, pcm)</b>			
<b>barras (pcm)</b>			

**Tabla 3.39.-** Sistemas de control de reactividad (combustible, Doppler y moderador, venenos, boro y barras).

Cuestiones relacionadas: 17-20

### 3.9.3. Cuestiones relativas a la experiencia

1. ¿Qué es la autoestabilización?
2. ¿Cómo evolucionaría la potencia del reactor, en operación, si se varía la reactividad desde el primario?
3. ¿Cómo evolucionan las temperaturas del combustible y moderador?



4. ¿Qué efecto de realimentación por temperatura se manifiesta primero? ¿Por qué?
5. ¿Cómo se manifiestan los efectos de realimentación a lo largo del ciclo?
6. A mitad de ciclo, ¿el reactor tarda más o menos en estabilizarse? ¿Por qué?
7. Determinar los coeficientes medios de realimentación en el rango de temperatura estudiado del combustible y moderador.
8. ¿Cómo evoluciona la potencia del reactor, si se varía bruscamente la carga del secundario, por ejemplo en  $\pm 10\%$ ?
9. ¿Cómo evolucionan las temperaturas del combustible y moderador?
10. ¿Qué efecto de realimentación por temperatura se manifiesta primero? ¿Por qué?
11. Determinar los coeficientes medios de realimentación en el rango de temperatura estudiado del combustible y moderador.
12. ¿Cuáles son los límites del reactor para los transitorios de variación de carga?
13. ¿Qué sucede si se sobrepasan estos límites? ¿Qué función y capacidad tiene el sistema de desvío de vapor al condensador? ¿Y las válvulas de seguridad de los GV?
14. ¿Cómo evoluciona la temperatura del moderador y la potencia en ambos casos?
15. ¿Es inmediata la compensación de la perturbación?
16. ¿Qué aspecto y diferencias se observarían en realizar la misma experiencia a inicio de ciclo?
17. ¿Cómo evoluciona la temperatura del moderador y la antirreactividad debida al moderador?
18. La potencia del reactor, ¿aumenta o disminuye con el enfriamiento del moderador? ¿Qué coeficiente de temperatura (combustible o moderador) se impone en las condiciones experimentales?
19. Calcular los coeficientes medios de realimentación del combustible y moderador en los dos intervalos temporales analizados. Compararlos con los de la figura 3.3.



20. ¿Por qué disminuye la potencia al cabo de un tiempo, haciéndose el reactor subcrítico?



### **3.10. Desconexión de la red y operación en isla**



### 3.10.1. Introducción

En esta práctica se prestará especial atención al diagrama de operación, control del desequilibrio axial de potencia y regulación de la turbina. Esto se realizará sobre el transitorio que conduce a la operación en isla. Además, dada la ocasión, se procederá a estimar cuantitativamente el margen de parada del reactor.

En la primera parte de la práctica se procederá a realizar el transitorio de potencia conocido como '*operación en isla*'. La operación en isla ('*ilotage*') consiste en reducir automáticamente la potencia producida en la planta hasta un nivel ligeramente superior al que es necesario para la alimentación de los sistemas auxiliares y controles automáticos de las regulaciones del reactor. La operación en isla constituye el transitorio de explotación más severo para la instalación interviniendo éste en los fallos de red. La principal ventaja de este tipo de operación consiste en permitir la recuperación rápida de la potencia una vez solventado el posible problema de red sin ser influenciado negativamente por el envenenamiento de xenón-135 en el reactor. Un suceso que condujese al reactor a la parada en caliente provocaría el aumento de venenos neutrónicos que podrían imposibilitar el arranque hasta la desintegración de éstos.

Posteriormente, tras la operación en isla, se procederá a la conexión del turboalternador a la red y al aumento de la potencia hasta el 100 %. Se prestará especial interés al diagrama de operación, coeficiente de potencia y margen de parada.

A continuación se definirán algunos aspectos básicos para el desarrollo de la práctica.

#### 3.10.1.1. Coeficiente de potencia

Se ha visto precedentemente que los efectos de temperatura (combustible y moderador) son importantes para el comportamiento de los reactores de agua ligera. De forma práctica, para tener en cuenta estos efectos y para establecer un balance se pueden traducir en efectos de potencia. Este parámetro, denominado *coeficiente de potencia*, se define como el cociente entre la variación de reactividad por efectos de temperatura y la variación de la potencia:

$$\alpha_p = \frac{\Delta\rho \text{ (doppler + moderador)}}{\Delta P} \quad (\text{pcm}/\% P_n) \quad (3.16)$$

Como se ha visto, durante el transcurso de un ciclo es el coeficiente del moderador el que evoluciona de forma significativa. Por lo tanto, este parámetro varía en función del nivel de

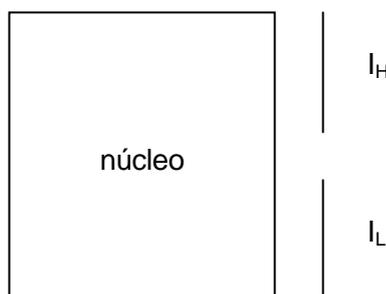
potencia y del estado del reactor (para un mismo estado de potencia, en final de vida del núcleo, el coeficiente de potencia es más importante que en inicio de vida).

### 3.10.1.2. Límites del diagrama de operación

En un reactor, ni el factor de puntos calientes ni la potencia lineal están directamente disponibles. Por esto, es necesario buscar una conversión de estos parámetros en función de la potencia y del desequilibrio axial de potencia a fin de obtener un dominio de funcionamiento llamado *diagrama de operación*.

Las magnitudes accesibles a tal efecto corresponden a las corrientes  $I_H$  y  $I_L$  de las cámaras de ionización dispuestas en las mitades superior e inferior del núcleo, respectivamente (figura 3.10). Así, de esta forma, el desequilibrio axial de potencia o *axial offset* se escribe como:

$$AO = \frac{I_H - I_L}{I_H + I_L} = \frac{P_H - P_L}{P_H + P_L} \quad (3.17)$$



**Figura 3.10.-** Esquema ilustrativo de la potencia en la parte alta y baja del núcleo.

De forma experimental y con el objetivo de caracterizar la relación entre el desequilibrio axial y valores medibles, se ha establecido una correlación entre el pico de potencia máximo  $F_Q^T$  y el axial offset en varios casos de funcionamiento (diferentes cotas de barras, diferentes quemados, diferentes concentraciones de boro, diversas distribuciones de xenón, etc...). Los puntos obtenidos se representaron sobre un mismo diagrama denominado '*flyspeck*' (literalmente, cagada de mosca) incluido en la figura 3.11.

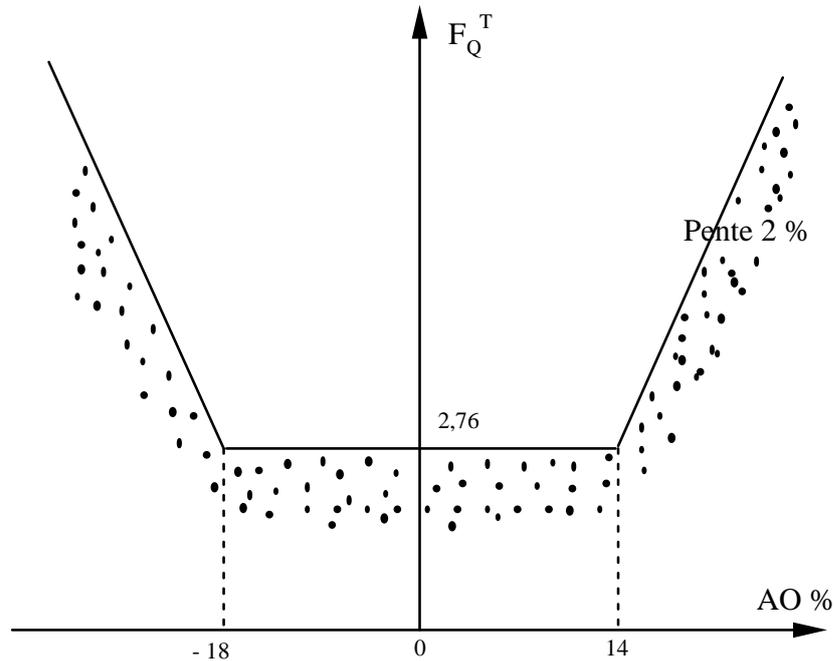


Figura 3.11.- Diagrama 'flyspeck' típico obtenido por Westinghouse (ejemplo CPY 900 MWe).

Se puede trazar una curva sobre estos puntos, compuesta por una parte horizontal en la cota  $F_Q^T = 2,76$  (entre los valores de axial offset -18 % y 14 %) y de dos rectas inclinadas de pendiente igual a 2 % de aumento de  $F_Q^T$  por % de aumento del axial offset.

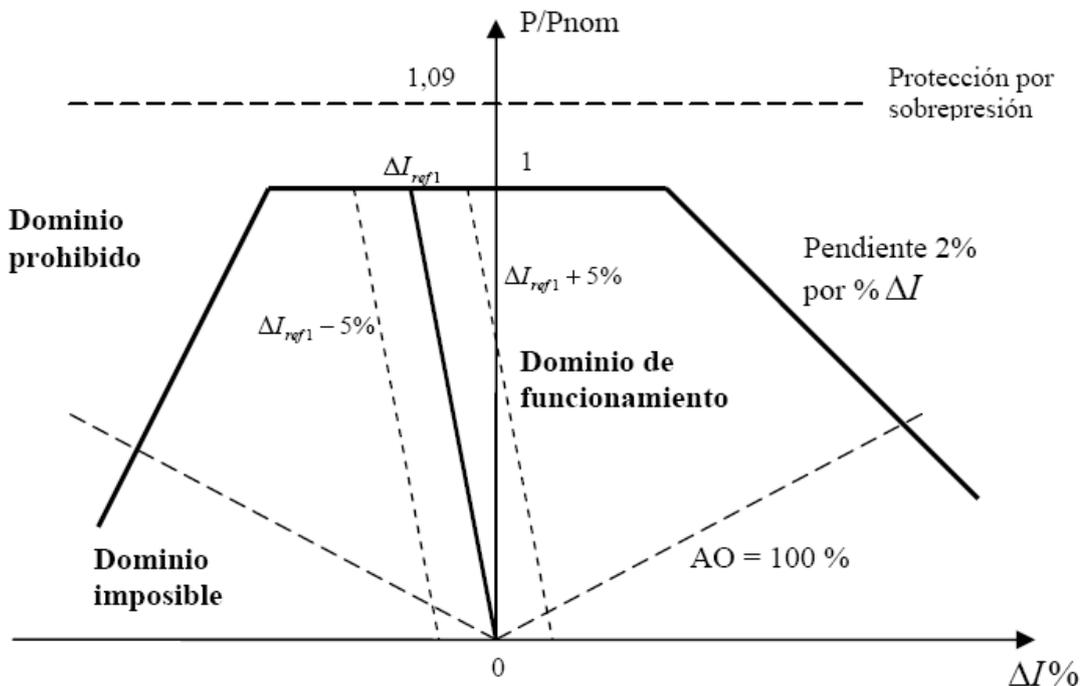


Figura 3.12.- Dominio de funcionamiento obtenido por transformación de la representación 'flyspeck'.

Sin embargo, es habitual utilizar como parámetro de referencia el *axial offset normalizado* definido según la ecuación (3.18) en la cual se considera la potencia nominal del reactor.

$$AON \equiv \Delta I = \frac{P_H - P_L}{(P_H + P_B)_{P_{nom}}} = \frac{P_H - P_L}{P_{nom}} \quad (3.18)$$

Considerando la potencia durante la operación y la potencia nominal del reactor se puede demostrar que el diagrama de funcionamiento tiene el aspecto mostrado en la figura 3.12.

El efecto de redistribución de potencia obliga a operar con un ligero desequilibrio controlado del flujo hacia la parte inferior del núcleo. Teniendo en cuenta la relación:

$$\Delta I = \frac{P}{P_{nom}} AO \quad (3.19)$$

significará que si se opera con  $AO = cte$ , esta recta vertical se convertirá en una recta oblicua que pasará por el origen (si  $P = P_{nom} \rightarrow \Delta I = AO$ , si  $P = 0 \rightarrow \Delta I = 0$ ). Por otro lado, el axial offset varía entre  $+100\%$  y  $-100\%$ . En el caso extremo de  $AO = 100\%$  se obtiene  $\Delta I = P / P_{nom}$  que coincide con la recta que forma  $45^\circ$  con el eje de abscisas (figura 3.12). Por consiguiente, tras la transformación, el espacio que queda en su parte inferior se convierte en inaccesible físicamente.

Los transitorios de xenón acostumbran a tener periodos largos (horas) por lo que se permite operar con ligera desviación de la diferencia axial de potencia. A tal efecto, el dominio de funcionamiento suele dividirse en varias zonas con limitaciones de tiempo fijadas para evitar transitorios de xenón importantes.

En particular, para el reactor *REP 1300* no existe limitación concreta y estricta sobre  $\Delta I$  lo que conlleva la supresión del trapecio de la figura 3.12. Sin embargo, el funcionamiento está limitado en la parte derecha de manera que se pueda evitar la aparición de oscilaciones xenón (figura 3.13). Por otra parte, con objetivo de facilitar el retorno de operación con carga, se deberá estar lo más cerca posible de la recta  $\Delta I_{ref2}$  definida como:

$$\begin{aligned} \Delta I_{ref2}(100\% P) &= \Delta I_{ref1}(100\% P) - 2\% \\ \Delta I_{ref2}(0\% P) &= \frac{\Delta I_{ref2}(100\% P)}{2} \end{aligned} \quad (3.20)$$

Se operará pues sobre la recta  $\Delta I_{ref2}$  ligeramente más negativa que la de referencia original jugando con la inserción del grupo  $R$ . El dominio aconsejado se muestra en la figura 3.13 representado por el paralelepípedo  $ABCD$ .

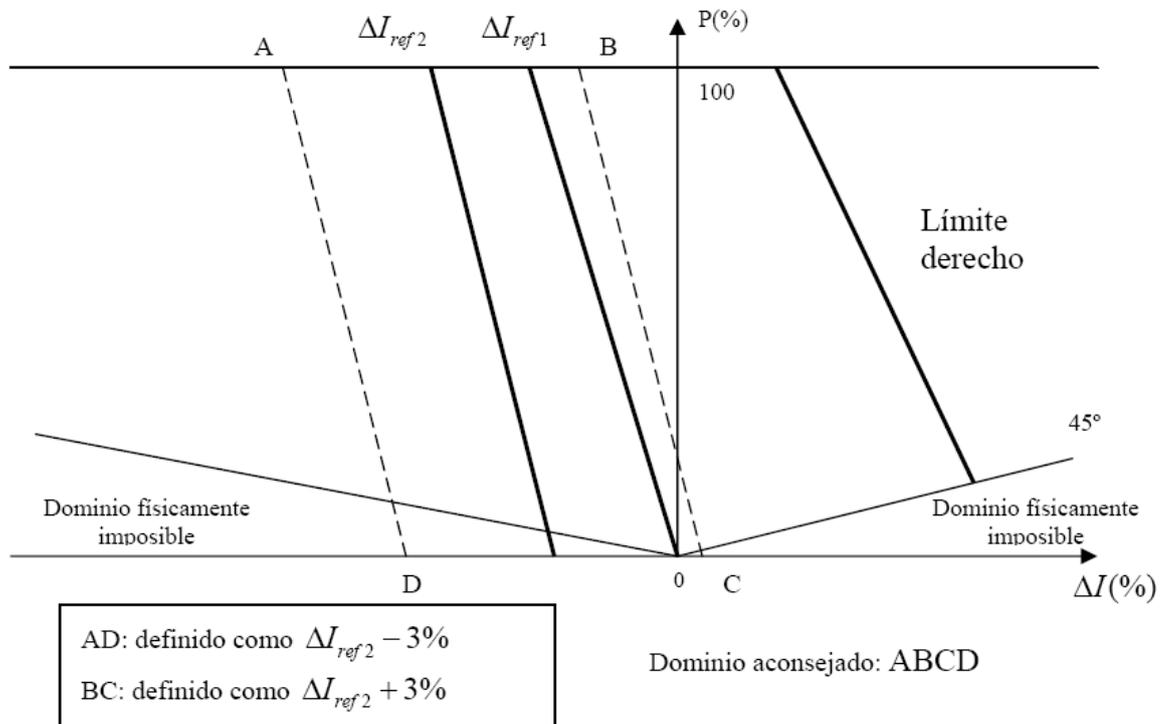


Figura 3.13.- Diagrama de funcionamiento para el reactor REP 1300.

### 3.10.1.3. Caracterización del margen de parada

Se denomina margen de antirreactividad o margen de parada en un instante dado, al balance de reactividad obtenido en realizar una parada de emergencia que conduce el reactor a potencia nula desde un estado de potencia  $P$  no nula comportando la caída de todas las barras excepto una, en el supuesto de que la barra que permanece bloqueada en la posición alta del núcleo corresponde a la que controla más reactividad.

$$MP = \left[ \begin{array}{l} \textit{Antirreactividad} \\ \textit{introducida por la} \\ \textit{caída de (N-1) barras} \end{array} \right] - \left[ \begin{array}{l} \textit{Reactividad liberada} \\ \textit{por el descenso de} \\ \textit{potencia de P a 0 MWt} \end{array} \right] \quad (3.21)$$

El margen de potencia se deduce con la ayuda de:

- La eficacia de las  $(N-1)$  barras medidas en los ensayos de potencia nula ( $0\% P_n$ ).
- La integral del efecto de potencia entre  $100\% P_n$  y  $0\% P_n$ .

Este margen de parada es necesario principalmente para hacer frente a roturas de tuberías de vapor del sistema secundario así como a la abertura súbita de las válvulas de seguridad. Por este motivo, después de la parada se debe disponer en el núcleo de una reactividad negativa (antirreactividad) para evitar dicho efecto. Así, la antirreactividad de seguridad es variable en función de la concentración de boro (influencia sobre la variación del coeficiente de temperatura del moderador) y no debería ser inferior a  $1000 pcm$  aproximadamente.

Los criterios impuestos a las barras de control pueden ser los siguientes:

- Poder reducir, en todo momento, la potencia nominal del reactor y alcanzar la parada en caliente únicamente con las barras.
- Disponer de una antirreactividad de seguridad en el núcleo que permita tener una reactividad remanente en caso de ruptura de tubería de vapor, abertura súbita de la válvula de desvío al condensador o válvulas de seguridad de los generadores. Por ejemplo, a modo orientativo, ante un hipotético descenso de temperatura primaria de  $-36\text{ °C}$  se necesitarían compensar unos  $180 pcm$  en inicio de vida ( $5 pcm/°C$ ) ó  $1800 pcm$  en final de vida ( $50 pcm/°C$ ). En el balance del cálculo del margen de parada se deberá tener en cuenta un valor superior a  $1000 pcm$ .
- Aplicando el criterio de fallo simple, suponer bloqueada la barra de más antirreactividad fuera del núcleo.

Se debe tomar un margen del  $10\%$  de error sobre los valores calculados.

Para caracterizar la barra más reactiva se debe tener en cuenta la teoría de perturbación que establece de forma simplificada que la reactividad que controla una barra depende del cuadrado del flujo según la relación:

$$\frac{\rho}{\bar{\rho}} = \left( \frac{\phi}{\bar{\phi}} \right)^2 \quad (3.22)$$

donde  $\bar{\rho}$  y  $\bar{\phi}$  corresponden a los valores medios de reactividad y flujo respectivamente.

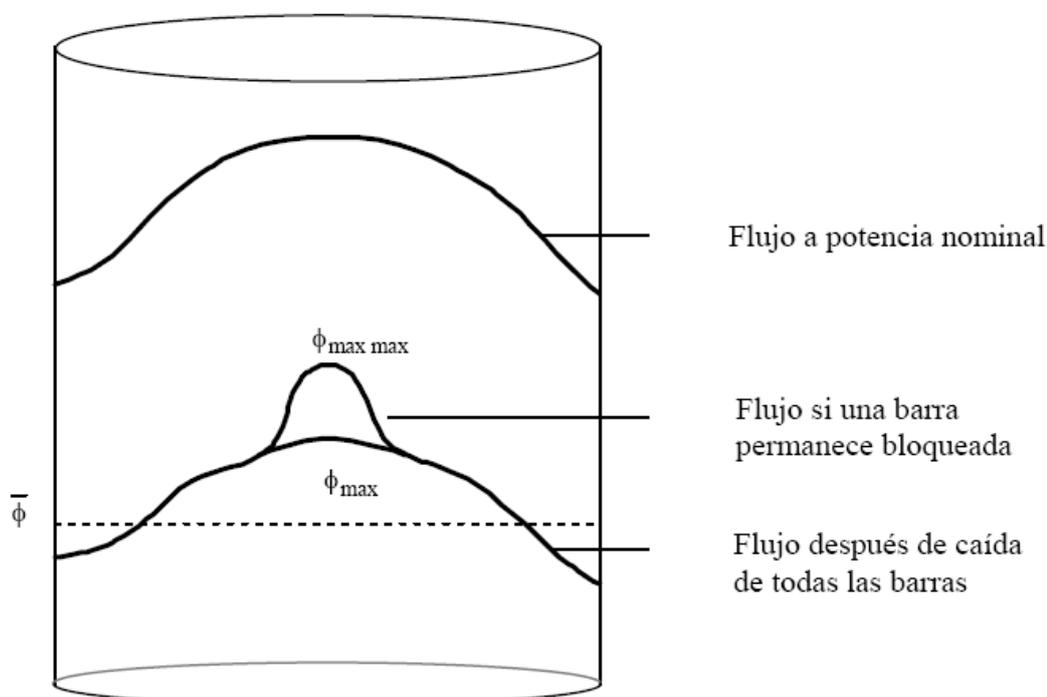


Figura 3.14.- Perturbación del flujo neutrónico de la barra bloqueada.

#### 3.10.1.4. Efectos de redistribución de potencia

Cuando el reactor se encuentra en espera en caliente (crítico a potencia nula) el agua de refrigeración entra y sale a la misma temperatura. Si las barras están extraídas, el flujo de neutrones sobre una vertical tiene una forma simétrica senoidal. Sin embargo, cuando el reactor opera a potencia la salida del agua posee una temperatura superior a la de entrada. La consecuencia de esta variación es que el efecto de temperatura del moderador redistribuye la potencia del núcleo hacia su parte baja. El flujo perderá su forma simétrica respecto su parte superior e inferior. El desequilibrio de potencia que tiene lugar es medido por las cámaras neutrónicas alta y baja y viene expresado por la ecuación (3.17). A la potencia nominal y en inicio de ciclo, el axial offset puede ser del orden del -7%. Obviamente, durante el descenso de potencia, el perfil axial de flujo neutrónico tiende a recuperar su simetría situando el pico de potencia en el centro del núcleo.

La tendencia explicada anteriormente sobre el aumento del AO en el descenso de temperatura viene amplificado por el hecho de que existe menos xenón en la parte superior que en la parte inferior del núcleo. Por lo tanto, como consecuencia del envenenamiento, el desequilibrio axial de flujo (AO) tras la parada se convertirá en positivo.

Los efectos sobre la reactividad de la redistribución de potencia consisten en la aparición de una reactividad negativa (contribuye a la estabilidad global) en el aumento de potencia. Según se trate de inicio o final de vida, el efecto en la reactividad total será diferente ( $-350 pcm$  en inicio de vida y  $-800 pcm$  en fin de vida). Este efecto debe ser tenido en cuenta en el establecimiento de los balances de reactividad.

### 3.10.1.5. Efecto de huecos

Durante la operación a potencia del reactor se produce en la parte central del núcleo el fenómeno denominado ebullición nucleada el cual contribuye a aumentar el calor transferido al agua. Dicho fenómeno hace descender en esta zona la densidad del agua, repercutiendo sobre el coeficiente del moderador (efecto de huecos).

Se define el coeficiente de huecos como la variación relativa del factor de multiplicación  $k$  para una variación porcentual unitaria de la tasa de huecos del moderador. En un reactor de agua ligera a presión este efecto es del orden de unos  $50 pcm$  entre potencia nominal y potencia nula con reactor en espera en caliente.

Con los fenómenos expuestos y los parámetros definidos se podrá establecer un balance de reactividad para el reactor en final de ciclo donde los efectos de temperatura son los más importantes.

## 3.10.2. Modus Operandi

### 3.10.2.1. Desconexión de la red y operación en isla

En operación normal el disyuntor de línea está siempre cerrado. Para realizar la operación en isla es necesario que la potencia eléctrica sea superior a  $60 MWe$  impuesto por los consumos de los sistemas auxiliares.

Las variables que se estudiarán se recogen en las listas de variables  $p10\_1\_1$  y  $p10\_1\_2$ . Estas variables son: potencia térmica primaria, potencia eléctrica, gradiente de temperatura medio, pendiente de carga, reactividad Doppler, reactividad moderador, reactividad xenón, reactividad de barras, margen de potencia lineal, margen de  $REC$ , presión primaria, nivel en el presionador, temperatura media primaria, temperatura vapor del GV, caudal vapor a la salida del GV.

1. Cargar el estado *Standard 9* del simulador. Este estado corresponde a la operación del reactor al  $100\%$  de potencia nominal, crítico y a final de vida (*FDV*).



2. Anotar las características del estado actual general de la planta relativas al control del reactor, sistema primario y sistema secundario en las tablas 3.40, 3.41, 3.42 y 3.43.
3. Activar la simulación.
4. En la pantalla de representación de la turbina '*turbine*' proceder a la desconexión del disyuntor de línea ('*disjoncteur de ligne*'). Durante el transitorio observar la evolución de las variables de interés en la pantalla de representación gráfica así como el progreso de la desviación axial de potencia en la pantalla del diagrama de operación '*diag. Pilotage*'.
5. Cuando se alcance el estado estacionario a potencia inferior (tiempo aproximado 20 minutos), **detener la simulación**. Recoger los datos significativos en las tablas 3.40, 3.41, 3.42 y 3.43.
6. Imprimir los gráficos obtenidos que se crean adecuados.
7. Calcular, mediante la tabla 3.44, el coeficiente de potencia  $\alpha_p$  en *pcm*/%

<b>Control reactor</b> Reactividad ( $\rho_{cm}$ ) y variables asociadas	<b>Estado inicial</b> $P_n =$ $P_t =$ $P_e =$	<b>isla</b> $P_n =$ $P_t =$ $P_e =$	<b>Recuperación 100% <math>P_n</math></b> $P_n =$ $P_t =$ $P_e =$
Doppler ( $\rho_{cm}$ ) T media combustible ( $^{\circ}C$ )			
Moderador ( $\rho_{cm}$ ) T media moderador ( $^{\circ}C$ )			
Xenon ( $\rho_{cm}$ )			
Samario ( $\rho_{cm}$ )			
Boro ( $\rho_{cm}$ ) $C_b$ ( $ppm$ )			
Barras ( $\rho_{cm}$ ) Posición R ( $pasos$ ) Posición G1 ( $pasos$ ) Posición G2 ( $pasos$ ) Posición N1 ( $pasos$ ) Posición N2 ( $pasos$ ) Posición S ( $pasos$ )			
Combustible ( $\rho_{cm}$ )			

**Tabla 3.40.-** Variables referentes al sistema de control de reactividad del reactor.

<b>Sistema primario</b>	<b>Estado inicial</b>	<b>isla</b>	<b>Recuperación 100% <math>P_n</math></b>
	$P_n =$ $P_t =$ $P_e =$	$P_n =$ $P_t =$ $P_e =$	$P_n =$ $P_t =$ $P_e =$
<b>Reactor</b> T entrada ( $^{\circ}\text{C}$ ) T salida ( $^{\circ}\text{C}$ ) Presión ( <i>bar</i> )			
<b>Presionador</b> Nivel (%) Calentadores ( <i>kW</i> ) Rociado ( <i>t/h</i> )			
<b>Bombas en operación</b> Caudal ( <i>t/h</i> )			
<b>Control químico y volumen</b> Caudal aporte ( <i>t/h</i> ) Caudal descarga ( <i>t/h</i> ) Nivel tanque (%) $C_b$ tanque ( <i>ppm</i> )			

**Tabla 3.41.-** Variables referentes al sistema primario.

<b>Generador de vapor</b>	<b>Estado inicial</b>	<b>isla</b>	<b>Recuperación 100% <math>P_n</math></b>
	$P_n =$ $P_t =$ $P_e =$	$P_n =$ $P_t =$ $P_e =$	$P_n =$ $P_t =$ $P_e =$
<b>Lado primario</b> Caudal agua (t/h) T entrada (°C) T salida (°C)			
<b>Lado secundario</b> Caudal alimentación (t/h) Caudal vapor (t/h) Presión vapor (bar)			
<b>Zona intercambio calor</b> Nivel de agua GE (%) Caudal total agua (t/h) Caudal recirculación (t/h) Caudal de vapor (t/h)			

**Tabla 3.42.-** Variables referentes a los generadores de vapor.

<b>Secundario</b>	<b>Estado inicial</b>	<b>isla</b>	<b>Recuperación 100% <math>P_n</math></b>
	$P_n =$ $P_t =$ $P_e =$	$P_n =$ $P_t =$ $P_e =$	$P_n =$ $P_t =$ $P_e =$
<b>Turbina</b> Válvula admisión (%) Presión (bar) Caudal vapor (t/h)			
<b>Desvío condensador</b> Válvulas (%) Presión (bar) Caudal de vapor (t/h)			
<b>Condensador</b> Presión (mb) Nivel (%) Potencia residual (MW)			

Tabla 3.43.- Variables referentes al sistema secundario.

<b>Efecto</b>	<b>Situación inicial</b> 100 % $P_n$	<b>op. isla</b> $P_n =$	$\Delta\rho$
<i>Doppler (pcm)</i>			
<i>Moderador (pcm)</i>			
		<b>TOTAL</b>	

Tabla 3.44.- Cálculo del coeficiente de potencia en el transitorio de operación en isla.

### 3.10.2.2. Conexión a la red y recuperación de la potencia nominal

Para arrancar un generador y conectarlo posteriormente a la red primero se debe dar desde el exterior la energía necesaria para hacer girar el eje (rotor). Para alcanzar el sincronismo con la red se deben seguir los siguientes pasos:

- Acelerar la turbina hasta que la frecuencia sea parecida a la de la red (velocidad de sincronismo). Puesto que el alternador es una máquina de dos pares de polos su velocidad de sincronismo será de  $1500 \text{ rpm}$ .
- Variar la corriente de excitación del rotor para obtener tensiones parecidas entre la red y la tensión de vacío del estator.
- Conseguir el sincronismo entre fases del alternador y la red en el proceso de *sincronización*. Se debe variar ligeramente la velocidad de rotación hasta sincronizar las fases y proceder finalmente a la conexión a la red.

El acoplamiento se podrá realizar si la frecuencia de rotación de la turbina es ligeramente inferior a  $1500 \text{ rpm}$  (diferencia de frecuencia es menor a  $1 \text{ Hz}$ ) y la diferencia de tensión relativa menor a  $5 \%$ . Además, es necesario tener conectado el sincronoscopio para realizar el sincronismo entre fases.

Sobre el estado anterior realizar las siguientes operaciones en la pantalla '*turbine*':

1. Disminuir ligeramente la abertura de la válvula de admisión de la turbina con el objetivo de modificar la velocidad de giro y ajustarla a  $1500 \text{ rpm}$ . Observar que la corriente de excitación del alternador varía automáticamente para mantener constante la tensión en bornes del alternador.
2. En el cuadro '*synchronoscope*' activar el sincronoscopio pulsando sobre '*marche*'. La rotación de la aguja indica la diferencia entre la frecuencia de la red y la velocidad de rotación del alternador.
3. Realizar el acoplamiento a la red cerrando el disyuntor de línea '*fermé*'.

El procedimiento que lleva desde la operación en isla a la potencia nominal se lleva a cabo según el procedimiento normal.

4. Abrir lentamente y de forma manual la válvula de admisión de la turbina. Se propone fijar la abertura de la válvula al  $21,3 \%$ . Se observará como el caudal que era desviado al condensador ahora es turbinado mientras que las barras de control se

extraen de forma automática del núcleo. Se propone abrir la válvula un 5 % cada vez hasta el 100 % y dejar estabilizar la potencia.

5. Observar que la concentración del xenón no se encuentra estabilizada. Introducir el grupo de regulación de forma manual en pro de compensar el desequilibrio de potencia si se cree conveniente.
6. Completar las tablas 3.40, 3.41, 3.42 y 3.43 con el reactor a 100 % de  $P_n$ .

### 3.10.2.3. Cálculo del margen de parada y del coeficiente de potencia

El margen de parada o margen de antirreactividad (*MAR*) es un parámetro que se debe controlar durante todo el funcionamiento. En particular, el margen de parada tiene especial interés a final de ciclo, momento en que el coeficiente de potencia es mayor y la realimentación del moderador es más importante. En la estimación del margen de parada, tomar en cuenta las siguientes consideraciones y simplificaciones:

- Obtener la eficacia global de todas las barras (control y seguridad). Calcular asimismo la reactividad media controlada por cada barra  $\bar{\rho}$ .
- Suponer una antirreactividad bloqueada vinculada a la barra atascada. Tomar la ecuación (3.22) con las siguientes perturbaciones:
  - Variación radial de flujo  $\frac{\phi_{\max}}{\phi} = 1,5$ .
  - Perturbación local del flujo por bloqueo de una barra  $\frac{\phi_{\max \max}}{\phi_{\max}} = 1,7$ .
- Considerar una antirreactividad de seguridad de 1500 pcm con el propósito de evitar situaciones críticas en rápidos enfriamientos del primario.
- Se debe suponer que en algún momento de la operación el grupo de regulación *R* podría estar totalmente introducido en el núcleo. Por ello, la reactividad de este grupo debe ser eliminada del balance.

REACTIVIDAD RECUPERADA ( <i>pcm</i> )	ANTIRREACTIVIDAD DISPONIBLE EN BARRAS ( <i>pcm</i> )
<i>Efecto Doppler:</i>	<i>Eficacia de las barras:</i>
<i>Efecto moderador:</i>	<i>Barra atascada:</i>
<i>Redistribución de potencia:</i>	<i>TOTAL:</i>
<i>Efecto de huecos:</i>	<i>Incertidumbre 10 %:</i>
<i>Antirreactividad de seguridad:</i>	<i>Grupo R introducido:</i>
<b>BALANCE:</b>	<b>BALANCE:</b>

*Tabla 3.45.- Balance de reactividad y cálculo del margen de parada.*

Calcular el margen de antirreactividad.

**Nota:** En el simulador, la redistribución de potencia aparece conjuntamente con la antirreactividad por efecto Doppler.

### 3.10.3. Cuestiones relativas a la experiencia

1. ¿Qué restricciones contiene el diagrama de operación?
2. ¿En qué consiste la operación en isla? ¿Qué permite realizar? ¿Con qué objetivo?
3. ¿Qué sistemas regulan la potencia del reactor?
4. ¿Qué sistemas regulan la turbina?
5. ¿Cómo está constituido el sistema eléctrico?
6. ¿Qué es el margen de parada del reactor?
7. ¿Por qué se limita la inserción del grupo de regulación R?
8. ¿Cómo se determina el coeficiente de potencia?
9. Calcular el coeficiente de potencia.
10. ¿En qué fase del quemado tiene mayor importancia el efecto de redistribución de potencia, en inicio o final de ciclo?