

Tercer Ejercicio: Seguridad Nuclear

Tema 3.A.11

Sistemas de refrigeración de emergencia en centrales nucleares de agua ligera

ÍNDICE

- 0. RESUMEN EJECUTIVO
- I. INTRODUCCIÓN
- II. CRITERIOS DE PROYECTO
- III. FENOMENOLOGÍA Y SEÑALES ASOCIADAS AL FUNCIONAMIENTO DEL ECCS.
 - III-1. LOCA en un reactor PWR.
 - III-2. LOCA en un reactor BWR.
- IV. SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE EMERGENCIA (ECCS). DESCRIPCIÓN Y COMPONENTES.
 - IV-1. ECCS de un reactor PWR
 - IV-1.1- Subsistemas del ECCS
 - *Subsistemas de Alta Presión*
 - *Subsistemas de Media Presión*
 - *Subsistemas de Baja Presión*
 - IV-2. ECCS de un reactor BWR
 - IV-2.1- Subsistemas del ECCS
 - *Sistema de aspersión del núcleo de alta presión*
 - *Sistema de despresurización automática*
 - *Sistema de aspersión del núcleo de baja presión*
 - *Sistema de inyección del núcleo de baja presión*
- V. BIBLIOGRAFÍA
- VI. RELACIÓN CON OTROS TEMAS DEL TEMARIO

0. RESUMEN EJECUTIVO

Este tema describe el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) en reactores de agua ligera, con el objetivo de proporcionar un conocimiento general sobre las características principales del sistema tanto para reactores de agua a presión PWR como para reactores de agua en ebullición BWR.

Asimismo, la descripción de los ECCS en el tema, se ha basado en la C.N de Almaraz para reactores PWR de diseño Westinghouse y en la C.N de Cofrentes para reactores BWR del tipo BWR/6. Además, a lo largo del tema, se expondrá de forma general las diferencias existentes con los ECCS de otras centrales nucleares españolas.

La finalidad del tema es obtener un conocimiento general sobre: la función del sistema, la descripción de los distintos sistemas y sus componentes asociados, los criterios de proyecto con los que se diseñó, y por último la comprensión de los distintos modos de operación.

I. INTRODUCCIÓN

El Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS) de un reactor de agua ligera, es una salvaguardia tecnológica y como tal, está diseñada para mitigar las consecuencias cuando suceden accidentes de condición III (poco frecuentes) y de condición IV (limitantes), y en particular los *accidentes de pérdida de refrigerante* (LOCA).

Un *accidente con pérdida de refrigerante* se puede definir como toda situación anormal de la barrera de presión del refrigerante del reactor de la que resulte una pérdida de refrigerante, por unidad de tiempo, superior al caudal que se puede suministrar con los sistemas normales de aportación. En los análisis de seguridad se suele considerar como accidente más grave de este tipo la rotura, tipo cizalla, de la mayor tubería del sistema primario. En el caso de los Reactores de Agua a Presión (PWR) es la rotura en guillotina en la rama fría de uno de los lazos del Sistema Refrigerante del Reactor (SRR); mientras que, en los Reactores de Agua en Ebullición (BWR), es la rotura en guillotina o en cizalla de la aspiración de uno de los lazos de recirculación.

Por tanto, los sistemas de refrigeración de emergencia se diseñan para proveer de un caudal de refrigeración de emergencia que permita reponer el refrigerante que escapa por la rotura y evacuar el calor residual generado en el núcleo del reactor en caso de un accidente de pérdida de refrigerante de tal forma que se eviten daños al combustible.

Asimismo, el proyecto del sistema de refrigeración de emergencia se habrá de ajustar a los criterios de diseño 35, 36 y 37 del Grupo IV, "Sistemas de Fluidos" del Apéndice A del 10CFR50 y a las Guías Reguladoras aplicables. Además, el diseño se justificará de acuerdo con las directrices contenidas en el Apéndice K del 10CFR50 (Modelos de evaluación de los ECCS), para cumplir con los criterios del

10CFR50.46 "Criterios de Aceptación de los Sistemas de Refrigeración de Emergencia del Núcleo para Reactores de Agua Ligeras".

En este tema, se describirán los sistemas de refrigeración de emergencia de forma general para centrales PWR de tres lazos de diseño Westinghouse y centrales BWR/6 tipo Mark III. Asimismo, se destacaran diferencias con otras centrales españolas, como C.N. Trillo (KWU) y C.N. Santa María de Garoña (BWR/3).

II. CRITERIOS DE PROYECTO

Como se ha expuesto antes, los Sistemas de Refrigeración de Emergencia del Núcleo están diseñados para extraer el calor generado en el núcleo tras una pérdida de refrigerante del reactor, de forma que se cumplan los criterios del 10CFR50.46. Estos criterios de aceptación son los siguientes:

- Temperatura máxima de vaina La temperatura máxima de las vainas del elemento combustible no excederá de 1204° C (2200°F).
- Generación máxima de hidrógeno La cantidad total de hidrógeno generado por la reacción metal-agua o vapor (entre la vaina y el agua o vapor), no excederá del 1% de la cantidad que se produciría si todo el metal de las vainas participara en la reacción.
- Máxima oxidación de la vaina La oxidación de la vaina no excederá el 17% del espesor total de la misma antes de la oxidación.
- Geometría refrigerable Los cambios estructurales en la geometría del núcleo no impedirán la refrigeración efectiva y continuada del mismo a largo plazo.
- Refrigeración a largo plazo La temperatura del núcleo se reducirá o mantendrá a un valor aceptablemente bajo, y se eliminará el calor de la desintegración a largo plazo.

A parte de lo anteriormente expuesto, dentro de los 64 criterios de proyecto del Apéndice A del 10CFR50, existen tres criterios los 35, 36 y 37 que se refieren específicamente al Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo y que se comentan a continuación.

Criterio 35.- Refrigeración de Emergencia

Debe incorporarse un sistema capaz de suministrar abundante refrigeración de emergencia. La función de seguridad de tal sistema debe ser la de extraer calor del núcleo del reactor después de un accidente de pérdida de refrigerante de modo que: (1) se evite un daño tal al combustible y a la vaina que pueda interferir con la refrigeración continuada del núcleo; (2) se limite a valores despreciables la reacción metal-agua.

Además, el sistema está diseñado para cumplir el criterio de fallo único, y para realizar su función aún suponiendo que ocurriera el fallo total de suministro eléctrico exterior. Asimismo, el Sistema de Refrigeración de Emergencia es Clase Sísmica I y Clase de Seguridad Nuclear 2.

La primera parte de este criterio, viene a establecer, de forma general, lo que numéricamente establecen los criterios provisionales que se expresaron antes. La segunda parte del criterio tiene como fundamento principal dotar al sistema, y a sus fuentes de suministro de energía eléctrica, de la necesaria fiabilidad para poder realizar con garantía la misión encomendada.

Criterio 36.- Inspección del sistema de refrigeración de emergencia

El ECCS se proyectará de modo que sea posible la inspección periódica de sus componentes importantes, de modo que se garantice la integridad y capacidad del sistema.

Este criterio tiene por objeto principal mantener la bondad del sistema para el fin propuesto. La periodicidad de las inspecciones que se mencionan se fija en cada caso en la Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETFs), de modo que se cumpla el fin del sistema sin que se afecte adversamente la explotación de la central.

Criterio 37.- Comprobación del sistema de refrigeración de emergencia

El ECCS se proyectará de modo que se pueda hacer pruebas de presión y funcionales a fin de garantizar: (1) la integridad estructural y la hermeticidad de sus componentes, (2) la operabilidad y comportamiento de los componentes activos del sistema, y (3) la operabilidad del sistema en su conjunto y, en las condiciones más cercanas posibles a las de proyecto, el comportamiento de la secuencia operacional completa que causa el funcionamiento del sistema, incluyendo el de las partes correspondientes del sistema de protección, la transferencia entre las fuentes de energía normales y de emergencia y el funcionamiento del sistema asociado de refrigeración con agua.

La comprobación funcional del sistema es un requisito importante desde el punto de vista de la seguridad. La periodicidad de tal comprobación se señala también en las ETFs. Tal comprobación debe incluir a todo el sistema y asociados; y a este tipo de prueba se le suele llamar *prueba integrada del sistema de refrigeración de emergencia*, y debe incluir la simulación de las condiciones que provocan la entrada en funcionamiento del sistema y la comprobación de que tienen lugar todas las acciones previstas de protección, preparación del sistema y arranque de componentes activos.

III. FENOMENOLOGÍA Y SEÑALES ASOCIADAS AL FUNCIONAMIENTO DEL ECCS.

III-1. LOCA en un reactor PWR.

En caso de un accidente con pérdida de refrigerante, en un reactor PWR, se producen una serie de transitorios en el reactor y en sus sistemas asociados de tal forma que la detección de dichos transitorios por el sistema de protección del reactor (SPR) constituye la base para la actuación del sistema de refrigeración de emergencia. La evolución de los parámetros principales que tendrá lugar durante un LOCA en un reactor PWR es la siguiente:

- En primer lugar, en un PWR, se producirá un descenso en la presión del presionador y, por tanto, una disminución del nivel en el mismo. ♦ $-LP_{PZR}$
- El escape de refrigerante al recinto de la contención provocará un aumento en la temperatura, la presión y la actividad del recinto de contención, cuya detección proporcionará también las señales adecuadas para iniciar la actuación automática del sistema. ♦ tP_C, tT_C, tA .

Un accidente con pérdida de refrigerante supone el no poder disponer del fluido que transporte el calor desde la fuente –el propio núcleo del reactor- hasta el sumidero, el generador de vapor. Por tal motivo se puede concluir que un accidente con pérdida de refrigerante supone también la pérdida, aunque sea parcial, del sumidero de calor.

- La pérdida del sumidero de calor hará también disminuir la presión del vapor del circuito secundario, así como la temperatura del refrigerante del primario a la salida del generador de vapor, produciendo señales que adecuadamente tratadas inician también la actuación del sistema ♦ $-LP_{GV}$ en el generador de vapor.

Estas señales activan la señal de inyección denominada "S". Su función primordial es arrancar los motores de accionamiento de las bombas de alta y baja presión y alinear el sistema para su fase de inyección. Por tanto las señales generadas por la lógica de protección y que se usan para iniciar la señal S son 1:

- Muy baja presión en el presionador cuando en 2/3 canales se alcanzan aproximadamente 130 Kg/cm².
- Baja presión de vapor por encima de P-11, en 2/3 canales y en 1/3 generadores de vapor aproximadamente a 48.1 Kg/cm².
- Alta presión en contención, al alcanzar 0.42 Kg/cm² en 2/3 canales
- Manual por 1/2 manetas situadas en sala de control.

La señal S se activaría igualmente en el caso de un accidente de rotura de una tubería de vapor principal (MSLB), o de la apertura espuria de una válvula de

¹ Los datos numéricos dados a lo largo del tema corresponden a la C.N Almaraz en el caso de reactores PWR y a la C.N Cofrentes en el caso de reactores BWR.

seguridad o alivio en el sistema secundario. Cualquiera de estas situaciones, produciría una fuga incontrolada de vapor, un enfriamiento del primario y un incremento de la reactividad del reactor, entrando los ECCS para compensar la disminución de volumen y el aumento de reactividad debido al enfriamiento del refrigerante.

III-2. LOCA en un reactor BWR.

En el caso de un BWR/6 si se produce la pérdida de refrigerante, el nivel de agua en vasija descendería provocando disparo del reactor por bajo nivel (nivel 3). A su vez, se produciría un aumento de la presión en el pozo seco como consecuencia del escape de refrigerante. Si el nivel continúa su descenso, entonces, se inicia automáticamente el sistema de aspersión del núcleo a alta presión (HPCS) en presencia al menos, de las siguientes señales¹:

- Alta presión en el pozo seco (0.18 Kg/cm²).
- Muy bajo nivel de agua en el reactor, nivel 2 (-116 cm).
- Manualmente, por medio de un pulsador situado en sala de control.

Asimismo, el sistema de inyección del núcleo de baja presión (LPCI) y el sistema de aspersión del núcleo de baja presión (LPCS) se inician por muy muy bajo nivel (nivel 1).

En la C.N. Santa María de Garoña, una vez producido el disparo del reactor por bajo nivel en vasija, si el nivel continúa descendiendo, el sistema ECCS actuaría por muy bajo nivel, arrancando los sistemas HPCI, LPCI, CS.

IV. SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE EMERGENCIA (ECCS). DESCRIPCIÓN Y COMPONENTES.

IV-1. ECCS de un reactor PWR

El ECCS en una central PWR tiene asignadas las siguientes funciones:

- a) Proveer de una caudal de refrigeración de emergencia en caso de accidente de pérdida de refrigerante originada por una rotura en el sistema de refrigeración del reactor, y con ello, evacuar del núcleo el calor almacenado y de desintegración de los productos de fisión, de tal forma, que se eviten daños en el combustible hasta el grado que perjudique la refrigeración efectiva del núcleo.
 - b) Aportar una cantidad suficiente de boro disuelto en el caudal de inyección a fin de compensar el aumento de reactividad provocado
-

por una accidente de rotura de la línea de vapor principal (MSLB), asegurando un margen de parada aceptable en todos los casos.

El sistema consta de varios subsistemas (figura 1):

- Subsistema de alta presión
- Subsistema de acumuladores de presión intermedia
- Subsistema de Baja presión

IV-1.1- Subsistemas del ECCS

Subsistema de alta presión.

El subsistema de alta presión consta de los siguientes componentes:

- *tres bombas centrífugas de alta presión* a la descarga, una de las cuales es suficiente para realizar la misión encomendada. Estas bombas comparten las funciones de emergencia con las funciones normales como parte del sistema de control químico y volumétrico sirviendo como bombas de carga;
- *un tanque de almacenamiento de agua de recarga* (RWST) que asegura la disposición de suficiente suministro de agua borada (2600-2800 ppm) para la inyección en caso de LOCA y del que inicialmente aspiran las bombas de inyección de seguridad de alta presión;
- *el depósito de inyección de boro* (BIT) y sistema de recirculación asociado, que se encuentra situado entre la descarga de las bombas de carga y entre las tuberías de acceso a las ramas frías. El BIT contiene una solución de ácido bórico entre 2600 y 2800 ppm;
- por último, por las *tuberías* que conducen el fluido a las ramas frías y calientes.

El Subsistema de Alta Presión consta de dos trenes redundantes. El agua del tanque de almacenamiento de agua de recarga (RWST) es aspirada e impulsada por las bombas de alta presión hacia la parte inferior del BIT arrastrando el contenido que sale por la parte superior hacia las tres ramas frías o calientes del sistema refrigerante del reactor. (figuras 2 y 4).

En la C.N Amaraz I y II, la función del BIT está anulada conteniendo actualmente la misma cantidad de boro que el Tanque de Agua de Recarga; en el caso de la C.N de Vandellos II el BIT no existe, inyectando directamente las bombas de carga el agua procedente del RWST en las ramas frías. Por el contrario, en la C.N Ascó, el BIT continúa cumpliendo la función para la que fue diseñado conteniendo una concentración de boro de aproximadamente 21000 ppm.

Subsistemas de acumuladores

Este subsistema está compuesto por tres acumuladores. Cada acumulador es, una vasija de presión parcialmente llena de agua borada (a una concentración de 2000 ppm) y presurizada con nitrógeno. Cada uno de ellos está unido a la rama fría de cada lazo del SRR, a través de dos válvulas de retención y una válvula motorizada en serie. Esta válvula está normalmente abierta, de modo que la actuación del sistema requiere solamente la apertura de las válvulas de retención por diferencia de presión. Así pues este subsistema es totalmente pasivo. Las válvulas se cierran manualmente en las paradas programadas de la planta, antes de que la presión del SRR alcance la presión de los acumuladores (en torno a los 40 Kg/cm²), para evitar que estos descarguen. (figuras 2 y 3)

El subsistema dispone de las conexiones necesarias para controlar el nivel, presión y concentración de boro, así como de la instrumentación apropiada. El control de la presión se realiza mediante aportes y venteos de nitrógeno. El nivel se mantiene, o bien añadiendo agua borada desde el RWST por medio de la bomba volumétrica de prueba hidrostática o drenando al mismo o al depósito de drenajes del reactor.

El volumen de los acumuladores se proyecta de modo que pueda perderse completamente el agua de aquél que descarga en el circuito roto, siendo el agua inyectada por el resto suficiente para llenar la cavidad existente entre la vasija y el barrilete, hasta las toberas de entrada, la cavidad inferior y la mitad del núcleo del reactor.

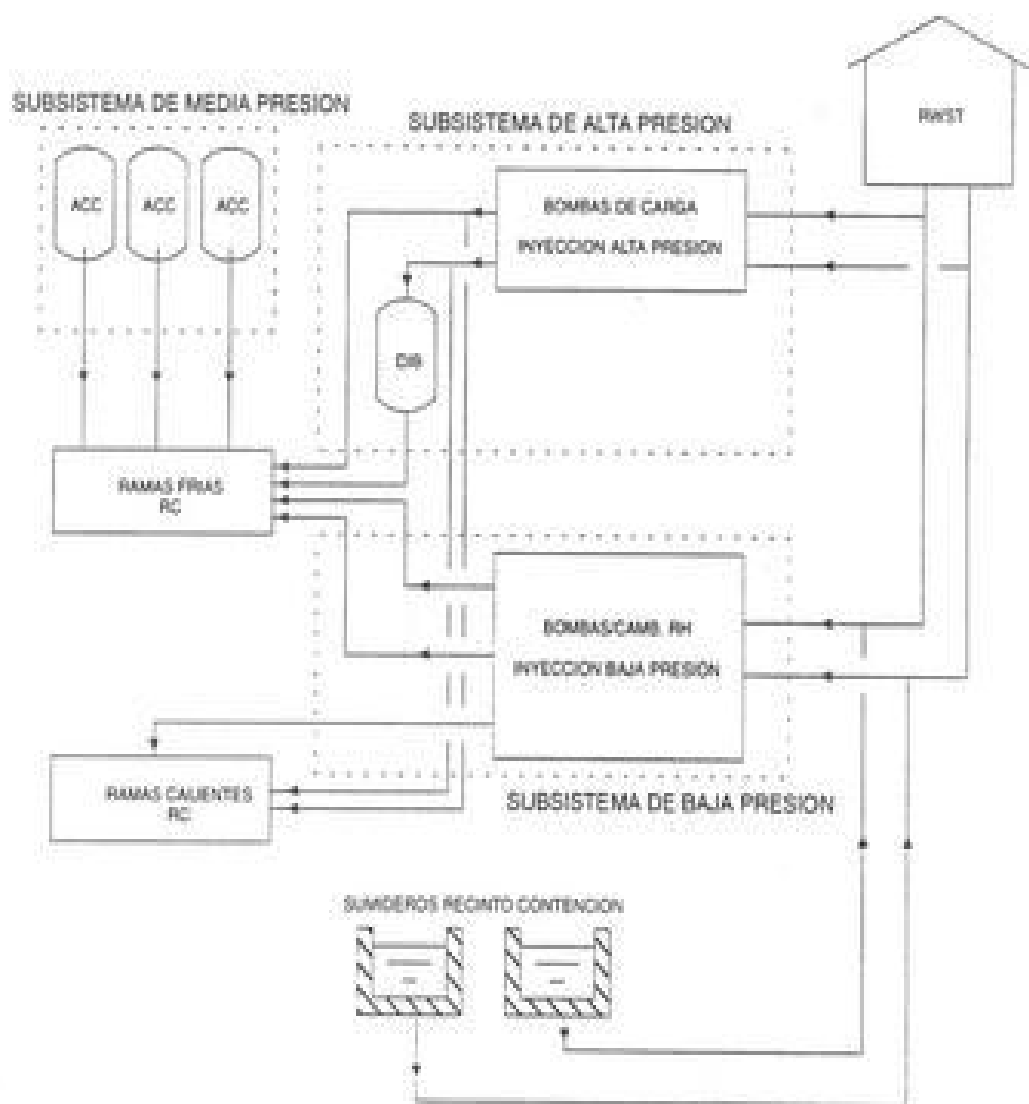


Figura 1: Módulos de los Subsistemas del SI

Subsistemas de baja presión

Está constituido casi íntegramente por los componentes del Sistema de evacuación de calor residual (RHR). Consta de las bombas de calor residual aspirando del tanque de recarga o de los sumideros de la contención; los cambiadores de calor del RHR que reciben el agua de las bombas, y las tuberías que dirigen el fluido a las tres ramas frías o a los lazos 1 y 2 de las ramas calientes o a la aspiración de las bombas del sistema de alta presión (figura 2, 4, 5 y 6).

²En la C.N. Trillo de diseño KWU no hay un ECCS claramente diferenciado. El Sistema de Evacuación de Calor Residual RHR lleva a cabo más funciones que en los reactores PWR de diseño Westinghouse, y extrae el calor del núcleo tanto en operación normal como en accidentes. Este sistema en la C.N Trillo se denomina TH cuyas funciones son:

- En operación normal, extrae el calor residual del núcleo y de la piscina de combustible.
- En emergencia, actúa como inyección de seguridad de alta, media y baja presión.

El TH para cumplir estas funciones cuenta con cuatro trenes redundantes (10/20/30/40); los trenes 10, 20 y 30 tienen inyección directa al SRR mientras que el tren 40 se encuentra en reserva para sustituir en caso de indisponibilidad a cualquiera de los anteriores.

Las fuentes de aspiración del TH son dos tanques de almacenamiento de agua borada por cada tren y el sumidero de contención que en el caso de la C.N Trillo está dividido en cuatro cuadrantes. Cada tren tiene dos acumuladores uno de ellos puede inyectar a la rama fría y otro a la rama caliente.

Modos de operación

En un reactor PWR de diseño Westinghouse el sistema actúa automáticamente a través del sistema de protección del reactor, en caso de accidentes de condición III y IV, generando la señal de inyección S. El sistema una vez generada la señal actúa según las siguientes fases:

- Fase de inyección
- Fase de recirculación a ramas frías
- Fase de recirculación a ramas calientes

Fase de inyección

² Se expone de forma muy general las diferencias de la C.N Trillo de diseño KWU dentro del apartado ECCS de reactores PWR, donde se han descrito los ECCS de reactores PWR de diseño Westinghouse.

En la fase de inyección se pone fin a cualquier aumento de reactividad que siga a los accidentes postulados, se consigue la refrigeración inicial del núcleo y se rellena el refrigerante perdido del SRR en el caso de un accidente de pérdida de refrigerante, minimizando o evitando daños al núcleo (figura 4).

Esta fase es completamente automática y se inicia por actuación de la señal S. Durante esta fase las bombas de alta presión aspiran del RWST y descargan a las ramas frías del SRR a través del BIT. Cuando la presión del SRR desciende de la presión de los acumuladores (aproximadamente 43Kg/cm²), estos descargan su contenido a las ramas frías del SRR.

Cuando la presión del SRR desciende a la presión de corte de las bombas del RHR (aproximadamente 20 Kg/cm²), estas bombas envían el contenido del RWST a través de sus cambiadores de calor a las tres ramas frías.

Dependiendo de la magnitud del accidente, varía la secuencia de inyección de agua borada al primario. En LOCAs pequeños y medianos, será el subsistema de alta presión el que primero aporte, y en algunos casos (roturas pequeñas), la presión en el SRR no desciende lo suficiente para que los acumuladores o/y las bombas de baja presión inyecten. Para las roturas grandes, la despresurización será muy brusca y el primer subsistema que inyectará será el de los acumuladores, cuando la presión baje de 42-45 Kg/cm².

Fase de recirculación a ramas frías

Este modo de recirculación proporciona la refrigeración del núcleo a largo plazo durante la recuperación del accidente (figura 5)

Durante este periodo el agua borada que ha escapado por la rotura y que se ha almacenado en los sumideros de la contención se recircula a las ramas frías del SRR.

El cambio de modo de inyección al modo de recirculación se realiza semi-automáticamente y se completa manualmente mediante la acción del operador desde la sala de control. La lógica de protección abre automáticamente las dos válvulas de aislamiento de los sumideros y cierra las válvulas de aspiración desde el tanque de recarga, para la recirculación del sistema de inyección (bajo nivel RWST con señal S y suficiente nivel en los sumideros).

Esta acción automática alineará las dos bombas del RHR para aspirar desde los sumideros y descargar directamente al SRR. Una vez verificada esta acción el operador ajustará un caudal de agua de componentes esenciales, a cada cambiador de calor del RHR.

Finalizada la secuencia de conmutación manual y automática, las dos bombas del RHR aspirarían de los sumideros y descargarían agua borada directamente a las ramas frías del SRR. Una parte del caudal de descarga de las bombas del RHR, se usaría para proporcionar aspiración a las dos bombas de carga en caso necesario que también descargarán directamente a las ramas frías del SRR.

Fase de recirculación a ramas calientes

Después de aproximadamente 10 horas del inicio del accidente el operador realiza manualmente el cambio a recirculación a ramas calientes abriendo los colectores de inyección correspondientes y aislando los colectores de inyección a ramas frías, para evitar precipitaciones de boro. (figura 6)

Análisis conservadores han demostrado que después de una rotura grande en una de las ramas frías del SRR, se vería violado el límite de concentración de ácido bórico establecido, si se mantuviera la recirculación a ramas frías un periodo de tiempo prolongado.

Si se cambia a modo de recirculación a ramas calientes, antes de alcanzarse el límite de concentración de ácido bórico en la vasija, el caudal de recirculación a ramas calientes diluirá la concentración de boro en vasija, haciendo pasar una solución relativamente diluida de boro desde la rama caliente, y a través de la vasija, hasta el punto de la rotura en la rama fría, poniéndose fin de esta forma a la ebullición en el núcleo. Esto evitará la precipitación de boro en el núcleo y cualquier deposición derivada sobre las vainas de combustible, que podrían reducir la transferencia de calor desde el combustible al SRR.

IV-2. ECCS de un reactor BWR

IV-2.1- Subsistemas del ECCS

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de un reactor de agua en ebullición del tipo BWR/6 como es el caso de la C.N de Cofrentes, comprende cuatro sistemas:

- Sistema de Aspersión del Núcleo a Alta Presión (HPCS)
- Sistema de Despresurización Automática (ADS)
- Sistema de Aspersión del Núcleo a Baja Presión (LPCS)
- Sistema de Inyección de Refrigerante a Baja Presión (LPCI) ♦3 subsistemas

En caso de pérdida de alimentación exterior, los sistemas se alimentan desde barras de emergencia alimentadas por generadores diesel. Existen tres divisiones:

- División III, desde donde se alimentaría el HPCS
- División II, de donde se alimentaría el LPCI (lazos B y C del RHR), y el ADS
- División I, de donde se alimentaría el LPCI (lazo A del RHR), LPCS y el ADS

El sistema ECCS se diseña para evitar la fragmentación de las vainas de combustible (por tanto, también la fusión del núcleo) por cualquier accidente postulado de pérdida de refrigerante causado por roturas en tuberías del sistema primario. Adicionalmente, los subsistemas que integran el ECCS deben cumplir los siguientes criterios:

- Disponer de al menos dos métodos independientes entre sí para la refrigeración del núcleo, accionados automáticamente (alta y baja presión e inundación y aspersión).
- Funcionar con o sin fuentes de energía eléctrica externa.
- Permitir la prueba de todos los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo por métodos aceptables, incluyendo hasta donde sea posible, pruebas durante el funcionamiento de la central a potencia
- Proporcionar esta protección durante largos periodos de tiempo y desde fuentes seguras de agua de refrigeración, con capacidad de disipar el calor durante al menos 30 días.

La operación del ECCS se inicia automáticamente por actuación del sistema de protección del reactor cuando se produzca señal de muy bajo nivel en vasija o alta presión en contención, a través de una lógica 1 de 2, dos veces (diseñada contra el fallo único).

En caso de rotura de una tubería que no forme parte de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, ningún fallo único de componente activo de dichos sistemas impedirá la puesta en marcha automática y el buen funcionamiento de por lo menos una de las siguientes combinaciones que satisfacen los requisitos funcionales:

1. El funcionamiento del sistema de despresurización automática, ADS, los tres lazos de inyección de refrigerante a baja presión LPCI del RHR y el sistema de aspersión del núcleo a baja presión LPCS (Fallo de la división III y por tanto del HPCS)
2. El funcionamiento del sistema de despresurización automática, ADS, el sistema de aspersión del núcleo a alta presión HPCS, y dos lazos de inyección de refrigerante a baja presión LPCI (Fallo de la división I y por tanto fallo de un lazo del LPCI y del LPCS)
3. El funcionamiento del sistema de despresurización automática, ADS, el sistema de aspersión del núcleo a alta y baja presión HPCS y LPCS, y un lazo de inyección de refrigerante a baja presión LPCI (Fallo de la división II y por tanto fallo de dos lazos del LPCI).

En caso de rotura de una tubería que fuese parte del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, cualquiera de las siguientes combinaciones satisfacen los objetivos de funcionamiento:

1. El funcionamiento del ADS y dos lazos del LPCI
2. El funcionamiento del ADS, un lazo del LPCI y el LPCS
3. El funcionamiento del ADS, el HPCS y un lazo del LPCI
4. El funcionamiento del ADS y los sistemas HPCS y LPCS de aspersión del núcleo a alta y baja presión.

Las exigencias de la refrigeración a largo plazo (10 minutos después de la señal de iniciación) requieren la evacuación del calor de desintegración por medio del sistema de agua de servicio esencial, ESW, que refrigera a los cambiadores del sistema LPCI.

Para la C.N Santa María de Garoña de diseño BWR/3, existen algunas diferencias en sus ECCS que se irán señalando a lo largo del tema con respecto a las centrales de tipo BWR/6 que se describen a continuación.

Sistema de Aspersión del Núcleo a Alta Presión (HPCS)

El sistema de aspersión del núcleo a alta presión consta de una única bomba con motor eléctrico, un anillo de rociado y las tuberías, válvulas, controles e instrumentación asociados al sistema (figura 7). En caso de pérdida de energía exterior dispone de un generador diesel de reserva dedicado (división III).

La bomba del sistema de aspersión del núcleo a alta presión suministra agua a la vasija del reactor a través de un rociador en forma de anillo que se encuentra situado por encima de los elementos combustibles. El sistema es capaz de inyectar agua en vasija para todo el rango de presiones: a $82,7 \text{ Kg/cm}^2$ el caudal suministrado es de $29,5 \text{ l/s}$ y a $14,06 \text{ Kg/cm}^2$ el sistema proporciona un caudal de 316 l/s .

Las principales misiones del sistema de aspersión del núcleo a alta presión son:

- a) Suministrar el caudal necesario para prevenir excesivas temperaturas en el combustible cuando éste queda al descubierto debido a una gran rotura, y en consecuencia a una despresurización de la vasija (accidente de pérdida de refrigerante).
- b) Mantener el inventario de la vasija del reactor después de roturas pequeñas que no despresuricen la misma.
- c) Aportar agua necesaria en la vasija del reactor, si éste quedase aislado y fallara el sistema de enfriamiento del núcleo aislado (RCIC).

La fuente normal de agua para la operación del HPCS es el depósito de almacenamiento de condensado. Si se produce bajo nivel en el tanque de condensado o alto nivel en la piscina de supresión la aspiración del sistema cambia automáticamente desde el tanque a la piscina, asegurando un suministro de agua en

circuito cerrado para una operación prolongada del sistema de aspersión del núcleo a alta presión.

El HPCS arranca cuando el nivel de agua en la vasija del reactor baja a una altura preseleccionada sobre el núcleo (nivel-2 , -116 cm), o si existe alta presión en el pozo seco (0.18 Kg/cm^2); el sistema parará automáticamente si se produce alto nivel de agua en la vasija del reactor.

El equipo principal del sistema de aspersión del núcleo a alta presión está situado fuera del recinto de contención, estando colocada la bomba en una cota inferior al nivel de agua en el depósito de almacenamiento de condensado y en la piscina de supresión, con el fin de suministrar un NPSH adecuado. El sistema dispone de un circuito de prueba y de un circuito de derivación de bajo caudal, que actúa hasta que la presión suministrada por la bomba supera la presión del sistema nuclear, y es posible el flujo hacia la vasija del reactor.

En C.N Santa Mª Garoña no existe el HPCS; en su lugar la central dispone del sistema de inyección de alta presión (HPCI), que inyecta el agua en la línea de agua de alimentación por medio de una turbobomba accionada por vapor del reactor, capaz de inyectar agua en la vasija del reactor en todo el rango de presiones hasta aproximadamente 7 Kg/cm^2 .

Sistema de Despresurización Automática (ADS)

Si los sistemas de refrigeración del núcleo aislado (RCIC) y de aspersión del núcleo a alta presión (HPCS) no pueden mantener el nivel de agua en el reactor, el sistema de despresurización automática, que es independiente de cualquier otro sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, reduce la presión en el reactor para permitir la entrada en el núcleo del flujo procedente de los sistemas de inyección de refrigerante a baja presión (LPCI) y aspersión del núcleo a baja presión (LPCS), para garantizar la adecuada refrigeración del núcleo y limitar la temperatura de las vainas del combustible.

El ADS se considera redundante del HPCS. En caso de pérdida de energía exterior las válvulas del ADS se alimentan desde barras de emergencia de división I y II.

El sistema de seguridad de despresurización automática emplea siete de las dieciséis válvulas de alivio de presión del sistema nuclear, localizadas en las tuberías de vapor principal dentro del pozo seco, para liberar vapor de alta presión a la piscina de supresión a través de tuberías de descarga que se sumergen en la piscina. El ADS se inicia por muy muy bajo nivel en vasija (nivel 1) en coincidencia con alta presión en el pozo seco con un temporizado de 120 segundos que permite al operador derivar la descarga automática si las señales son espurias o la condición que las provocó se ha corregido por sí misma. El sistema dispone de un permisivo de presión en la descarga de las bombas de los sistemas de inyección de baja presión. Este permisivo tiene por objeto garantizar que la despresurización del reactor sólo se produce cuando los sistemas de baja presión están disponibles. Adicionalmente existe la posibilidad de descarga manual por parte del operador desde la sala de control.

En CN St^a María de Garoña el ADS es similar en cuanto a características y modo de funcionamiento.

Sistema de Aspersión del Núcleo a Baja Presión (LPCS)

El sistema de aspersión del núcleo a baja presión consta de una bomba centrífuga que puede ser accionada por energía auxiliar normal o por un generador diesel de reserva, un anillo de rociado en la vasija del reactor por encima del núcleo, separado del rociador del HPCS, y las tuberías, válvulas, controles e instrumentación asociados al sistema (figura 8).

El LPCS está diseñado para impedir el daño a las vainas de combustible, en el caso de que el núcleo se quede sin refrigerante debido a roturas grandes; como parte del ECCS, el LPCS debe proporcionar adecuada refrigeración al núcleo para todo el espectro de pérdida de refrigerante. Para accidentes con pequeña pérdida de refrigerante el LPCS cumple su objetivo en combinación con el ADS.

El sistema se inicia por muy muy bajo nivel en el reactor (nivel 1) o por alta presión en el pozo seco y se mantiene en recirculación a través de las líneas de mínimo caudal hasta la que las presión en el reactor cae por debajo de 30 Kg/cm² y abren las válvulas de inyección a vasija, rociando agua en el parte superior del combustible. El sistema aspira el agua de la piscina de supresión y la descarga en la parte superior de la envoltura del núcleo a través de dos anillos con rociadores. Proporciona un caudal de 318 l/s a una presión de 19,9 Kg/cm². En caso de pérdida de potencia exterior el sistema dispone de alimentación desde la barra de emergencia de división I.

De la misma manera que el HPCS, el equipo principal del sistema de aspersión del núcleo a baja presión está situado fuera del recinto de contención, en el edificio auxiliar; la bomba principal se sitúa en una cota inferior al nivel de la piscina de supresión, para asegurar una succión positiva de la misma. El sistema dispone de una línea de recirculación (mínimo caudal) que protege a la bomba de un posible sobrecalentamiento cuando opera con alta presión en la vasija del reactor o válvulas de inyección o prueba cerradas.

En la C.N St^a María de Garoña a este sistema se le denomina Core Spray (CS) y está formado por dos subsistemas completamente independientes y similares al de CN Cofrentes, que inyectan agua al núcleo a través aspersores diferentes.

Sistema de Inyección de Refrigerante a Baja Presión (LPCI)

El Sistema de Inyección de Refrigerante a Baja Presión (LPCI) es un modo independiente de operación del Sistema de Extracción de Calor Residual (RHR). El sistema dispone de tres subsistemas independientes que utilizan las tres bombas centrífugas del RHR, para llevar el agua de la piscina de supresión a la vasija del reactor. Dos de los tres circuitos del LPCI (LPCI disponen de un cambiador de calor refrigerado por agua de servicios de esenciales que garantiza la refrigeración del reactor a largo plazo. En caso de pérdida de suministro de potencia exterior, los

lazos B y C (no dispone de cambiador) del LPCI se alimentan desde división II y el lazo A del LPCI, junto con el LPCS, desde división II (figura 9).

Este subsistema es capaz de reponer y mantener el nivel de agua en la vasija, de forma que se garantice la adecuada refrigeración del núcleo en caso de accidente con pérdida de refrigerante. Asimismo es capaz de reponer el inventario tras una despresurización automática en caso de una rotura pequeña. Ni el LPCI ni el resto de ECCS se aísla por señal automática de aislamiento decontención, garantizando la adecuada refrigeración del núcleo aun cuando la contención este aislada.

El LPCI arranca por muy muy bajo nivel de agua en el reactor (Nivel 1) o alta presión en el pozo seco y se mantiene en recirculación a través de la línea de mínimo caudal hasta que la presión en el reactor decae por debajo de 20 Kg/cm², y abren las válvulas de inyección a vasija. Cada subsistema proporciona un caudal de 318 l/s a una presión de 1,7 Kg/cm².

Las bombas principales del sistema de evacuación de calor residual (RHR) se dimensionan adecuadamente para garantizar el caudal requerido durante la inyección de refrigerante a baja presión, y se ubican en una cota adecuada para asegurar una correcta altura de aspiración para todas las condiciones de funcionamiento. De igual forma, los cambiadores de calor del RHR se dimensionan sobre la base de sus requisitos de funcionamiento después de un accidente de pérdida de refrigerante.

En la C.N Santa María de Garoña el sistema LPCI dispone de dos subsistemas independientes que aspiran desde la piscina de supresión e inyectan el agua en la tubería de descarga de los lazos de recirculación. EN CN St^a Maria de Garoña el sistema LPCI es independiente del sistema de refrigeración en parada (Shut Down Cooling SHC) equivalente al RHR en modo refrigeración en parada en los reactores de diseño BWR/6,

Figura 2 : Subsistemas del Sistema de Refrigeración de Emergencia

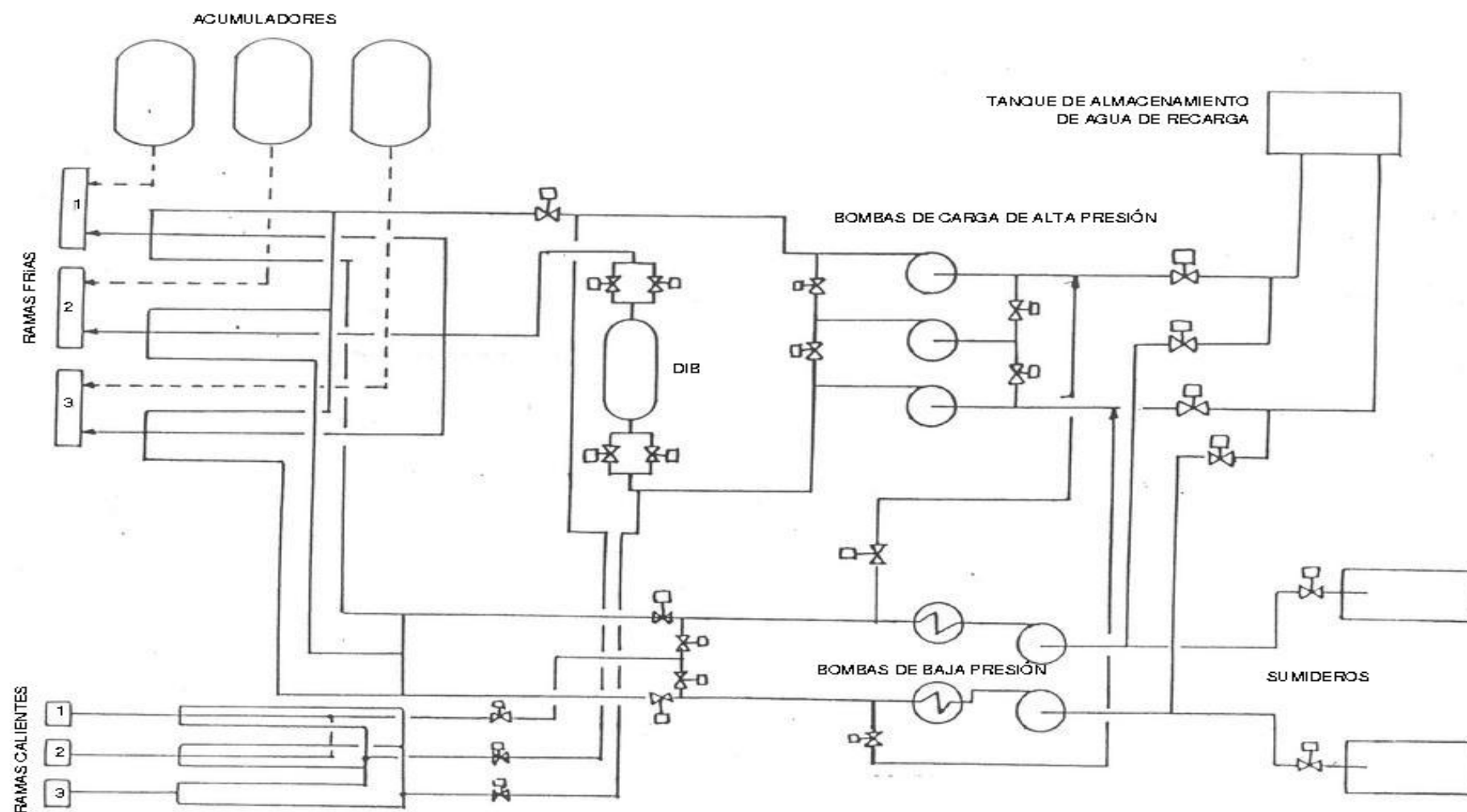


Figura 3: Subsistema de media presión, acumuladores

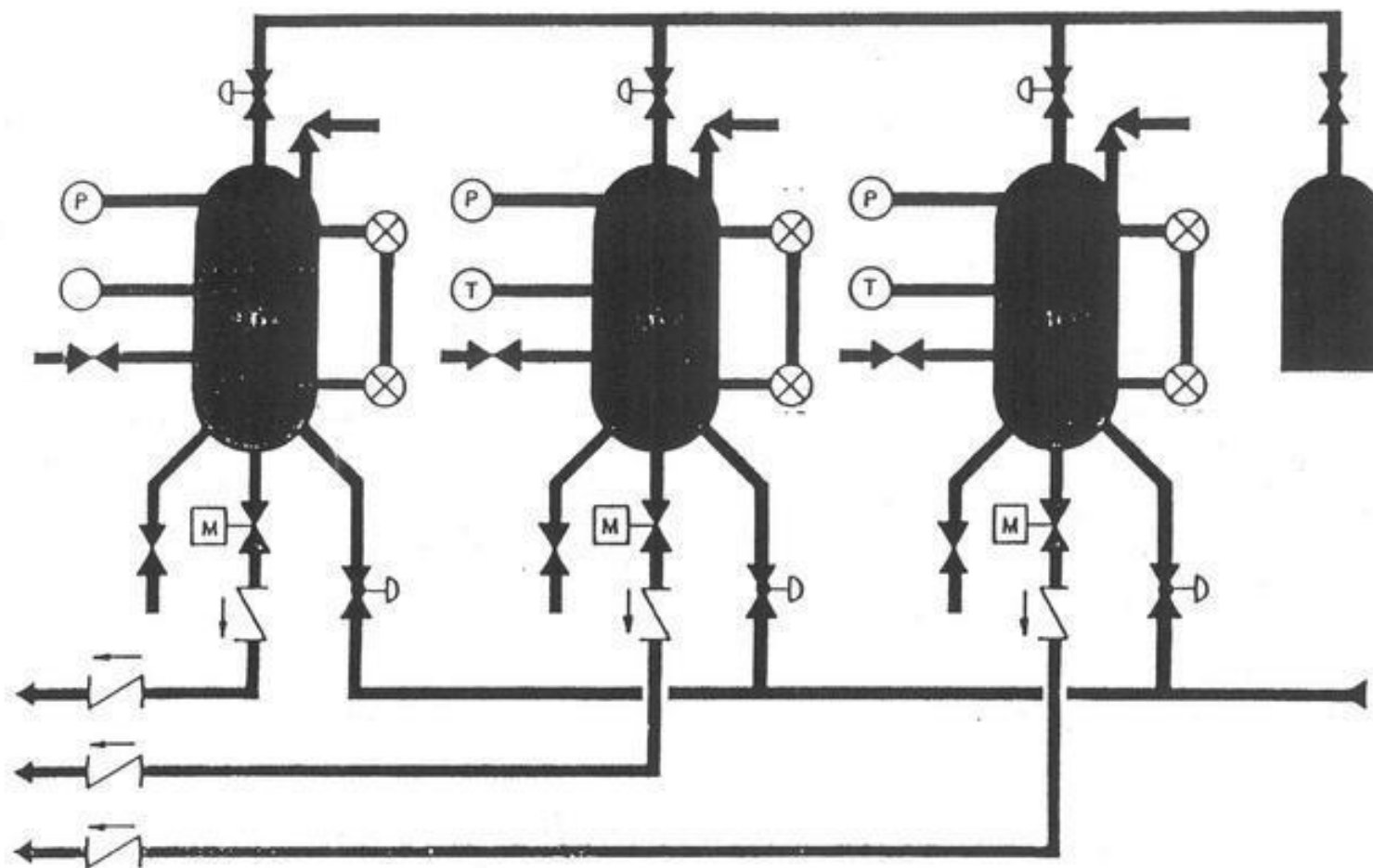


Figura 4: Fase de inyección

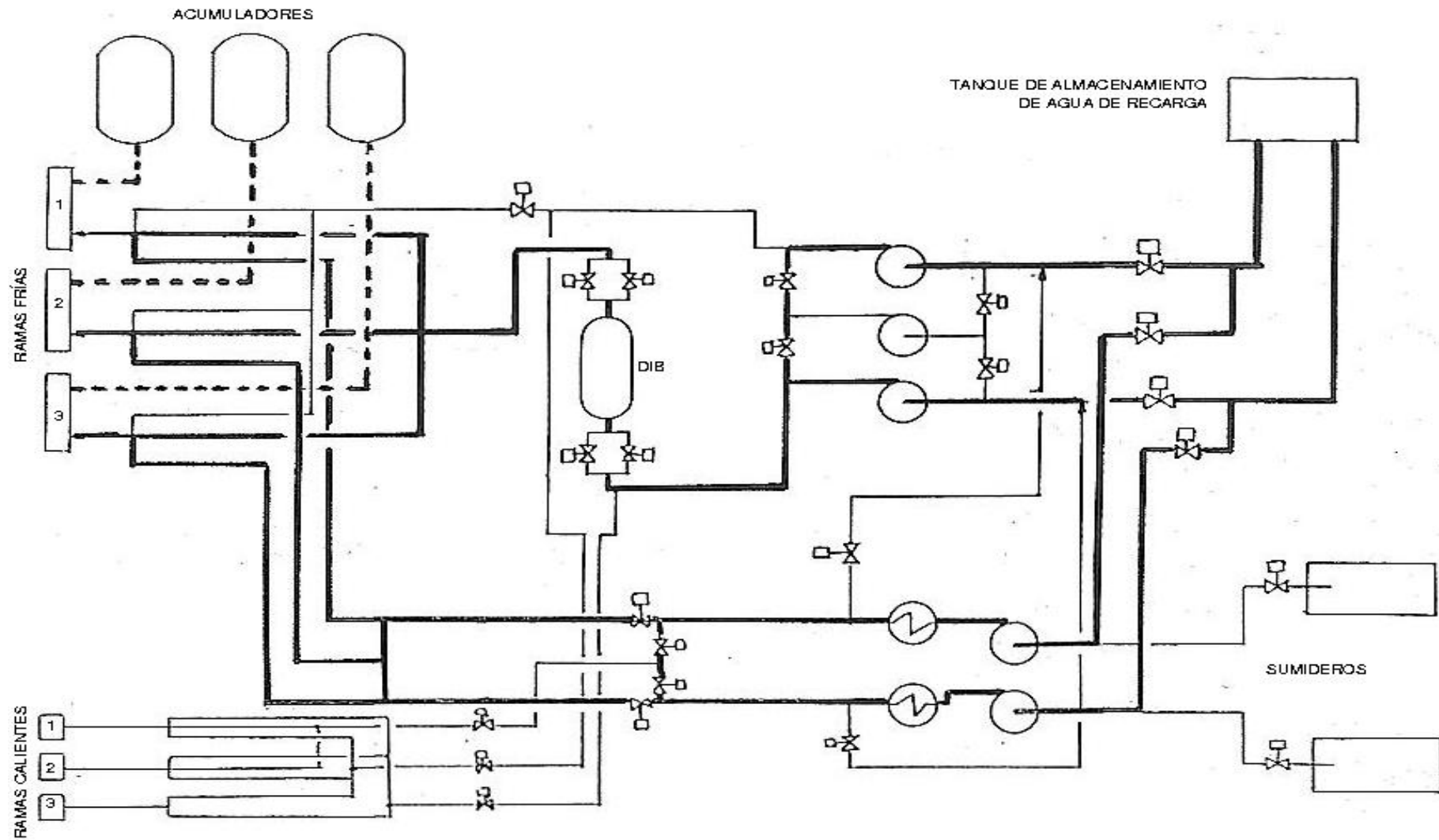


Figura 5: Fase de recirculación a ramas frías

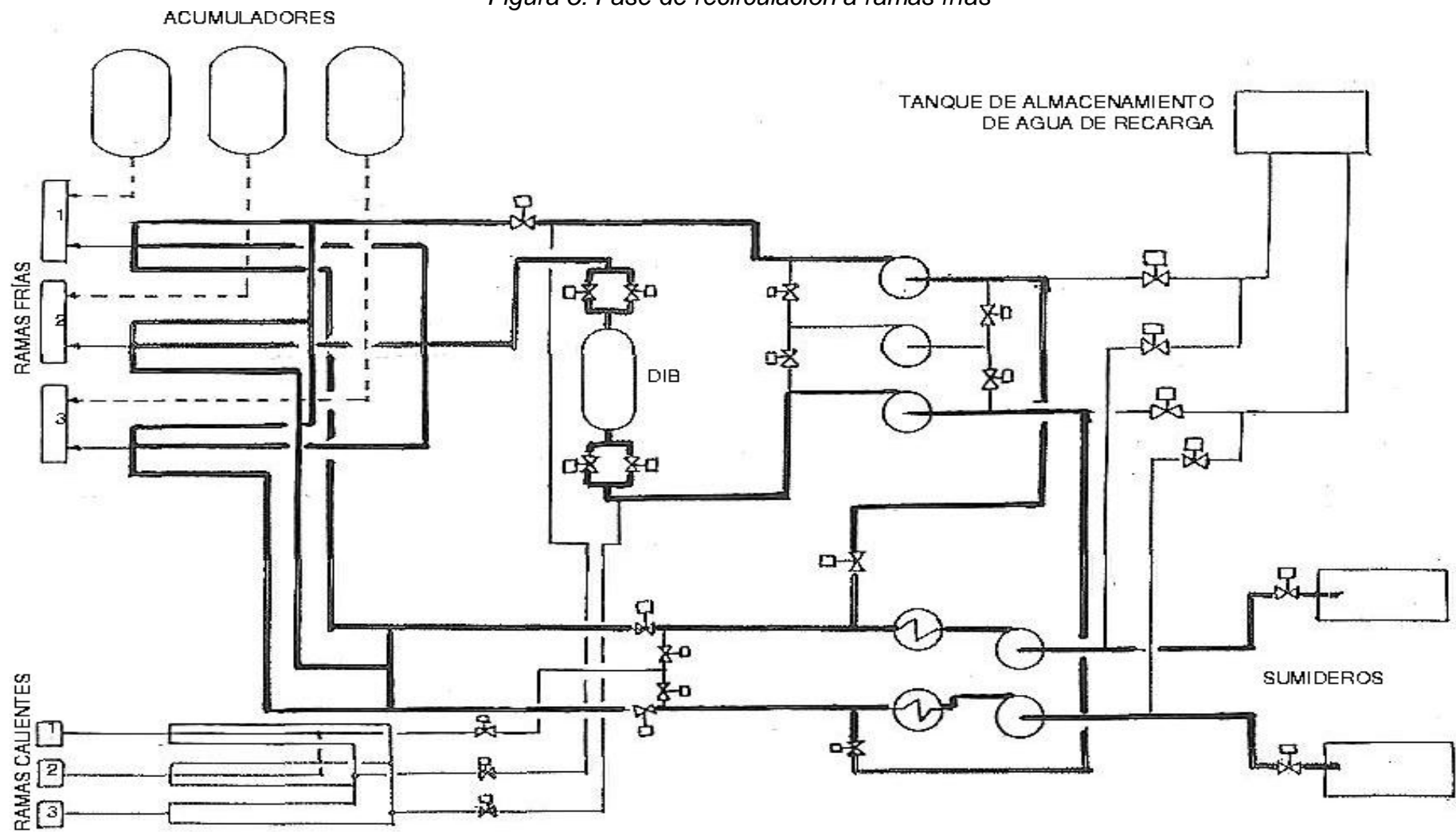


Figura 6: Fase de recirculación a ramas calientes

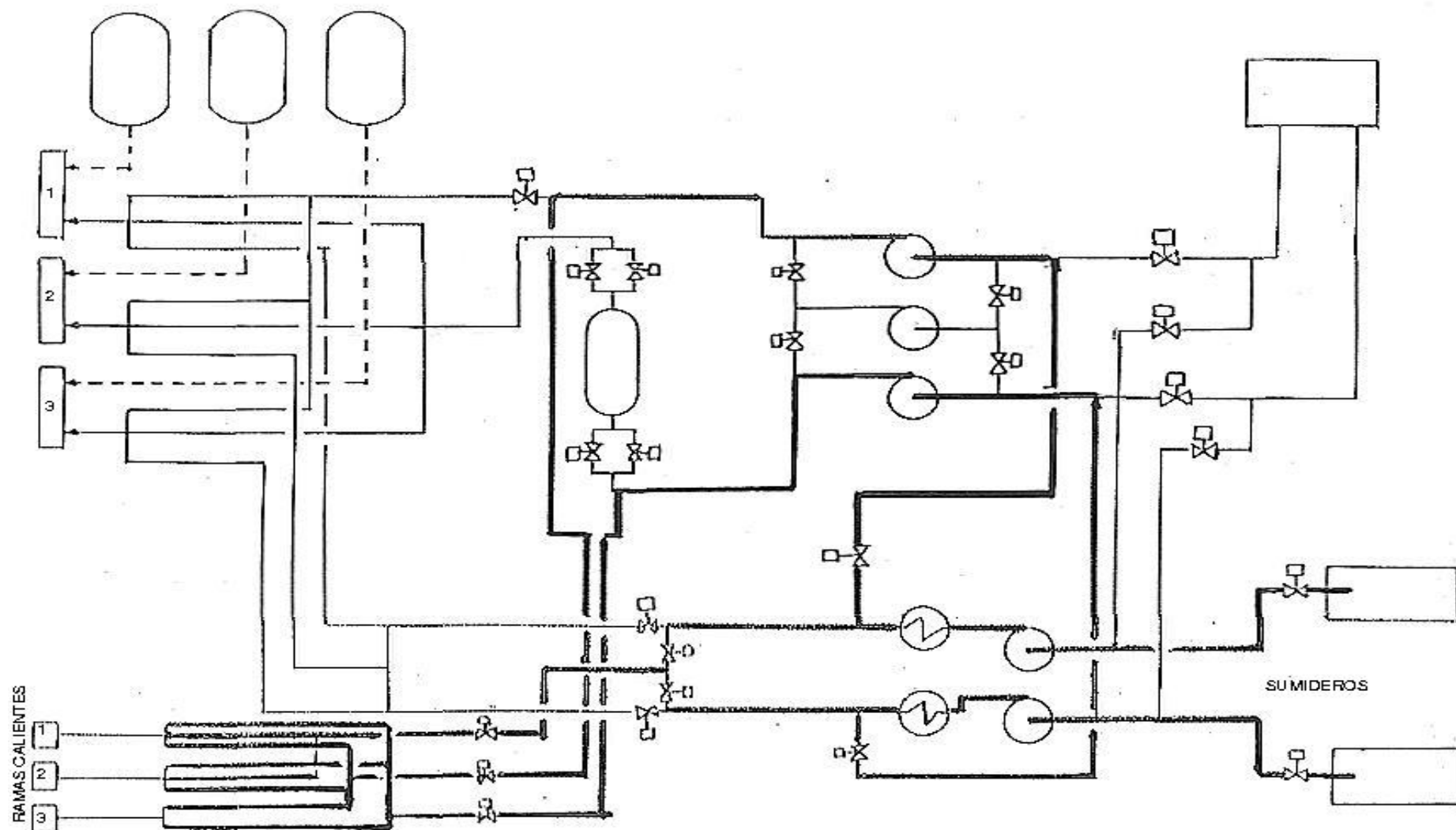


Figura 7: Sistema de Aspersión del Núcleo a Alta Presión

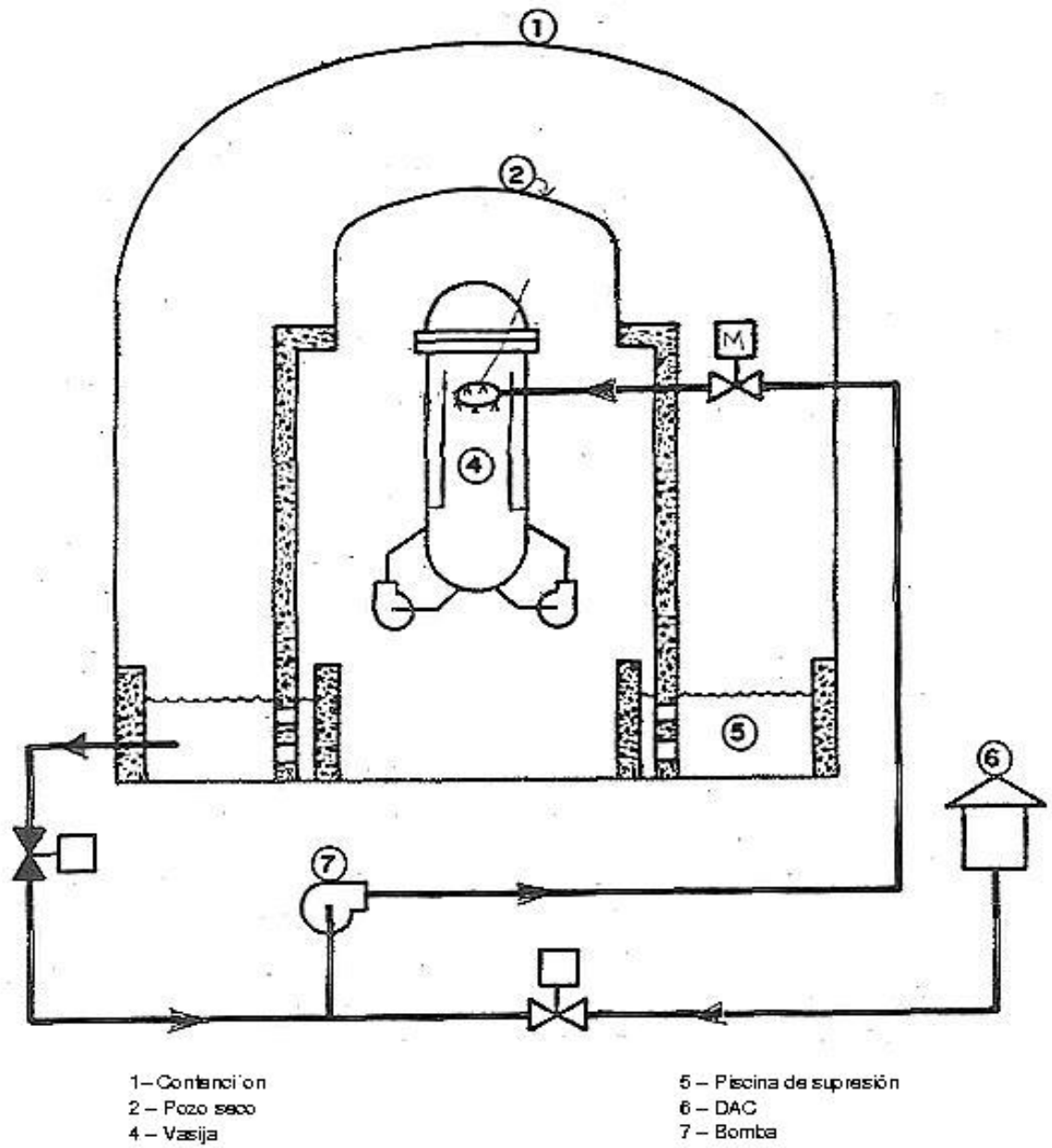
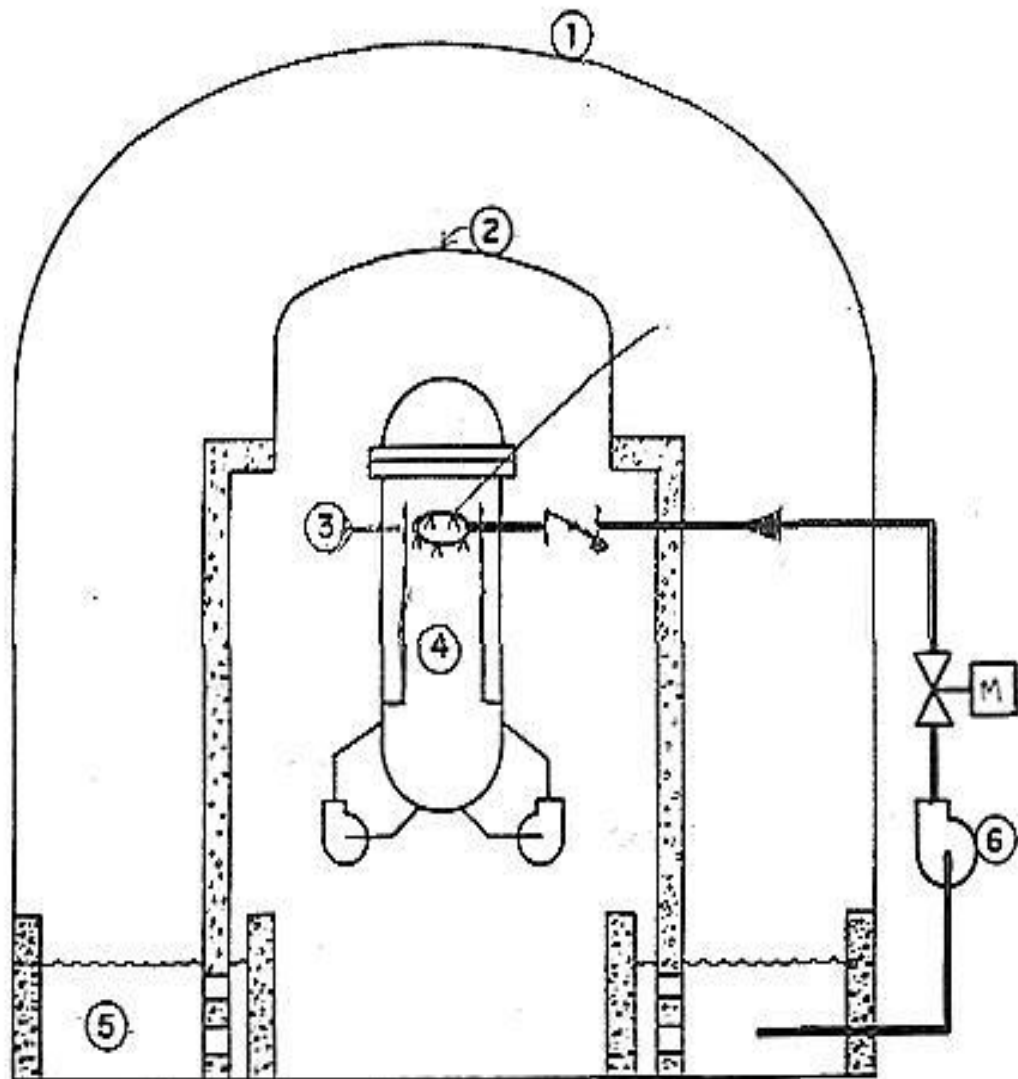


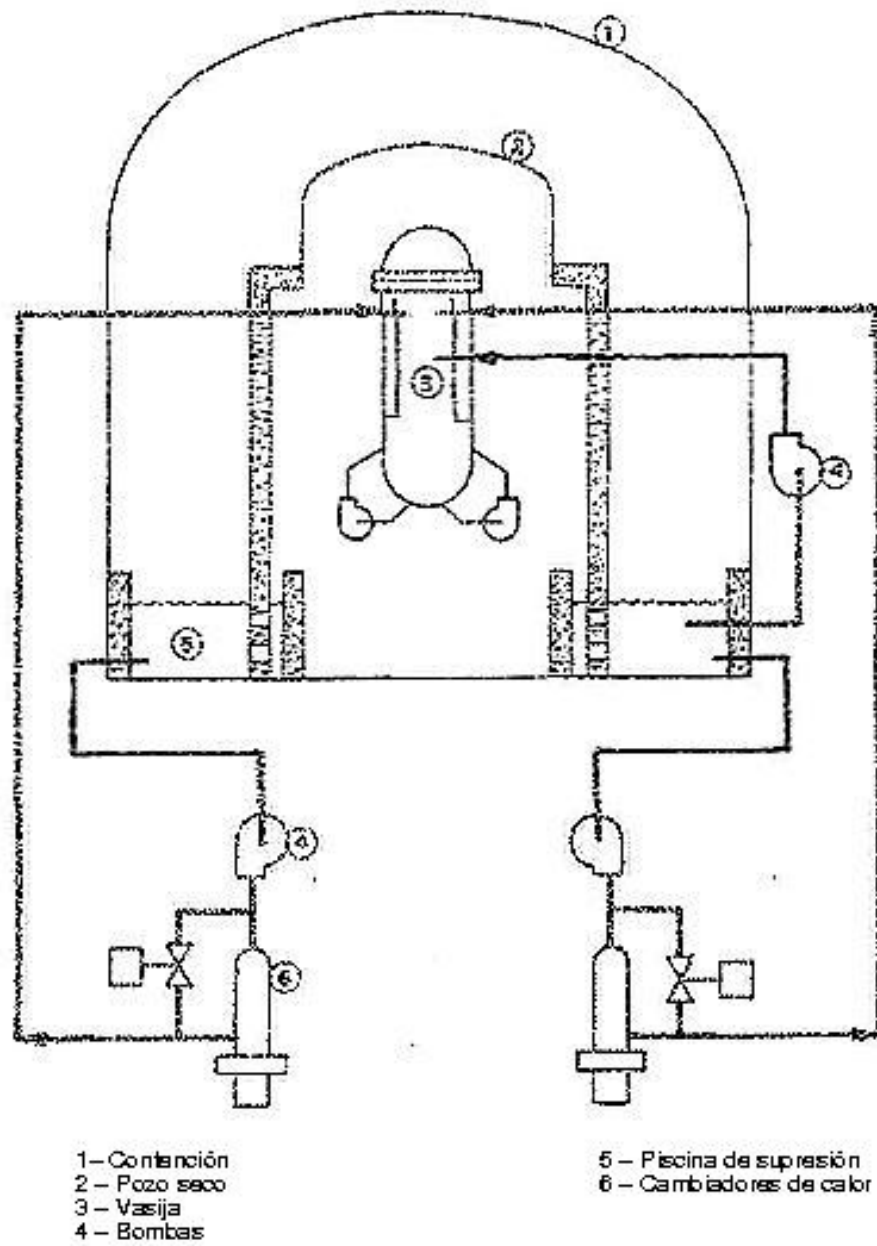
Figura 8: Sistema de Aspersión del Núcleo a Baja Presión



- 1 – Contención
- 2 – Pozo seco
- 3 – Anillo de aspersión

- 4 – Vasija
- 5 – Piscina de supresión
- 6 – Bomba

Figura 9: Sistema de Inyección de Baja Presión



V. BIBLIOGRAFÍA

1. Estudio Final de Seguridad (EFS) de C.N Cofrentes, Revisión 32.
2. Estudio Final de Seguridad (EFS) de C.N Almaraz I y II.
3. Curso de Tecnología de Centrales PWR, Tecnatom, S.A.
4. Curso de Tecnología de Centrales BWR, Tecnatom, S.A.
5. Alonso, A., Introducción a la Seguridad Nuclear, Parte II, Instituto de Estudios Nucleares, Madrid, 1964.
6. Godet, F. y Serradell, V., Teoría de Reactores y Elementos de Ingeniería Nuclear, J.E.N, Madrid 1975.
7. BWR/6. General Description of Boiling Water Reactor, General Electric Company, San José, California 1980.
8. 10CFR Part 50. Licensing of Production and Utilization Facilities.

VII. RELACIÓN CON OTROS TEMAS DEL TEMARIO

Primer ejercicio

B. FÍSICA Y TECNOLOGÍA NUCLEARES* ♦ 11, 12

C. SEGURIDAD NUCLEAR* ♦ 1, 2, 4, 8, 11

Tercer ejercicio

A. SEGURIDAD NUCLEAR* 4> 3, 7, 8, 9, 13, 14, 15, 16, 17, 22

* Existen otros temas del temario que pueden estar relacionados con el Sistema de Refrigeración de Emergencia, se señalan únicamente aquellos que se consideran importantes para la correcta comprensión del tema.