

**“ANÁLISIS DE IMPORTANCIAS, DESDE EL PUNTO DE VISTA DE LA
SEGURIDAD, DE LAS VÁLVULAS MOTORIZADAS PARA LA
PROGRAMACIÓN DE MANTENIMIENTOS PREVENTIVOS”**

**ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES Y SU CICLO DE
COMBUSTIBLE**

Nombre del Alumno: Carolina Romano
Director del Trabajo Final: Águeda Lapadula



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

INDICE

OBJETIVO	3
MARCO PARA EL ANALISIS: APS DE PLANTA	3
METODOLOGIA	4
1. Introducción	4
2. Análisis de Importancias	4
3. Características de un Programa de Mantenimiento Preventivo	6
4. Aplicación de Criterios de Seguridad para agrupar componentes	7
RESULTADOS	8
CONCLUSIONES	11
REFERENCIAS	12
ANEXO I - ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD (APS)	13
ANEXO II - PAUTAS PARA EL MODELADO DE SISTEMAS EN EL APS	17
ANEXO III - CONFIABILIDAD DE SISTEMAS TECNOLÓGICOS	20
ANEXO IV - ESQUEMAS SIMPLIFICADOS DE LOS SISTEMAS DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I	24
ANEXO V - DESCRIPCIÓN DE LOS SISTEMAS Y DE LAS FUNCIONES DE VÁLVULAS PRIORIZADAS	34
ANEXO VI - NOMENCLATURA DE SISTEMAS MECÁNICOS EN LA CNA I	49

OBJETIVO

El objetivo de este trabajo es establecer una priorización de las válvulas motorizadas de la planta en el marco de la implementación de un Programa de Mantenimiento Preventivo, en base a la función de seguridad que cumplen dichas válvulas.

El enfoque adoptado para este trabajo fue calcular y comparar las importancias matemáticas de las válvulas motorizadas, utilizándose el modelo del comportamiento de la planta desarrollado para el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) y el código de cálculo Risk Spectrum. (Ver Anexo I)

Al tomar como base para el análisis el APS Nivel 1 de eventos internos, el alcance de la priorización queda limitado a las válvulas motorizadas que fueron incluidas en el dicho modelo, lo cual representa aproximadamente el 25 % de las válvulas motorizadas de la planta. Las válvulas modeladas en el APS están relacionadas a funciones de seguridad y en ese sentido son prioritarias. Las relacionadas con la disponibilidad deberían ser evaluadas independientemente.

Además de las válvulas modeladas en el APS Nivel 1 se tuvieron en cuenta también las que actúan con la señal NZ54 de cierre de la contención.

MARCO PARA EL ANALISIS: APS DE PLANTA

El Análisis Probabilístico de Seguridad es un método para evaluar la seguridad de una instalación nuclear que integra información relevante de diseño, prácticas de operación y mantenimiento, historia operativa, confiabilidad de componentes, acciones humanas, progresión de accidentes de fusión de núcleo e impacto radiológico sobre el público y el medio ambiente, de la manera más realista posible. Al proporcionar un modelo integral y realista del comportamiento de la planta, es una herramienta adecuada para la toma de decisiones.

Se define al Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) como un estudio que identifica combinaciones de sucesos que en caso de ocurrencia, podrían resultar en consecuencias no deseadas, y evalúa la magnitud de tales consecuencias y sus frecuencias de ocurrencia.

Existen tres niveles de APS de acuerdo a su alcance, es decir, de acuerdo a qué consecuencias no deseadas se consideren:

Nivel I: Estudio de fallas de sistemas y componentes de la planta, que da como resultado una *frecuencia de daño al núcleo (FDN)*.

Nivel II: Estudio de la respuesta de la contención, ante las diversas secuencias de daño al núcleo, que da como resultado una *frecuencia de emisiones radiactivas desde la contención*.

Nivel III: Estudio de las consecuencias radiológicas sobre el público, da como resultado *dosis equivalente recibida* en el grupo crítico o en el trabajador más expuesto.

Respecto del APS de CNA I (ref. /1/), tomado como base para la tarea, se trata de un APS Nivel I, de eventos internos. Un APS Nivel I consiste de acuerdo a lo anterior, en la identificación y cuantificación de las secuencias accidentales que conducen a daño del núcleo. Una secuencia accidental es la combinación de un evento denominado evento iniciante, que aparta a la planta de la operación normal, y la falla de los sistemas demandados ante la ocurrencia de dicho evento.

El resultado principal de un APS Nivel I es la Frecuencia de Daño al Núcleo, que surge de la contribución de las distintas secuencias accidentales. Las técnicas usadas para el modelado de las secuencias accidentales son las de árboles de eventos y árboles de falla. Las contribuciones de cada secuencia accidental al daño del núcleo se expresan mediante una ecuación booleana en la que se consideran las combinaciones mínimas de fallas de los sistemas que llevan a dicho daño del núcleo. Estas combinaciones mínimas de fallas se denominan conjuntos mínimos de corte (minimal cut sets).

Cabe señalar que el APS Nivel I de CNA I se desarrolló de acuerdo a los lineamientos del OIEA (ref. /2/), y que fue actualizado periódicamente tomando en cuenta cambios de diseño y resultados de nuevos análisis determinísticos. Sus características en cuanto a realismo y grado de detalle lo hacen compatible con su aplicación a la toma de decisiones, como en el caso que se presenta en este caso.

METODOLOGIA

1. Introducción

Ante la necesidad de implementar un Programa de Mantenimientos de los Accionamientos de las Válvulas Motorizadas principales para la seguridad de la instalación, se adoptó la siguiente metodología:

- Se realizó el cálculo de las importancias de las válvulas incluidas en el modelo del Análisis Probabilístico de Seguridad (APS), utilizándose el código de cálculo Risk Spectrum (ref. /3/) para tal fin.
- Además, se utilizó, para completar el análisis requerido, diferentes criterios para evaluar como afectaban a la seguridad de la planta los mismos componentes en los ramales simétricos (a veces no modelados por razones de simplicidad).

2. Análisis de Importancias

Tal como se mencionó, el resultado principal de un APS es la Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) y la **importancia** de un evento se define como la contribución del

mencionado evento a la frecuencia de daño al núcleo, en su cálculo se consideran aspectos de diseño, operacionales y otros aspectos que puedan afectar al riesgo.

Un análisis de importancias provee información acerca de la relevancia relativa de las fallas de componentes sobre el riesgo, en este caso, calculado a partir del modelo de planta desarrollado para el APS Nivel 1 de eventos internos (Anexo I – Anexo II).

El código Risk Spectrum realiza el cálculo de las siguientes medidas de importancia de los eventos de falla:

- Importancia de Fussell- Vesely (FV)
- Factor de disminución del riesgo (RDF)
- Factor de incremento del riesgo (RIF)

2.1 Importancia de Fussell-Vesely

La importancia de Fussell-Vesely (I_{FV}) se define como la contribución fraccional de la probabilidad de falla de un componente al riesgo, medido en este caso como FDN. Este cálculo de importancias tiene en cuenta la contribución a la FDN de todas aquellas probabilidades de falla de componentes, aún las no críticas, ya que su relevancia resulta de la sumatoria de sus contribuciones parciales en todos los conjuntos mínimos de corte en que aparece¹

La importancia de Fussell-Vesely (I_{FV}) de un modo de falla del componente “i”, puede expresarse de la siguiente manera:

$$I_{FV i} = \frac{\text{Sumatoria de los conjuntos mínimos de corte que contienen al componente "i"}}{\text{Sumatoria de todos los conjuntos mínimos de corte (FDN)}}$$

2.2 Factor de disminución del riesgo (Risk Decrease Factor - RDF)

El RDF se define como la contribución fraccional de la no-falla del componente al riesgo. Este factor da idea de la importancia del componente en relación a la disminución en el riesgo (medida en este caso como FDN) que produce el considerar que no falla nunca (que es lo mismo que considerar que su indisponibilidad es igual a cero).

Para calcular este factor es necesario, por lo tanto, recalcularse el valor de la FDN igualando a cero la indisponibilidad del componente “i”, al cual se le quiere determinar su importancia.

¹ **Nota:**

Conjunto mínimo de corte es la mínima combinación de fallas de componentes que, de ocurrir todas ellas, determina la ocurrencia del evento tope.

El RDF se define como la relación entre este nuevo valor de FDN y la FDN nominal:

$$\mathbf{RDF}_i = \frac{\mathbf{FDN} \text{ (Indisponibilidad del componente "i" = 0)}}{\mathbf{FDN}}$$

2.3 Factor de Incremento del riesgo (Risk Increase Factor - RIF)

El RIF se define como la contribución fraccional de la falla del componente al riesgo. Este factor indica la importancia del componente en relación al deterioro que su falla produce sobre la seguridad y por ende el incremento en el riesgo, medido en este caso como FDN.

Para determinar este factor es necesario recalcular el valor de la FDN igualando a uno la indisponibilidad del componente "i" al cual se le quiere determinar su importancia. Esto implica suponer que el componente "i" ha fallado.

El RIF se define como la relación entre este nuevo valor de FDN y la FDN nominal:

$$\mathbf{RIF}_i = \frac{\mathbf{FDN} \text{ (Indisponibilidad del componente "i" = 1)}}{\mathbf{FDN}}$$

La primera de estas metodologías, importancia de Fussel Vesely, es la más usada para este tipo de priorizaciones y es la seleccionada en esta tarea.

3. Características de un Programa de Mantenimiento Preventivo

El Programa de Mantenimiento Preventivo permite evitar fallas repetitivas, disminuir los tiempos muertos por paradas, aumentar la vida útil de los equipos, disminuir costos de reparaciones, detectar puntos débiles en la instalación etc. Asimismo, según el componente, estos mantenimientos pueden llevarse a cabo con la planta en operación o programarse durante una parada.

Además se ocupa de la determinación de condiciones operativas, de durabilidad y de confiabilidad de un equipo y ayuda a reducir los tiempos muertos que pueden generarse por mantenimiento correctivo.

Para establecer los tipos de mantenimientos preventivos que deben llevarse a cabo se debe tener en cuenta lo recomendado por el fabricante, la legislación vigente, las recomendaciones de expertos y las acciones llevadas a cabo sobre otros componentes similares.

El primer objetivo del mantenimiento es evitar o mitigar las consecuencias de las fallas del equipo, logrando prevenir las incidencias antes de que estas ocurran.

Es frecuente que el sector de mantenimiento de la central solicite al grupo de APS establecer prioridades dentro de un conjunto de componentes en los que se realizan mantenimientos preventivos tomando en cuenta los resultados del APS Nivel 1.

4. Aplicación de Criterios de Seguridad para agrupar componentes

Para completar el análisis de los componentes que debían ser incluidos dentro del Programa de Mantenimiento Preventivo, luego de obtener el ordenamiento por importancia de Fussel Vesely con el código Risk Spectrum, se realizó un análisis detallado de:

- La posición de cada válvula en el Sistema
- La posición de operación normal (abierta, cerrada, etc.) de la válvula
- Las señales que la actúan
- Si participan en la hermeticidad de la contención. (limitación del alcance de un APS Nivel 1, estas válvulas a pesar de no estar modeladas se tuvieron en cuenta considerando la señal NZ54)

Se contrastó la lista de válvulas que debían ser incluidas en el programa con los listados de componentes accionados por las señales NZ, corroborando si su falla afectará la función que debe cumplir cuando es demandada por estas señales y se tuvo en cuenta para ello la posición de estas válvulas en el sistema.

Esto requirió que se analizaran, detalladamente, los planos de los sistemas para comparar el peso de las diferentes válvulas, según el ramal en el que se encontraban y según como afectaban al sistema en total. Asimismo, se realizó un análisis detallado de la posición de cada válvula en el Sistema, de la simetría de los ramales en cada Sistema, de su posición de operación normal (abierta, cerrada, etc.), de que señales la actuaban y de si afectaban a la hermeticidad de la contención para completar la priorización de los componentes. Además, para completar este análisis se recurrió a los manuales de operaciones para llegar a tener una idea acabada de la importancia de la válvula en el sistema.

Con toda esta información se definieron criterios de como impactaban su funcionamiento en la seguridad de la planta.

RESULTADOS

Como se dijo anteriormente, en el presente análisis, para evaluar los componentes incluidos en el modelo del APS sólo se tuvo en cuenta la importancia de Fussell Vesely y con esto se obtuvo los componentes (Válvulas de accionamiento motorizado) que afectan directamente a la seguridad de la planta.

A los efectos de establecer un ranking de importancias de las válvulas motorizadas en relación con la seguridad (modelo del APS), el análisis de los resultados debió realizarse teniendo en cuenta los siguientes aspectos:

- Los modos de falla considerados para cada una de las válvulas motorizadas.
- Las hipótesis de modelado consideradas en el APS (Anexo II).

Respecto del primero de los aspectos mencionados, en el modelo del APS se contemplaron los siguientes modos de falla para las válvulas motorizadas: falla al abrir, falla al cerrar, falla a permanecer en posición y falla al cambiar de posición (Anexo III). En el presente análisis se consideraron todos los modos de falla. Por ejemplo, se tiene en cuenta la falla al cerrar de la válvula motorizada RL10S01 que es el primer evento de falla de esta válvula que aparece en el ranking de importancias de todos los eventos modelados en el APS (orden 922 del ranking global), y la indisponibilidad por mantenimiento de la misma válvula (orden 2304 del ranking global). Sin embargo, para ordenarla en el listado se tomó la primera aparición de la válvula en el ranking.

Respecto del segundo de los aspectos mencionados, en el análisis se consideraron las hipótesis de modelado incluidas en el APS. Por ejemplo, el segundo evento de falla de una válvula motorizada que aparecen en el ranking de importancias de todos los eventos modelados en el APS, corresponden a la falla al abrir de la válvula motorizada RA02S06 (orden 57 del ranking global), mientras que la falla al abrir de la válvula RA01S06 aparece muy por debajo en el ranking (orden 111 del ranking global). En realidad, la importancia de la falla de las válvulas al abrir es equivalente y esta diferencia se debe a que se consideró como hipótesis de modelado para los accidentes que se indispone solo un ramal, en este caso el loop 1.

Se presentan en la Tabla 1 los resultados del análisis de importancias de los eventos de falla de los Accionamientos de las Válvulas Motorizadas (Ver Anexos). En dicha tabla el número de orden de la ante - última columna corresponde a la ubicación de la falla de la válvula en el ranking por importancias de Fussell Vesely de todos los componentes contemplados en el modelo del APS y el orden de la última columna corresponde al agrupamiento realizado aplicando los criterios antes mencionados.

En la siguiente tabla se presentan los resultados obtenidos:

Tabla 1

Orden para Mantenimiento Preventivo	Componente	Unidad encajonable	Importancia FV en Modelo APS	Organización de Componentes
1	TA13S01	EA04-A2	42	42
2	TA14S01	EB04-A2		
3	RA01S06	EU16-H2	111	57
4	RA02S06	EV15-D1	57	
5	RR21S12	EW06-62	2404	75
6	RR22S12	EX06-G1	75	
7	RL11S03	EW06-D1	148	148
8	RL12S03	EX06-E2	666	
9	RR10S01	EX06-B1	158	152
10	RR10S02	EW06-B2	152	
11	RR10S03	EX06-C1	157	153
12	RR10S04	EW06-C2	153	
13	RR11S06	EX06-E1	190	190
14	RR12S06	EW06-E2	657	
15	RL11S31	EV19-J2	213	213
16	RL12S31	EU28-C3	2294	
17	RL11S30	EV19-H1	214	214
18	RL12S30	EU28-B3	2293	
19	TA01S02	EW07-B1	274	274
20	TA02S02	EX06-J1	288	
21	TF57S01	EU26-F2	397	397
22	TF20S03	EV14-D2	398	398
23	TF00S01	EU17-B2	399	399
24	TF57S02	EU26-G2	400	400
25	TJ60S12	EU11-J2	509	411
26	TJ60S22	EV13-E1	411	
27	TJ50S11	EU25-H1	486	484
28	TJ50S21	EV20-G1	484	
29	TJ60S11	EU25-B1	485	485
30	TJ60S21	EV18-J2	496	
31	TJ50S12	EU14-H2	507	507
32	TJ50S22	EV13-D1	508	
33	TA10S12	EW07-E1	547	547
34	RR11S05	EX06-D15,5	948	660
35	RR12S05	EW06-D2	660	
36	TF76S12	EV14-D1	781	781
37	TF76S11	EV14-C1	782	782

Orden para Mantenimiento Preventivo	Componente	Unidad encajonable	Importancia FV en Modelo APS	Organización de Componentes
38	TF76S01	EU26-D2	783	783
39	TF76S02	EU26-E2	784	784
40	TF30S01	EV14-E2	832	832
41	TK10S01	EU18-H1	843	843
42	RL10S01	EW06-B1	922	921
43	RL10S02	EX06-B2	921	
44	TK48S16	EU26-H2	1620	1619
45	TK48S17	EU26-J2	1619	
46	TB11S05	EU28-F2	1706	1705
47	TB21S05	EU28-G2	1705	
48	TB31S05	EU28-H2	1707	
49	TF00S02	EU26-B2	2011	2011
50	TF00S03	EV14-B2	2015	2015
51	TF20S06	EV13-J1	2036	2036
52	TJ21S01	EU14-F2	2177	2159
53	TJ22S01	EV13-B1	2178	
54	TJ23S01	EU14-G2	2159	
55	TJ24S01	EV13-C1	2160	
56	TK40S11	EU18-F2	2202	2202
57	TK40S12	EU18-G2	2206	
58	TK40S21	EV13-G2		
59	TK40S22	EV13-H2		
60	RR21S03	EU17-B1	2409	2335
61	RR22S03	EV15-F1	2335	
62	RR41S01	EW06-J2	2336	2336
63	RR42S01	EX06-H1	2340	

CONCLUSIONES

- En la tabla se presentaron los componentes en orden decreciente de importancia.
- De las válvulas priorizadas las cuatro más importantes son:

TA13S01 y TA14S01

Estas válvulas pertenecen al Sistema de Regulación Volumétrica, se encuentran dentro de la estación reductora de presión. El cierre de una de estas válvulas conmuta al otro ramal de la estación reductora.

RA01S06 y RA02S06

Estas válvulas pertenecen al Sistema de Vapor Vivo. Cuando no coinciden la potencia del reactor y de la turbina, entonces la presión de vapor vivo crecerá o decrecerá con más o menos rapidez, en función de la magnitud de la perturbación. Cuando la presión llega a 43 kg/cm^2 en RA, abren **RA01/02S06**, preparando la línea de venteo.

Las restantes válvulas se encuentran descriptas en el Anexo V

- Se agruparon fallas teniendo en cuenta la forma de actuación de las válvulas motorizadas en los ramales simétricos de un mismo Sistema y sabiendo que las diferencias en peso dentro de la importancia de Fussel Vesely es debida a hipótesis de modelado.
- Dentro del modelo del APS se consideraron todas las posibles fallas de las válvulas mientras que en el ordenamiento solo se consideró el lugar de la primera aparición de la válvula fallada.

REFERENCIAS

- /1/ CNA I; “Análisis Probabilístico de Seguridad, Informe Actualizado”; rev. 3, febrero 2009.
- /2/ OIEA Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1)
- /3/ RELCON, “Risk Spectrum, Professional Risk and Reliability Software”
- /4/ Berra S., Guala M., Couto A., “Clasificación de componentes de instrumentación y control, basada en el calculo de importancia, para priorizar los preventivos pendientes desde el año 1996”, IT 078/99.
- /5/ Guala M., Berra S., “Análisis de importancias de las tarjetas SIMATIC Z24”, IT 044/06.
- /6/ Guala M., “Análisis de importancias de las Válvulas de Retención en relación con la Seguridad”, IT 023/09.
- /7/ CNA I; “Análisis Probabilístico de Seguridad, Informe Actualizado”; rev. 0, 1998.
- /8/ Manual de Operaciones de CNA I
- /9/ Chiossi C, “Conceptos sobre la Teoría la Confiabilidad” – Bs. As. – 2004
- /10/ Procedimiento de Análisis de Sistemas – PAPS05 – CNA I

ANEXO I

ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD (APS)

El Análisis Probabilístico de Seguridad es un método para evaluar la seguridad de una instalación nuclear que integra información relevante de diseño, prácticas de operación y mantenimiento, historia operativa, confiabilidad de componentes, acciones humanas, progresión de accidentes de fusión de núcleo e impacto radiológico sobre el público y el medio ambiente, de la manera más realista posible.

Se define al Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) como un estudio que identifica combinaciones de sucesos que en caso de ocurrencia, podrían resultar en consecuencias indeseables para el público, y evalúa la magnitud de tales consecuencias y sus frecuencias de ocurrencia.

Niveles de APS en función de las consecuencias indeseables

El desarrollo de un APS consta de tres etapas o tareas fundamentales:

- Determinación de Eventos Iniciantes
- Confección de Árboles de Eventos
- Confección de Árboles de Falla

Eventos Iniciantes

1. Estados de Planta

Para entender qué es un Evento Iniciante veamos cuales son los posibles estados o situaciones por las que puede pasar una instalación nuclear durante su vida útil, éstos son los llamados ESTADOS DE PLANTA, y se definen como:

Estados Operacionales

Estado Normal: es una situación en la que la instalación funciona de acuerdo a los límites y condiciones de operación especificados, prestando el servicio que de ella se espera y para el cual fue concebida. Este estado comprende diversos subestados que, en el caso de una Central Nuclear, son: arranque, subida de potencia, funcionamiento a plena potencia, variaciones de potencia, parada caliente, parada fría, mantenimiento, pruebas y recarga de combustible.

Estado Incidental: es una desviación no deseada del estado normal que es previsible que ocurra una o más veces en la vida útil de la planta y que, debido a las precauciones de diseño, no causa un daño significativo (ej. Pérdida de suministro eléctrico normal)

Estados Accidentales

Accidente base de diseño: es una desviación no deseada de un estado operacional en la que se produce liberación de sustancias radiactivas pero que se mantiene dentro de los límites aceptables de seguridad porque la planta está diseñada para enfrentar tal desviación (ej. Pérdida de refrigerante en el circuito primario).

Accidente severo: es un estado que supera al accidente base de diseño y que puede implicar una grave degradación de fuentes de radiación con alto inventario radiactivo, o de otras partes de la planta que pudieran afectar la seguridad (ej. fusión del núcleo del reactor)

2. *Definición de Evento Iniciante*

En una instalación nuclear que se encuentra inicialmente en su estado normal pueden acontecer sucesos no deseados que a su vez son la causa de ocurrencia de otros sucesos también no deseados, produciéndose una suerte de propagación de daños que debe ser detenida siempre que sea posible. El suceso dañino que es la causa inicial de la eventual propagación de otros daños es el “Evento Iniciante”.

Se puede definir al Evento Iniciante (EI) como aquel suceso que produce una perturbación en el estado normal de la planta, y que tiene la capacidad de conducirla hacia un estado incidental o accidental, dependiendo de la operación exitosa o no de los sistemas demandados para mitigar tal evento y sus consecuencias.

Cabe aclarar que no es posible evitar con certeza la ocurrencia de un evento iniciante en razón de su naturaleza aleatoria, sólo es posible minimizar su probabilidad de ocurrencia apelando a criterios de diseño o de operación, a disciplinas tales como la confiabilidad de sistemas tecnológicos o la confiabilidad humana.

Cuando se encara el análisis de seguridad de una instalación nuclear, es necesario postular un conjunto exhaustivo de eventos iniciantes representativos para la planta bajo estudio, esto se logra utilizando métodos específicos (Diagrama lógico maestro, Análisis de Modos y Efectos de Fallas, etc.)

Árbol de Eventos

Es una metodología inductiva que, en el caso de su aplicación en sistemas complejos de ingeniería, se parte de un evento desencadenante (EI) y se analiza cómo puede propagarse este evento iniciante, considerando la intervención, exitosa o no, de otros sistemas previstos justamente para evitar que se llegue a situaciones no deseadas (Ver Anexo - Pautas para el Modelado de Sistemas).

Para el caso particular de un reactor nuclear pueden imaginarse, entonces, una serie de etapas en el proceso de propagación del evento iniciante, definidas por la entrada en

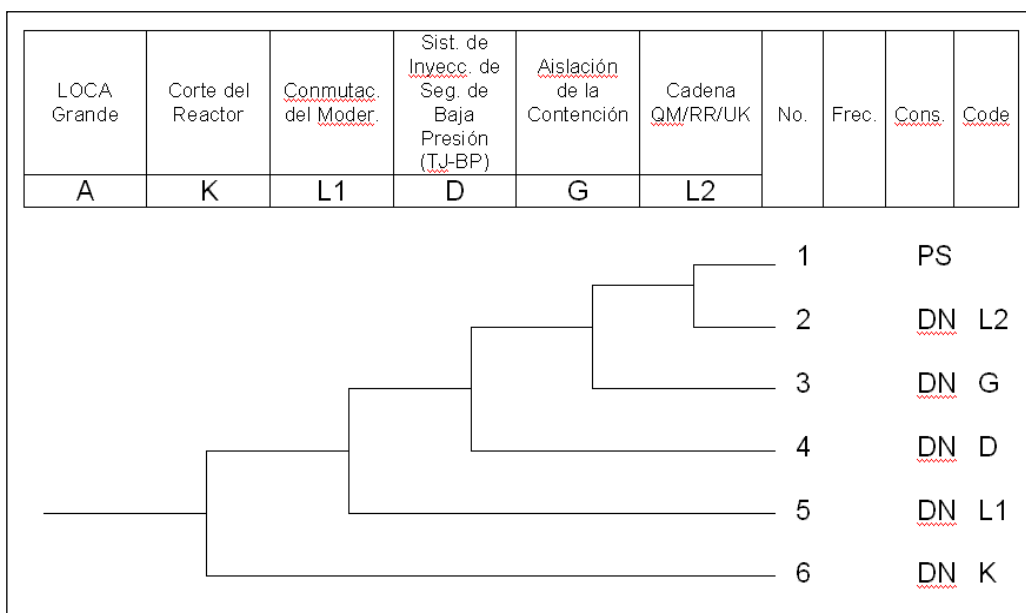
operación de los sistemas de protección y mitigación e ir desarrollando un árbol hasta haber considerado la intervención de todos los sistemas destinados a frenar la propagación o atenuar sus consecuencias.

Al considerar cada una de estas etapas se presentan dos alternativas: que el sistema de protección o mitigación funcione de acuerdo a las previsiones de diseño o que falle. Sin embargo, durante el proceso de análisis, puede ocurrir que surjan secuencias carentes de sentido que pueden ser eliminadas o agregarse otras que definen mejor el proceso.

Esta forma de proceder permite, además de una mejor comprensión cualitativa del fenómeno, obtener información cuantitativa de gran interés, ya que si se determinan las probabilidades de falla de los sistemas que intervienen en cada etapa, pueden obtenerse las probabilidades de ocurrencia de los distintos estados finales posibles.

Además también es posible en general, mediante un análisis de ingeniería evaluar las consecuencias que se derivan de la falla de los sistemas que intervienen en las distintas etapas, habitualmente mediante la determinación del escape de material radiactivo que esa falla podría producir y lograr entonces una ponderación de la importancia del evento iniciante postulado y de la bondad de los sistemas de protección previstos. Se logra entonces un conjunto de probabilidades, correspondientes a cada estado final y sus consecuencias asociadas.

Esta información, comparada con los criterios de aceptabilidad fijados por la Autoridad Regulatoria, proporciona un elemento de juicio de gran valor para decidir acerca del grado de seguridad ofrecido por una determinada instalación nuclear.



Árbol de Fallas

Es una de las principales metodologías usadas en el análisis de la seguridad de sistemas. Se inició en la industria aeroespacial a principios de la década del 60.

Es un análisis deductivo detallado, que requiere considerable información sobre los sistemas y constituye una valiosa herramienta para el diseño y también para el diagnóstico ya que puede predecir las causas más probables de una falla.

El objeto del árbol de fallas es traducir en un modelo las condiciones de un sistema que pueden resultar en un evento indeseado, llamado generalmente “evento tope”, que debe ser claramente definido por el analista.

El árbol de fallas representa lógicamente y gráficamente varias combinaciones de eventos normales y anormales que conducen a la producción del evento tope. Esta metodología se aplica para determinar la probabilidad de éxito o de falla de los sistemas que intervienen en los árboles de eventos, ya que permite trabajar con sistemas complejos como los sistemas de seguridad de las centrales nucleares.

Resultados de un Análisis Probabilístico de Seguridad

Finalmente se obtiene un resultado final del APS que dependerá del alcance del estudio.

Se definen tres niveles de APS de acuerdo a su alcance:

- Nivel I:** Estudio de fallas de sistemas y componentes de la planta, que da como resultado una FRECUENCIA DE DAÑO AL NÚCLEO (FDN).
- Nivel II:** Estudio de la respuesta de la contención, que da como resultado una FRECUENCIA DE EMISIONES RADIATIVAS DESDE LA CONTENCIÓN.
- Nivel III:** Estudio de las consecuencias radiológicas sobre el público, da como resultado DOSIS EQUIVALENTE RECIBIDA en el grupo crítico o en el trabajador más expuesto.

ANEXO II

PAUTAS PARA EL MODELADO DE SISTEMAS EN EL APS

Definición de Sistema

Se entiende por "Sistema", en el contexto del APS y bajo el concepto de "Sistema Funcional" al conjunto de componentes que realizan una determinada función. Así, un sistema definido en el marco de un APS puede estar formado por componentes de varios sistemas de la planta.

A estos "sistemas" correspondientes a las cabeceras de los árboles de eventos, se agregan ciertos sistemas soporte de los anteriores. Para ambas clases de sistemas se elaboran árboles de falla.

Identificación y Recopilación de Información

Antes de iniciar el modelado del sistema, se debe conocer el funcionamiento del mismo. Esto incluye la comprensión del sistema y de su función bajo todas las condiciones especificadas en los árboles de eventos, así como identificar qué componentes deben operar y si dichas actuaciones son manuales y/o automáticas. Además, se debe identificar la instrumentación y los sistemas de control asociados a la operación del sistema para comprender totalmente el funcionamiento del mismo.

Para llevar a cabo este estudio se debe identificar y recopilar la documentación específica del sistema a analizar.

Se pone especial atención en los procedimientos de pruebas y mantenimiento para identificar los componentes que puedan quedar mal alineados por dicho motivo. Con el fin de determinar los casos de indisponibilidad por inadecuado alineamiento de componentes, por pruebas o mantenimiento el analista investiga si reciben señal de retorno a la operabilidad en cada caso y qué procedimientos y frecuencias existen para comprobar la posición de componentes, tanto desde Sala de Control como localmente.

Además, se debe disponer de la información que se detalla a continuación generada en la tarea de análisis de Secuencias de Eventos:

- Lista de sistemas a considerar en el APS, clasificados como sistemas frontales y "soportes" y sistemas generadores de eventos iniciantes.
- Criterio o criterios de éxito de cada sistema a modelar para cada secuencia.

Desarrollo del Árbol de Fallas

Para cada sistema o evento iniciante se confecciona un árbol de fallas que exprese las posibles combinaciones de eventos que conduzcan a la falla del sistema o a la ocurrencia del evento iniciante.

- **Eventos a considerar en el Árbol de Fallas**

Los árboles de falla de cada sistema deben contemplar las posibles fallas de componentes; además de las propias del componente, deben considerarse las fallas de los sistemas soporte (en general fallas locales de estos sistemas) que dan cuenta de las dependencias funcionales, así como las indisponibilidades por prueba o mantenimiento.

Cabe señalar que las fallas totales de ciertos sistemas soporte se pueden considerar como eventos iniciantes, y no deben ser consideradas como contribuciones a la falla de componentes específicos.

Las dependencias funcionales entre sistemas se reflejan introduciendo en el árbol de fallas una transferencia hacia la compuerta que represente la falla del sistema soporte correspondiente, y se incluye un evento intermedio que explicita la falla del sistema soporte.

Para determinados componentes de trenes redundantes se incluyen fallas de causa común residual que representen las dependencias que no se han modelado explícitamente (errores de diseño, fabricación, montaje, agresión química, etc.) y que puedan ocasionar la falla simultánea de los mismos.

Además, los árboles de falla recogen los posibles errores humanos que afecten al sistema.

Evaluación del Árbol de Fallas

El objeto es realizar una evaluación cualitativa del árbol de fallas que permita una revisión de la lógica del modelo desarrollado para el sistema, en razón de los conjuntos mínimos de corte obtenidos de la ejecución del código de resolución.

Dado que la evaluación de un árbol de fallas puede realizarse en una etapa en la que la base de datos del proyecto no está completamente desarrollada, se pueden utilizar valores genéricos o de cribado conservativos.

En árboles de fallas suficientemente grandes y con el fin de obtener un número de conjuntos de falla no excesivamente alto, se utiliza un valor de truncado adecuado, para facilitar la tarea de revisión.

Una vez obtenidos los conjuntos mínimos de corte se realiza una revisión de los mismos con los siguientes objetivos:

- 1.- Comprobar el sentido físico de los conjuntos mínimos de corte obtenidos, de acuerdo con el diseño y criterio de falla del sistema para detectar posibles errores en el proceso de modelado.

2.- Detectar aquellos conjuntos mínimos de corte que violen las Especificaciones Técnicas.

3.- Identificación de potenciales fallas de causa común o dependencias entre componentes en dos o más trenes que no hayan sido identificadas en la construcción del árbol de fallas.

ANEXO III

CONFIABILIDAD DE SISTEMAS TECNOLÓGICOS

Con el objeto de poder comprender la etapa de cuantificación requerida en un Análisis Probabilístico de Seguridad, se presenta la siguiente introducción a la confiabilidad de sistemas tecnológicos.

Los avances en la tecnología trajeron aparejado la aparición de complejos sistemas de naturaleza diversa que requieren ser confiables tanto por razones de seguridad como de disponibilidad. Esto impulsó las investigaciones científico-tecnológicas en el campo de las fallas de tales sistemas, dando origen a la teoría de la confiabilidad.

La teoría de la confiabilidad puede definirse como la disciplina que estudia las leyes que gobiernan la ocurrencia de las fallas en los sistemas tecnológicos. La disciplina encara el estudio científico del grado de confianza que se puede tener en los dispositivos que intervienen en prácticas industriales y tecnológicas en general.

Sistemas Tecnológicos

Un sistema tecnológico es un conjunto finito de elementos físicos discretos, que desempeñan una función de interés. Esta función resulta de la interacción de los elementos físicos ya sea entre sí o entre ellos y otros elementos físicos no pertenecientes al conjunto.

Para encarar el análisis de confiabilidad de un sistema tecnológico, debe previamente estar claramente identificado:

- Establecer sus límites externos, definir subsistemas para facilitar su estudio, definir sus límites internos o componentes (estos establecen la resolución del análisis de confiabilidad), establecer las funciones e interacciones de sistema, subsistemas y componentes.

Falla de un dispositivo

Un dispositivo (sistema, subsistema o componente) falla cuando no lleva a cabo la función que le compete durante un dado período y bajo determinadas condiciones de contorno.

Por lo tanto, la falla de un dispositivo es un suceso que requiere especificar de qué modo el dispositivo no funciona (modo de falla), cuándo puede ocurrir el suceso y bajo qué condiciones puede acontecer.

La ocurrencia de la falla de un dispositivo es un suceso de carácter aleatorio, o sea que tiene una dada probabilidad de ocurrencia. Por lo tanto la Teoría de la Confiabilidad es de naturaleza probabilística.

Tipos de fallas

Los principales tipos de fallas que pueden darse en sistemas tecnológicos son:

- **Falla primaria:** falla que ocurre en un dispositivo cuando este se encuentra operando dentro de sus condiciones normales de funcionamiento.
- **Falla secundaria:** falla que ocurre en un dispositivo cuando este se encuentra operando fuera de sus condiciones normales de funcionamiento.
- **Falla de comando:** falla que ocurre en un dispositivo cuando esta es inducida por el dispositivo de control que gobierna su funcionamiento.
- **Falla en espera:** falla que ocurre en un dispositivo mientras este se encuentra en espera de ser demandado para entrar en servicio.
- **Falla en demanda:** falla que ocurre en un dispositivo cuando cambia de estado funcional.
- **Falla en operación:** falla que ocurre en un dispositivo cuando este se encuentra en operación, después de haber entrado en servicio exitosamente.
- **Falla por montaje, mantenimiento, prueba o reparación:** falla que ocurre en un dispositivo inducida por tareas de montaje o mantenimiento, prueba de su funcionamiento o reparación de otra falla previa.
- **Falla independiente:** falla de un dispositivo que se debe sólo a causas intrínsecas a este dispositivo.
- **Falla dependiente:** falla de un dispositivo que se debe a la falla de otro dispositivo o a otra causa externa asociada al dispositivo de interés.
- **Falla por error humano:** falla de un dispositivo inducida por errores de personas que interaccionan directa o indirectamente con él.

Confiabilidad de Componentes

Un componente es toda parte de un sistema tecnológico que se considera indivisible a los efectos del análisis de confiabilidad que se pretende realizar. Los componentes constituyen los límites internos del sistema y definen la resolución del análisis de confiabilidad.

Los componentes se clasifican por su naturaleza en componentes *no reparables* y componentes *reparables*, mientras que por el servicio que prestan en componentes *en espera*, *en demanda* y *en operación*.

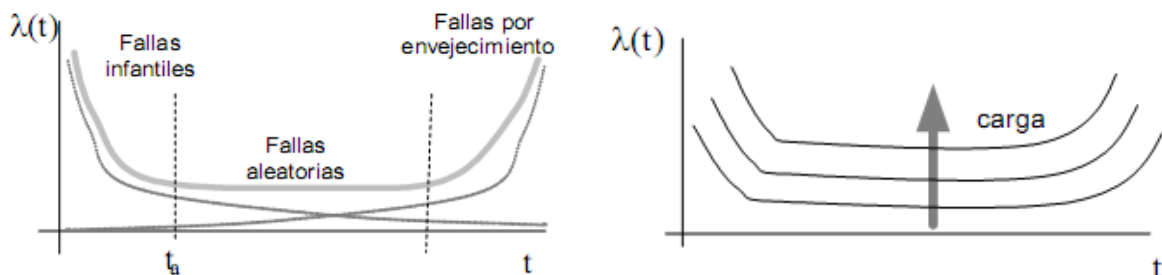
- Los componentes no reparables son componentes que experimentan una única falla a lo largo de su historia, no pueden ser reparados por razones técnicas o económicas. La única falla que experimentan se denomina falla catastrófica. Ejemplos: lámparas eléctricas, transistores, tornillos, etc.
- Los componentes reparables son componentes que pueden experimentar varias fallas a lo largo de su historia. Por sus características técnicas pueden ser reparados luego de cada falla y además conviene hacerlo por razones económicas. Ejemplos: motores eléctricos, bombas, válvulas.
- Los componentes en espera son componentes cuya función debe ser prestada a partir del momento en que son llamados a hacerlo, habiendo estado previamente a la espera de ser demandados. Ejemplos: alarmas, sistemas de seguridad, etc.
- Los componentes en demanda son componentes que en un determinado momento se requiere que cambien de estado operativo. Esto puede ocurrir una o más veces en el transcurso del tiempo. Ejemplo: arranque o parada de una bomba en función del nivel del tanque al que alimenta.
- Los componentes en operación son componentes cuya función debe ser prestada continuamente a lo largo de un dado período. Ejemplo: bombas del refrigerante primario.

El desempeño de los componentes desde el punto de vista de sus posibles fallas se estudia mediante modelos matemáticos probabilísticos. La simplicidad o complejidad del modelo depende de la naturaleza del componente, del tipo de servicio que preste y de la importancia que tenga desde el punto de vista de la seguridad o de la disponibilidad.

Tasa de Fallas

Para algunos componentes tanto mecánicos como electrónicos se utiliza la tasa de falla como modelo para caracterizar las posibles fallas del componente. Las tasas de fallas, en general, son función del tiempo, sin embargo, para el caso de un APS puede considerarse constante con respecto al tiempo, ya que los tiempos de misión en el modelo del APS son cortos, por lo general, de 24 horas.

En las siguientes graficas vemos la conocida curva bañera que muestra la funcionalidad de la tasa de falla con el tiempo:



La primera parte de la curva es la llamada de las fallas infantiles porque es la zona donde se producen las fallas por fabricación del componente. La segunda parte de la curva es donde se puede decir que la tasa de falla es constante con respecto al tiempo y es en esta zona donde se debe operar al componente ya que como se puede ver es donde la tasa de falla es menor. La parte final de la curva es la de las fallas por envejecimiento, en esta parte la tasa de falla vuelve a aumentar y es porque el componente está envejecido, los componentes deben cambiarse antes de llegar a esta zona. En el caso de los componentes electrónicos la Obsolescencia suele ocurrir antes que el envejecimiento.

Confiabilidad de Sistemas

El estudio de la confiabilidad de sistemas es más complejo que la confiabilidad de componentes, ya que depende de la estructura de tales sistemas. En el caso de los componentes la confiabilidad sólo depende de la naturaleza de éstos, pero en el caso de sistemas la confiabilidad depende tanto de la naturaleza de los componentes que lo integran, como de la estructura del sistema. Por lo tanto, es imposible evaluar la confiabilidad de un sistema considerándolo como un todo indisoluble. Por ello es que se lo divide en subsistemas y éstos a su vez en componentes, utilizando para ellos métodos lógico-matemáticos como:

- Método de las redes lógicas
- Método del espacio de estados
- Método del árbol de fallas
- Método Monte Carlo

ANEXO IV

ESQUEMAS SIMPLIFICADOS DE LOS SISTEMAS DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

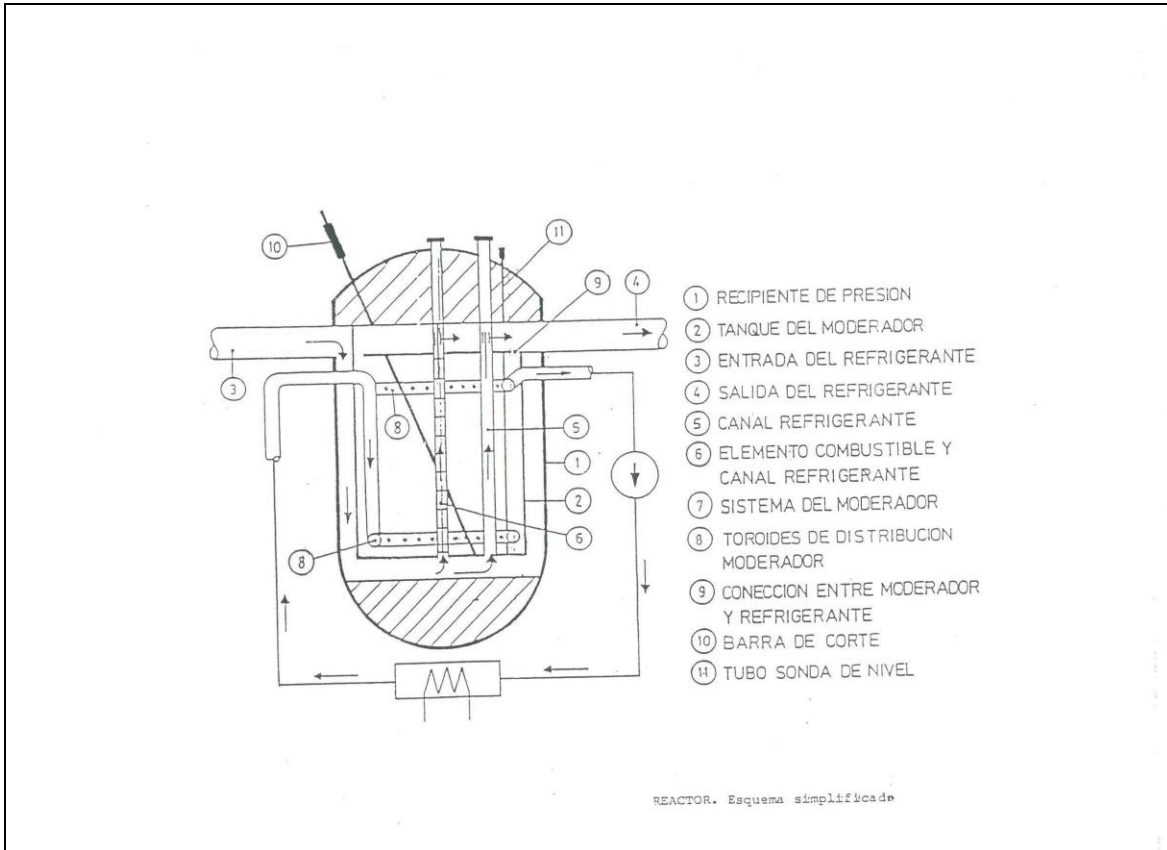


Fig.1: Esquema Simplificado Del Reactor

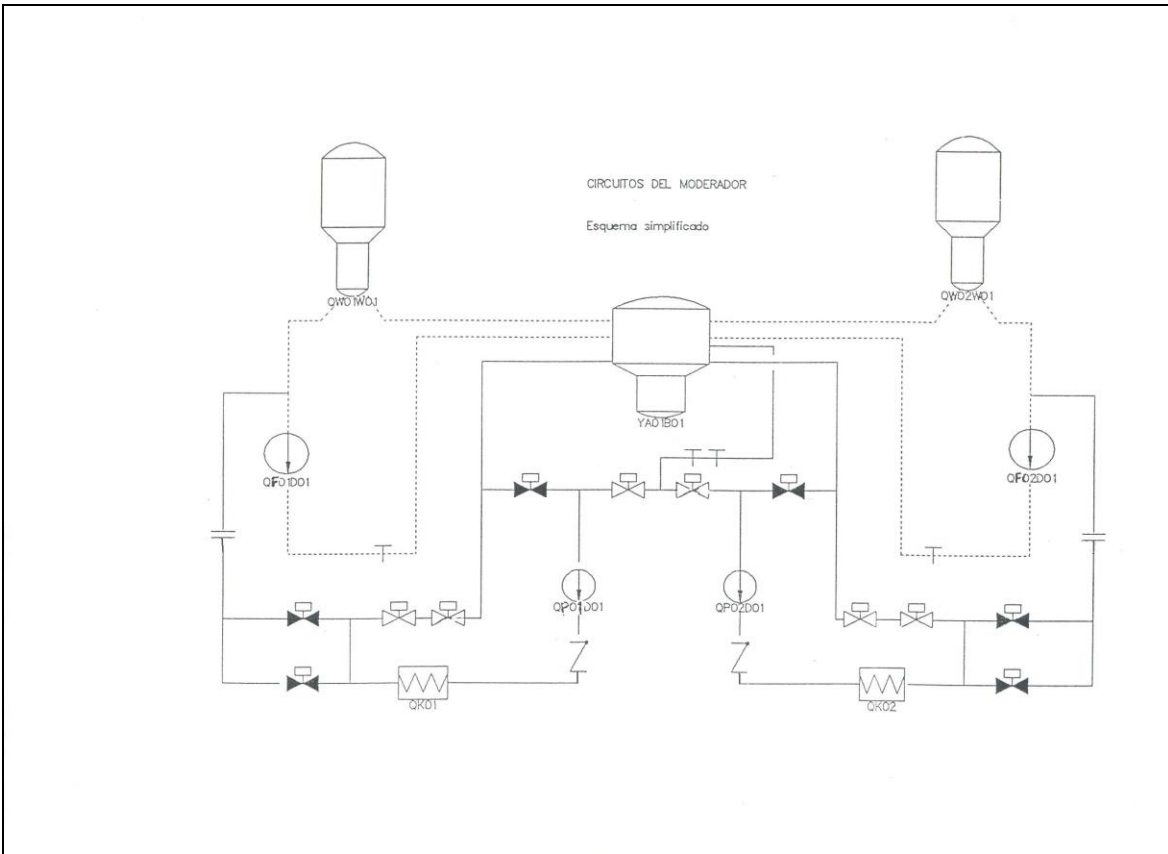


Fig.2: Esquema Simplificado Del Circuito Del Moderador

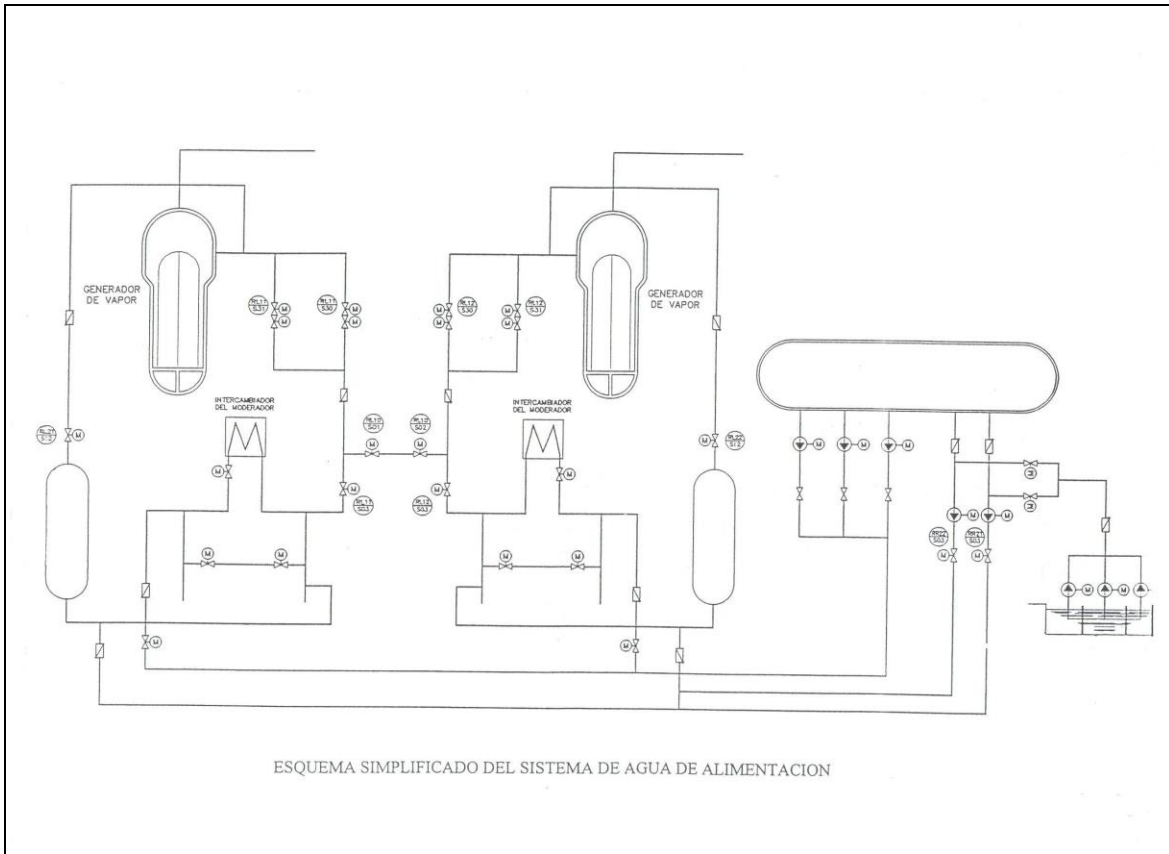


Fig.3: Esquema Simplificado Del Sistema de Agua de Alimentación

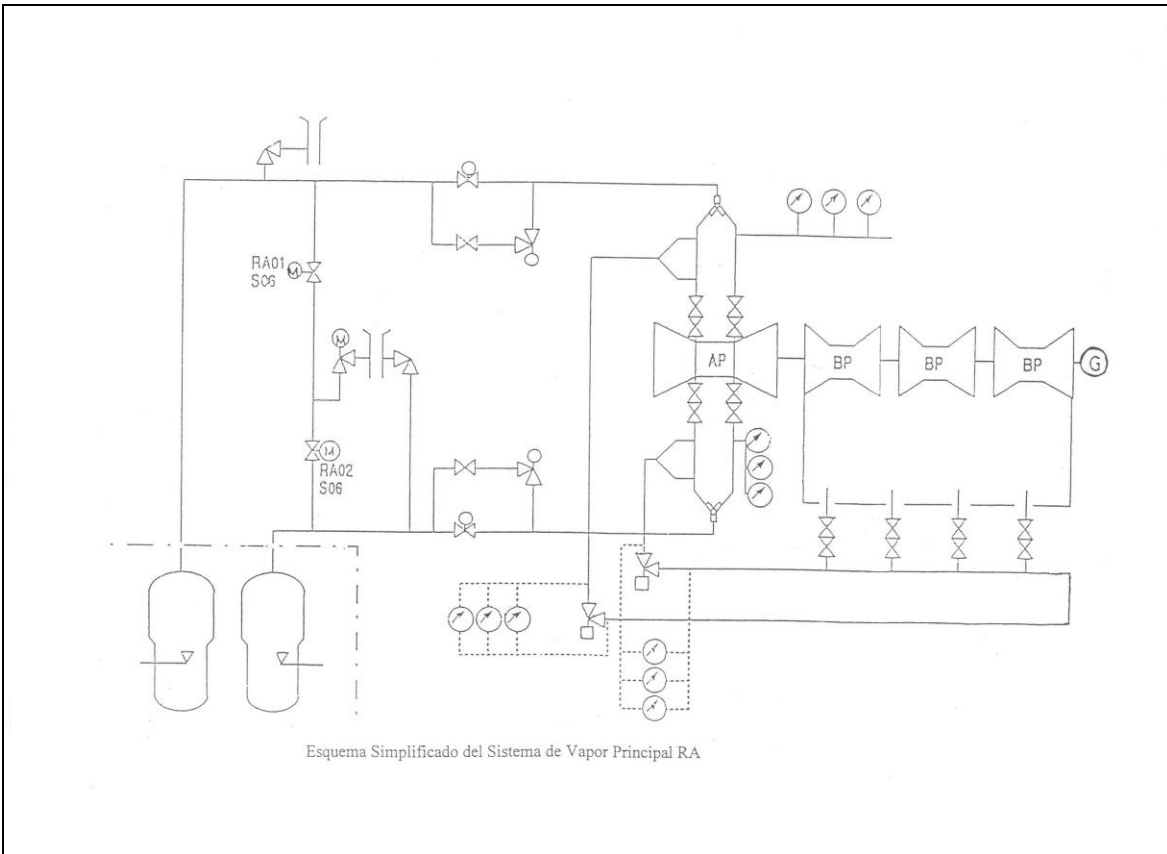


Fig.4: Esquema Simplificado Del Sistema de Vapor Principal

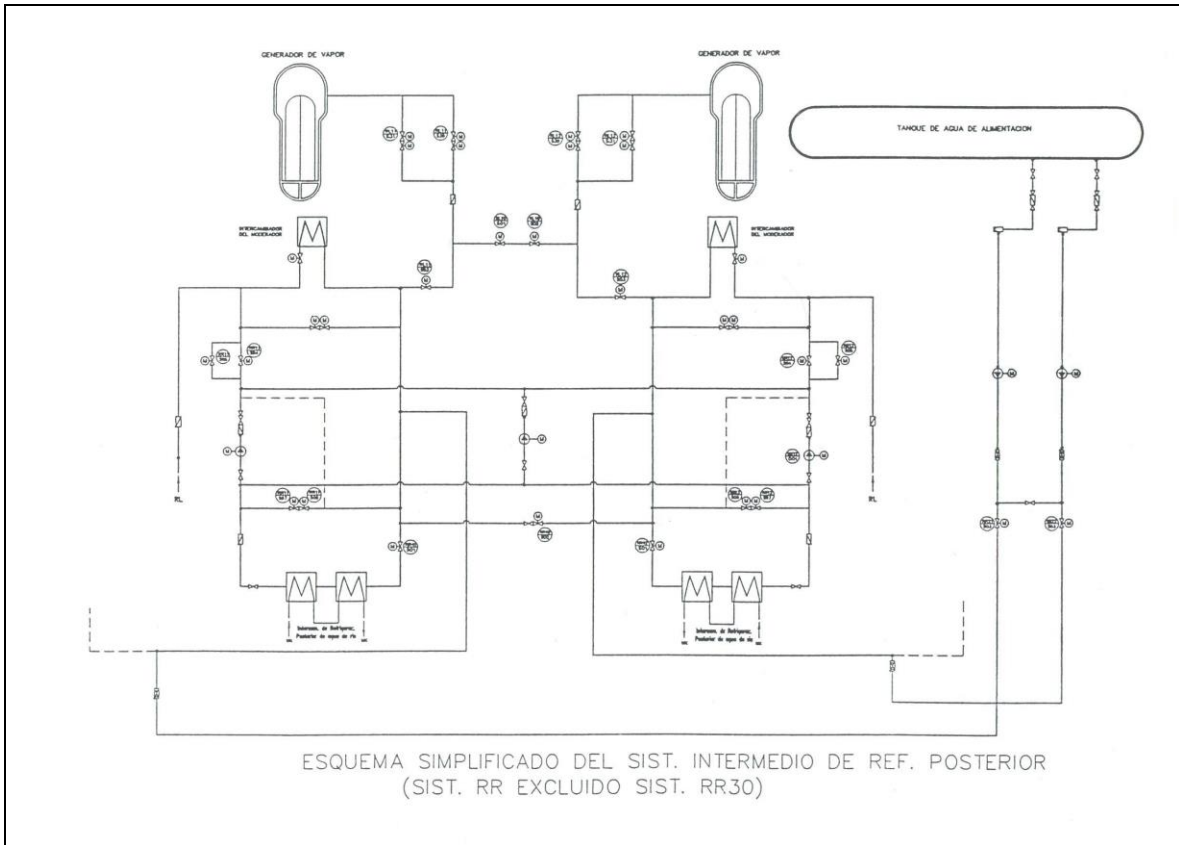


Fig.5: Esquema Simplificado Del Sistema Intermedio de Refrigeración Posterior

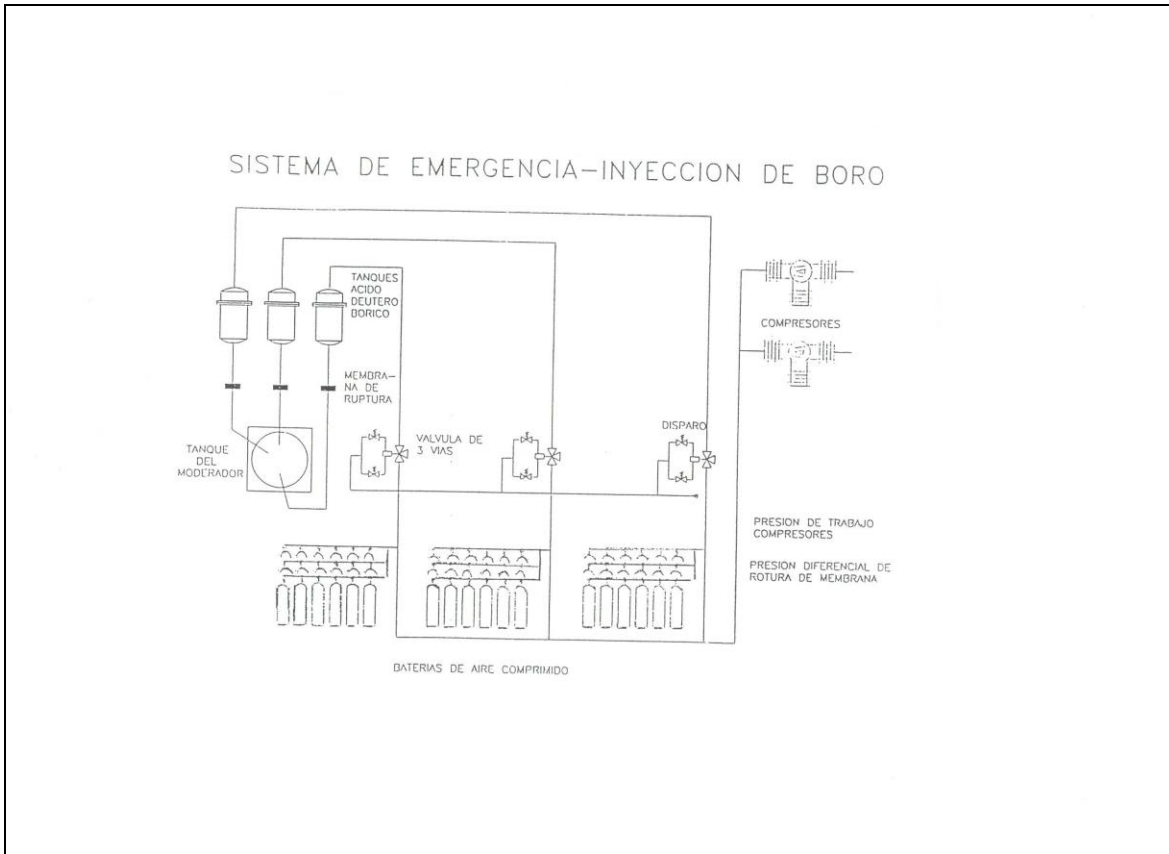


Fig.6: Esquema Simplificado Del Sistema de Inyección de Boro

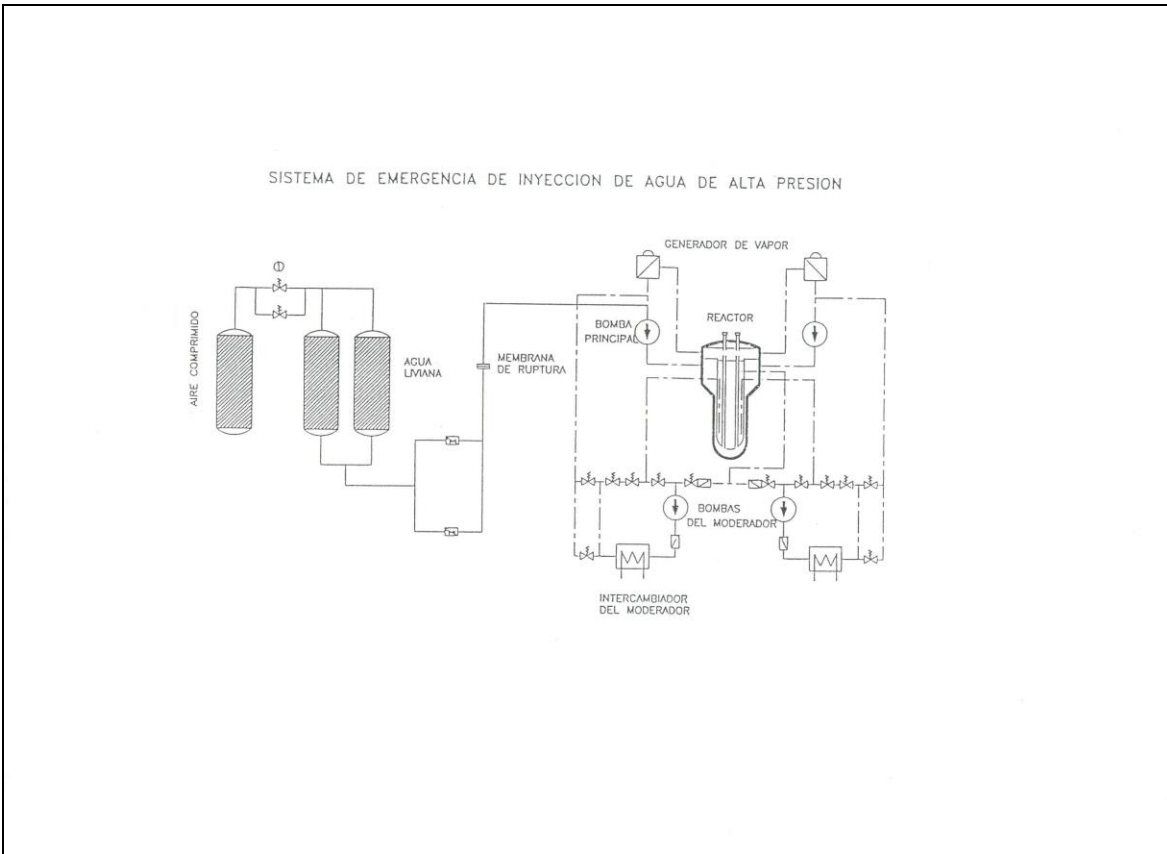


Fig.7: Esquema Simplificado Del Sistema de Inyección de Alta Presión

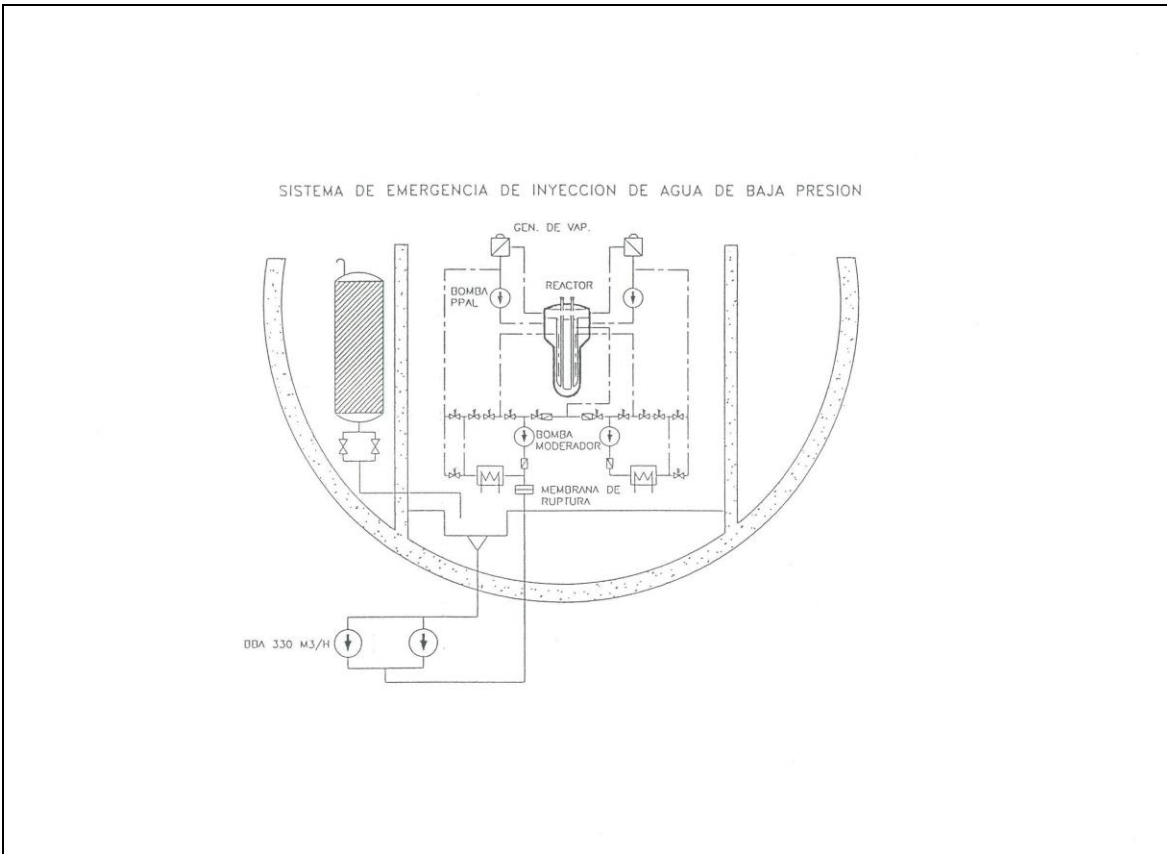


Fig.8: Esquema Simplificado Del Sistema de Inyección de Baja Presión

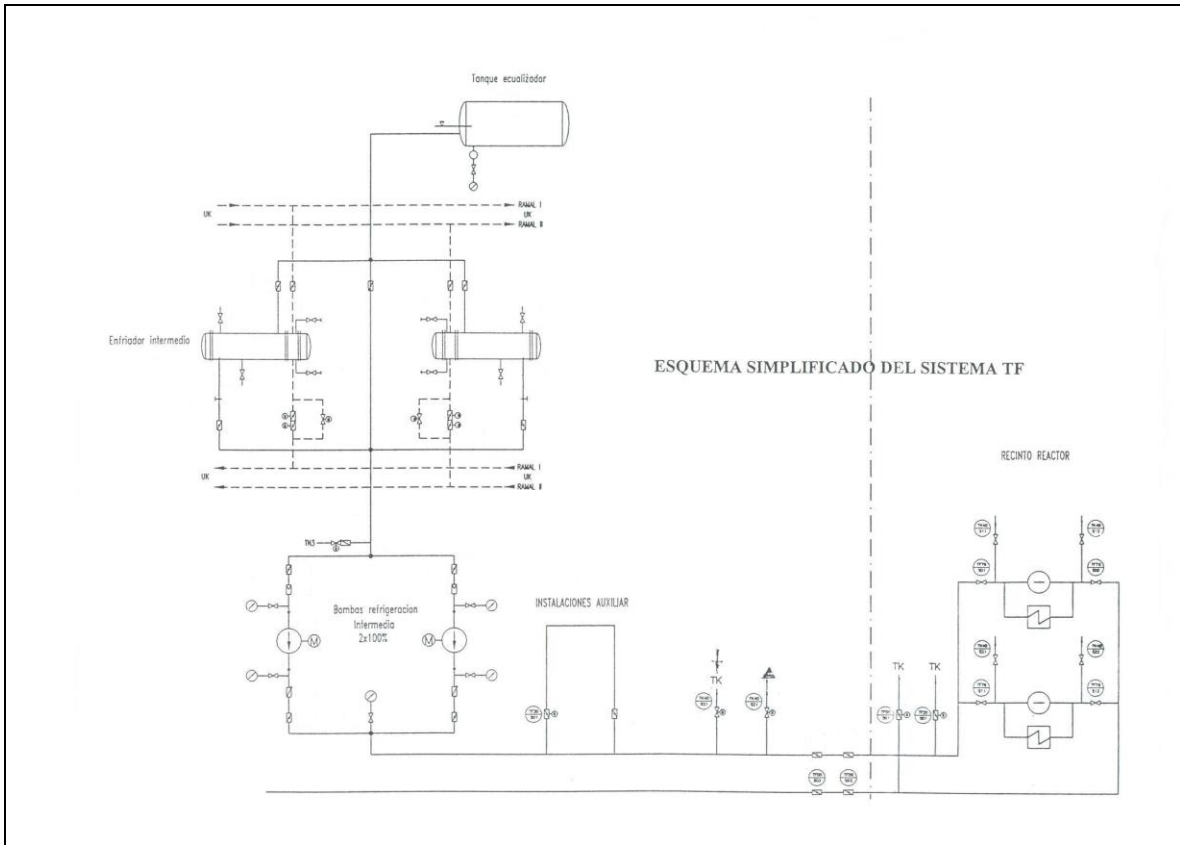


Fig.9: Esquema Simplificado Del Circuito Intermedio de Refrigeración Nuclear (TF)

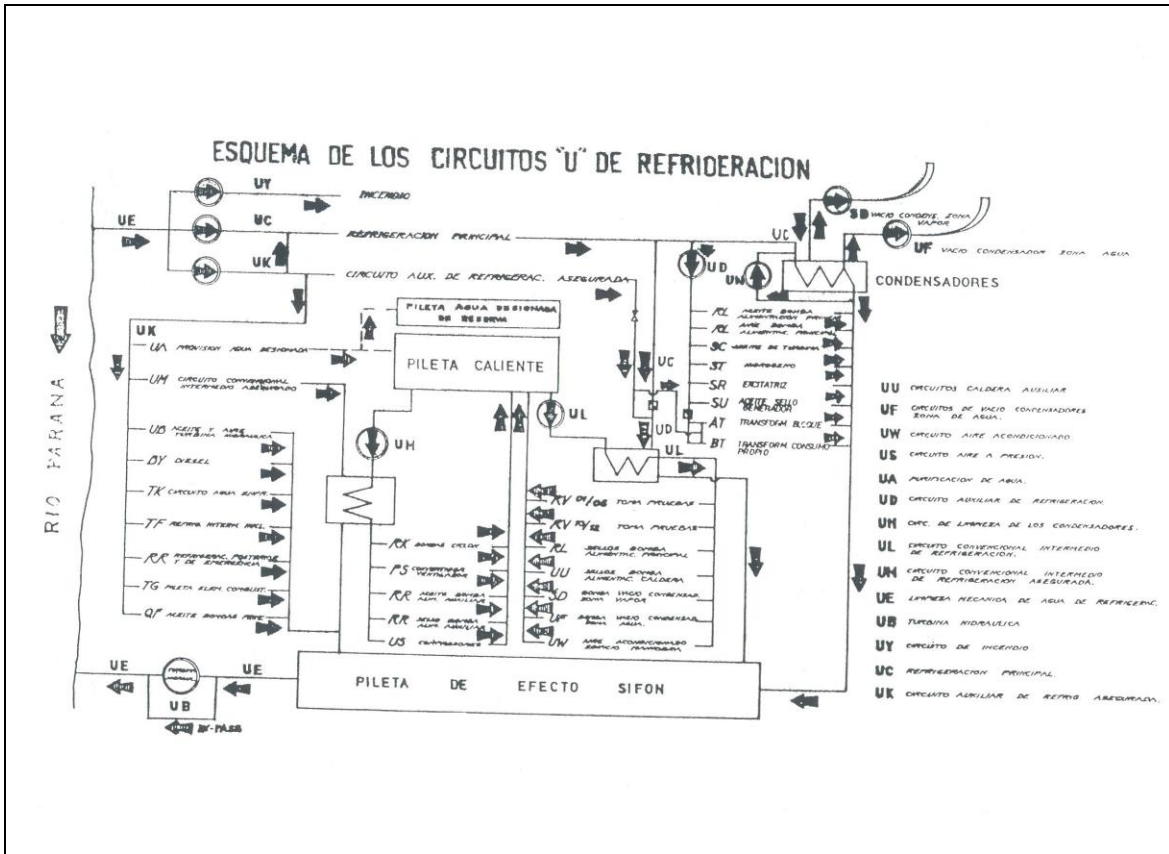


Fig.10: Esquema Simplificado De Los Sistemas de Refrigeración de Agua de Rio (U)

ANEXO V

DESCRIPCIÓN DE LOS SISTEMAS Y DE LAS FUNCIONES DE VÁLVULAS PRIORIZADAS

Sistema de Vapor Vivo RA

El sistema de tuberías de vapor vivo tiene la función de conducir hasta la turbina el vapor producido en los generadores de vapor, para la conversión de energía.

Servicio normal

En servicio normal, la tubería de vapor vivo trabaja a una presión de régimen de 44 ata. El condensado extraído de las tuberías se conduce en forma regulada al depósito de agua de alimentación a través de los recipientes de condensado de alta presión. El caudal de vapor que pasa en servicio normal depende de la potencia con que se trabaja.

Casos de perturbaciones

Perturbaciones ordinarias RA01S06 y RA02S06

Cuando no coinciden la potencia del reactor y de la turbina, entonces la presión de vapor vivo crecerá o decrecerá con más o menos rapidez, en función de la magnitud de la perturbación.

Cuando la presión llega a 43 kg/cm^2 en RA, abren **RA01/02S06**, preparando la línea de venteo. Si llegado el caso que no esté disponible el condensador de turbina, la regulación del by-pass, tomará el control de la válvula de venteo, venteando el vapor vivo a la atmósfera, para evitar la apertura de las válvulas de seguridad.

Si no actúa el by-pass de turbina, y la válvula de venteo no evacua todo el vapor vivo excedente, se abren a 55 ate las válvulas de seguridad.

Perturbaciones graves

En caso de averías graves, actividad en el vapor vivo, o rotura de tubería, se efectúan automáticamente las maniobras necesarias. Se debe sin embargo, comprobar si cierran correctamente las válvulas de interceptación de vapor vivo, sus by-pass y las válvulas de cierre rápido del by-pass de turbina.

RA01S06

Estas válvulas tienen accionamiento de cierre "manual" o automáticamente en caso de señal de actividad en Generador de Vapor I, "Pérdida Grande" o "Pérdida Pequeña", con un retardo, o cuando la potencia del reactor sea superior al 5%.

Además, tienen accionamiento de apertura "manual" desde Sala de Control y de apertura automática por presión en RA mayor a 43 kg/cm^2 .

RA02S06

Estas válvulas tienen accionamiento y mandos como RA01S06, pero además cierra por "protección" en caso de actividad en el Generador de Vapor II superior a la admisible.

Sistema de Agua de Alimentación RL

Las bombas de alimentación RL5 aspiran, mediante tuberías independientes, del depósito de agua de alimentación.

En la impulsión de las bombas están las válvulas de caudal mínimo y la válvula de envío motorizada.

La recirculación de las bombas, a través de las válvulas de caudal mínimo, retorna al depósito por una tubería común.

En la aspiración de las bombas hay también un filtro, y delante del mismo esta conectado el by-pass de atemperamiento.

Las tuberías de impulsión de las bombas de alimentación se unen en un colector común y en el Recinto Anular se subdivide nuevamente en las dos líneas de alimentación correspondientes a cada generador de vapor.

Las dos líneas de alimentación están unidas antes de las válvulas de regulación mediante una conexión para igualación de presión, con dos válvulas de cierre rápido **RL10S01** y **RL10S02**. En el camino hacia el generador de vapor, el agua de alimentación atraviesa los refrigeradores del moderador, donde se calienta nuevamente. Para regular la temperatura del moderador, se dispone de un by-pass, así como una válvula de regulación en la entrada de agua de alimentación a los refrigeradores del moderador.

Detrás del refrigerador del moderador, el agua de alimentación fluye, a través de las válvulas de regulación principal, al generador de vapor.

Para asegurar el circuito de postenfriamiento en caso de avería en el generador de vapor, se instalaron las válvulas **RL11/12S03** en el circuito del agua de alimentación, detrás de los refrigeradores de moderador.

Por razones de seguridad se ha previsto la posibilidad de separar la entrada de los dos ramales de agua de alimentación.

La verificación de la estanqueidad del refrigerador del moderador, se hace a través de una tubería para medición de actividad.

RL10S01 y RL10S02

Estas son las válvulas de vinculación de ramales y pueden accionarse en el caso de Servicio con Corriente de Emergencia en forma manual.

Cierran "manual" y automáticamente en caso de: Corte Rápido del Reactor, "Pérdida Grande" o "Pérdida Pequeña" del medio refrigerante primario, excesiva diferencia de presión entre ambos ramales de alimentación, cuando exista la señal de rotura de tubería de vapor vivo.

RL11S03 y RL12S03

Estas válvulas de cierre se encuentran a la salida del refrigerador del moderador.

Las válvulas se pueden accionar también en caso de Servicio con corriente de Emergencia tanto la apertura como el cierre puede ser "manual" desde la Sala de Control.

La válvula se cierra automáticamente cuando sea demasiado grande la diferencia de presión entre los ramales.

La válvula cierra automáticamente, sin responder a las ordenes de regulador, en los siguientes casos:

- a) Rotura de la tubería de vapor vivo
- b) Corte Rápido del Reactor (RESA)
- c) Señal de "Pérdida Grande"
- d) Señal de "Pérdida Pequeña"

RL11S31 y RL12S31

Válvulas de aislación. Estas válvulas junto con **RL11/12S30** son accionadas por una señal parcial de NZ71 y producen la aislación de los generadores de vapor por bajo nivel en los mismos.

Sistema de Refrigeración Posterior RR

El sistema de refrigeración posterior tiene la misión de transmitir al río el calor del sistema primario después del RESA.

La carga de los componentes individuales de este sistema depende del estado en que se encuentra la Instalación y de la velocidad de parada elegida.

Se indican aquí los siguientes casos de operación:

- a) Refrigeración posterior en caso de fuga grande.

- b) Refrigeración posterior en caso de fuga pequeña.
- c) Parada de la Instalación para trabajos de inspección.
- d) Refrigeración posterior de la Instalación luego del RESA en parada caliente.
- e) Refrigeración posterior prolongada, evacuación de calor de desintegración posterior con la Instalación enfriada.

Diseño del Sistema

El sistema de refrigeración posterior consta de dos circuitos que toman calor del primario de D₂O y lo entregan a los circuitos de agua de río (UK). Cada uno de estos circuitos paralelos es capaz de eliminar por sí solo el calor máximo de desintegración posterior.

Para el diseño térmico del sistema se han considerado las siguientes condiciones de servicio:

- a) Refrigeración posterior en caso de fuga grande:

En la fuga grande desciende la presión del sistema primario hasta alcanzar el valor de la presión que se ha formado en el interior del edificio. En esta falla, el sistema de refrigeración posterior debe evacuar hacia el río el calor de desintegración posterior a niveles bajos de temperatura.

La disminución de temperatura y de presión en el sistema primario tiene lugar entonces según la disminución de la potencia de decaimiento y según la capacidad de evacuación de calor de los refrigeradores posteriores. Debe ser posible evacuar el calor con un solo circuito de enfriamiento.

- b) Refrigeración posterior en caso de fuga pequeña:

En caso de fuga pequeña debe ocurrir una disminución de temperatura en el sistema primario, sin considerar gradiente alguno de temperatura, a los efectos de llevar a la Instalación a un estado seguro. El caudal emergente de pérdida, en este caso, es tan pequeño que la presión en el sistema primario, disminuye lentamente, también la temperatura del agua de alimentación permanece elevada al comenzar la refrigeración posterior. La evacuación del calor debe ser posible con un solo circuito de enfriamiento.

- c) Parada normal de la Instalación:

Durante la parada normal se hallan en servicio ambos circuitos de enfriamiento.

- d) Evacuación de calor con la Instalación en estado caliente sub-crítico:

Si la Instalación debe ser mantenida en estado caliente sub-crítico a efectos de facilitar un arranque rápido, debe evacuarse solamente el calor generado por la desintegración posterior y por las bombas del medio refrigerante principal.

En caso de salir de servicio las bombas solo se disponen después de 12 horas de una potencia de 8 MW de potencia térmica de desintegración posterior.

La temperatura de entrada de agua es de aproximadamente 250°C.

e) Refrigeración posterior prolongada:

Si la Instalación fue parada y enfriada solo debe evacuarse en forma prolongada, el calor generado por la desintegración posterior.

Además hay que destacar que las válvulas **RR10S01 y RR10S02; RR10S03 y RR10S04; RR11S05, RR11S06, RR12S05 y RR12S06; RR21S03 y RR22S03; RR21S12 y RR22S12** son de aislamiento entre ramales.

Sistema de Regulación de Volumen (TA)

El sistema de regulación de volumen cumple las siguientes funciones

- Compensa las variaciones de volumen que tienen lugar en el Circuito Primario de Refrigeración del reactor y en el Sistema de Presurización, debidas a una variación de densidad, que a su vez es consecuencia de una variación en la temperatura del medio refrigerante del reactor.
- Mantiene un nivel de agua mínimo en el depósito de alivio del Presurizador durante la operación del reactor.
- Extrae constantemente del Circuito Primario de Refrigeración un caudal parcial a efectos de limpieza de desgasificación, y lo inyecta nuevamente en el mismo.
- Introduce en el Circuito Primario de Refrigeración el volumen de ácido deuterobórico necesario durante las variaciones de carga y carga cíclica, retirando las correspondientes cantidades de refrigerante.
- Compensa pequeñas fugas en el Circuito Primario de Refrigeración.
- Suministra el agua para los sellos de alta presión de las bombas del Circuito Primario de Refrigeración.
- Suministra el caudal auxiliar de rociado necesario para la disminución de presión en el Sistema de Presurización.
- Alimenta con D2O la máquina de carga.

TA01S02 y TA02S02

Estas válvulas se encuentran en la línea de inyección al circuito del sistema primario. La apertura de una de estas válvulas de conexión del circuito de refrigeración principal con el sistema TA no afecta la operación normal del sistema porque el agua proveniente del sistema TA seguirá inyectándose al circuito del moderador que se encuentra a menor presión en el punto de eyección.

Rociado auxiliar del presurizador

TA10S12

En caso de parada, se rocía el medio refrigerante dentro del presurizador, para disminuir la presión en el Circuito Primario de Refrigeración, mediante la tubería de rociado auxiliar “caliente”. Existe también la posibilidad de alimentar eventualmente medio refrigerante “frío” mediante válvula **TA10S12**, dentro del presurizador.

La apertura de esta válvula provoca una disminución de presión del primario

TA13S01 y TA14S01

Estas válvulas son de la estación reductora de presión. El cierre de estas válvulas conmuta al otro ramal de la estación reductora.

Sistema de Desconexión de Emergencia con Ácido Bórico (TB)

La desconexión de emergencia con ácido bórico tiene la función de un segundo sistema de desconexión para el reactor. En casos de emergencia, automáticamente es inyectado ácido bórico en el moderador, con lo cual el reactor se torna inmediatamente subcrítico.

Dos criterios de disparo ponen en función la desconexión de emergencia con ácido bórico:

- a) Cuando una determinada parte de las barras de regulación no alcanzara la posición final al cabo de cierto tiempo, se produce el disparo de la desconexión de emergencia.
- b) Después de un accidente a raíz del cual se ha producido una pérdida de medio refrigerante, se produce de inmediato la inyección de ácido bórico, pasando por alto el criterio a).

Independientemente de los criterios mencionados, el disparo también puede ser producido manualmente.

Funcionamiento del Sistema

Cuando el equipo se encuentra dispuesto a entrar en funcionamiento, las conexiones permiten la alimentación a través de los 3 ramales y con excepción de la válvula de apertura rápida se encuentran abiertos todos los órganos de regulación. Los sistemas están separados del circuito de refrigerante principal mediante discos de reventamiento, los que se abren automáticamente al producirse una alimentación. Todos los órganos importantes tanto manuales como motorizados dan aviso de alarma en caso de no encontrarse en la correcta posición de disposición para el funcionamiento. Sin embargo, en caso de entrar en

funcionamiento las válvulas motorizadas todavía llegan a recibir el impulso que ordena la apertura de estos órganos.

Cuando se produce la señal de Inyección de Boro (NZ51), son accionadas las válvulas de apertura rápida y en los recipientes de almacenamiento la presión de arrastre va formando un colchón de presión encima del ácido bórico.

A raíz de la presión que se ha ido formando se rompe la membrana de reventamiento y el ácido bórico es inyectado en el tanque del moderador.

La señal de alimentación del ácido bórico se compone de una lenta caída de la presión $(Ap/At)_1$ en el circuito de refrigerante principal o de la desconexión rápida del reactor junto con una insuficiente profundidad de inmersión de las barras de conexión.

La requerida presión del gas de arrastre se proporciona por medio de 2 compresores de alta presión en los depósitos de aire comprimido y es mantenida durante la operación normal de la Central.

TB11S05, B21S05 y TB31S05

Estas válvulas reciben señal de apertura por señal de corte del reactor con inyección de veneno neutrónico. Para considerar su actuación exitosa estas válvulas deben abrir para la inyección de boro y luego cerrar para evitar el ingreso de aire al sistema primario.

Existe presión detrás de las válvulas de apertura rápida **TB11/21/31S03**. Existe indicación a distancia a la sala de mando.

Circuito Intermedio de Refrigeración Nuclear TF

La función principal de este circuito es evacuar el calor producido en equipos y sistemas que operan con fluidos radioactivos y ceder a su vez este calor al Circuito Complementario de Refrigeración. Asegurada de Agua de Río (UK). Esto se consigue mediante un circuito cerrado de agua liviana desmineralizada que, además, constituye una barrera contra el escape al exterior de productos radioactivos, liberados como consecuencia de una fuga en cualquiera de los intercambiadores de calor compartidos por un sistema activo y el de refrigeración intermedia.

Descripción del sistema

El Circuito Intermedio de Refrigeración Nuclear consta, esencialmente de los intercambiadores, donde se cede calor al circuito UK y de dos bombas, de los diversos refrigeradores de los sistemas auxiliares del reactor, como fuentes de calor, así como las tuberías de unión con sus válvulas e instrumentos de medida.

Además forman parte del sistema, un depósito compensador de volumen, un filtro y un depósito dosificador de hidracina.

Las bombas de este sistema impulsan el agua de refrigeración a través de 3 circuitos en paralelo.

Las bombas del sistema no se entregarán para realizar mantenimiento preventivo durante el servicio normal de la planta, si esto implica la indisposición de los mismos.

Si fuera necesario un mantenimiento correctivo de dichos equipos se analizarán cada caso en particular.

El circuito (TF30) situado en el Edificio de Instalaciones Auxiliares refrigera, principalmente, el Sistema de Enriquecimiento de D_2O (TE) y el Sistema de Desgasificación de D_2O y Tratamiento de Gases Radioactivos (TD).

El circuito (TF50), situado en el Recinto Anular, están conectados, principalmente, los equipos relacionados con la seguridad de la Central, como son las bombas del Sistema de Alimentación de Seguridad (Sistema TJ) y las bombas de refrigeración posterior (Sistema RR).

El circuito (TF70, TF80), situados en el Edificio del Reactor, refrigera principalmente, los post-enfriadores de alta presión del Sistema de Regulación de Volumen, las bombas del Circuito Principal de Refrigeración y las bombas del Moderador, así como la refrigeración del Sistema de Suministro para la Máquina de Recambio y Posición de Prueba (Sistema TW).

Dentro del Edificio del Reactor hay todavía otra conexión a varios puntos de refrigeración (Refrigeradores del aire de recirculación), que normalmente se alimentan del Circuito de Agua Fría (TK), en caso de servicio con Corriente de Emergencia, se alimentan del Circuito TF.

Por otra parte, existe la posibilidad de refrigerar las bombas del Moderador desde el Circuito de Agua Fría (TK).

El calor tomado por el circuito TF en estos puntos de refrigeración, es cedido al Circuito de Refrigeración Asegurada de Agua de Río (UK) en cada uno de los intercambiadores del circuito TF. Cuando la temperatura del agua del circuito UK sea muy baja, puede abrirse parcialmente el by-pass de los intercambiadores con objeto de mantener la temperatura en el tramo inicial del Circuito Intermedio de Refrigeración Nuclear por encima de la temperatura de punto de rocío del ambiente, evitando así la formación de agua de condensación.

El depósito compensador de volumen está situado encima del punto más elevado del sistema, en la torre de D_2O . Su tubería de compensación está conectada a este circuito a la entrada de los intercambiados. El depósito compensador de volumen tiene por objeto compensar las variaciones de volumen de agua en el circuito debido a las oscilaciones de temperatura. Al mantenerse casi constante el nivel de agua, este depósito sirve simultáneamente para mantener la presión. Su contenido de agua supone además, una reserva para eventuales pérdidas del circuito. Como la superficie libre del depósito está en contacto con la atmósfera, se hace pasar un pequeño caudal de agua a través del depósito de

dosificación de hidracina para evitar un empobrecimiento excesivo en dicho reactivo (peligro de corrosión).

El sistema se llena con agua desmineralizada, no desgasificada, mediante una tubería de alimentación de agua del sistema TN. A través de esta tubería, se repone también las pérdidas de agua mediante una regulación Todo-Nada.

Los filtros en la aspiración de las bombas sirven para retener cuerpos extraños gruesos al poner en servicio el sistema y, después de la primera puesta en marcha del circuito, se pueden desmontar.

Para mantener limpia de productos de corrosión sólidos el agua de refrigeración, se recircula continuamente un caudal parcial de unos $10 \text{ m}^3/\text{hora}$ en el tramo de impulsión de las bombas haciéndolas pasar a través de un filtro. Allí se retienen todas las partículas de más de 100μ . El agua limpia se devuelve al circuito en el tramo de aspiración de las bombas.

La eventual actividad en el circuito se mide en un detector, situado en una recirculación de las bombas del circuito.

Para evitar corrosiones por oxígeno en las paredes de tuberías, bombas, intercambiadores, etc., el agua se inhibe con hidracina.

Las válvulas importantes llevan un motor de accionamiento; las demás se accionan a mano. El caudal que pasa por los diversos puntos de enfriamiento se ajusta una sola vez, con excepción de los post-enfriadores de alta presión (Sistema de Regulación de Volumen), cuya regulación de caudal se efectúa por la válvula de regulación.

La refrigeración de la Máquina de Recambio de Elementos Combustibles lleva un sistema de circulación propio.

TF00S01, TF20S03, TF30S01

Operación con servicio de corriente de emergencia:

En este caso, varios refrigeradores de aire de recirculación, que normalmente se alimentan del Circuito de Agua Fría TK, son conmutados al Circuito Intermedio de Refrigeración Nuclear, con las válvulas **TF00S01**, **TF20S03** y TK40S01/S02. Simultáneamente, se interrumpe el suministro a los componentes ubicados en el Edificio de Instalaciones Auxiliares, con la válvula **TF30S01**. Además se reduce a 600 t/h , el caudal de agua de refrigeración del Circuito UK que pasa por el intercambiador.

TF00S02

Operación en caso de pérdida del refrigerante principal:

En principio, este caso no se diferencia del caso normal, salvo para aislarse el refrigerador de agua de sellos de las Bombas del Circuito de Refrigeración. En caso de producirse simultáneamente la pérdida de refrigerante y la de servicio de Corriente de

Emergencia, se efectúan las maniobras citadas, en el caso de Operación con Servicio de Corrientes de Emergencia con excepción de los puntos de refrigeración normalmente alimentados por TK.

Sólo tienen lugar otras conmutaciones, sí como consecuencia de la avería ha quedado dañado el Circuito Intermedio de Refrigeración Nuclear. Esto se acusa por el descenso o elevación (según la situación del punto de rotura, y la presión en el edificio) del nivel de agua del depósito compensador de volumen. En este caso, se interrumpe el tramo del Circuito Intermedio de Refrigeración Nuclear que conduce al Edificio del Reactor, mediante las válvulas **TF00S02** y **TF20S02**.

En este caso las bombas del moderador, que cumplen funciones de seguridad, son conmutadas automáticamente por una señal de los medidores de caudal, a un ramal del sistema TK.

TF00S03 y TF20S06

La falla de estas válvulas (falla a permanecer en posición) provoca la pérdida de refrigeración en el recinto del reactor. La pérdida de refrigeración de las bombas de refrigeración posterior (QP) es compensada mediante la conmutación al Sistema TK.

TF57S01 y TF57S02

La falla de estas válvulas (falla a permanecer cerrada) disminuye el caudal por transferencia a TK, esto es detectado por un medidor de caudal del Sistema.

TF76S01, TF76S02, TF76S11 y TF76S12

La falla al cerrar de estas válvulas hace fallar la conmutación TF/TK.

Las bombas del moderador están aseguradas con la conmutación al TK. Esta tiene lugar cuando existe, como señal de consentimiento, una señal que indique que las válvulas del TF están cerradas

Para la bomba QP01 se considera que fallo la conmutación cuando falla al cerrar **TF76 S01/S02** y al abrir de TK40 S11/S12.

Para la bomba QP02, se considera que fallo la conmutación cuando falla al cerrar **TF76 S11/S12** y al abrir de TK40 S21/S22.

El TF cierra cuando los medidores detectan bajo caudal y el TK abre automáticamente sus válvulas cuando tiene como consentimiento, señal de que las válvulas del TF cerraron.

Puede conmutar la refrigeración de una o de las dos bombas ya que se hace en forma independiente.

Modelado de la falla de refrigeración en el tiempo de misión de las bombas del moderador QP.

Es necesario asegurar la refrigeración de las bombas en en el tiempo de misión, vía el sistema TF ó el sistema TK. En caso de falla del Sistema TF, deben conmutar exitosamente las válvulas correspondientes **TF76 S01/S02/S11/S12**.

Sistema de Inyección de Seguridad (TJ)

El sistema de inyección de seguridad debe encontrarse disponible durante el régimen normal de explotación de la instalación y, después de un accidente con pérdida del medio refrigerante primario, limitar la extensión de los daños derivados de tal accidente mediante la inundación y refrigeración de emergencia del núcleo. Así mismo se encargará de la extracción del calor acumulado en el Edificio del Reactor, de tal forma que las instalaciones de seguridad (principalmente la envolvente de acero) previstas para evitar la liberación a la atmósfera de productos radiactivos procedentes de la fisión, se mantengan efectivas y no haya peligro para la población próxima a la Central Nuclear.

Criterios de proyecto

Los criterios de proyecto se determinan según los distintos casos de accidente.

En la evolución y consecuencia de un accidente con pérdida del medio refrigerante primario son fundamentales la situación, forma y, sobre todo, la magnitud de la fuga. Las contramedidas del sistema de inyección de seguridad deben corresponder por tanto a las necesidades específicas de un accidente determinado.

Hipótesis del Accidente Máximo Creíble

El accidente supuesto es la rotura de una tubería de refrigeración principal, que produce una sección de derrame igual al doble de la sección de la tubería. La presión en el circuito de refrigeración principal disminuye en algunos segundos hasta la presión de equilibrio que se alcanza en el edificio del reactor y no es posible evitar que el núcleo quede en seco. La refrigeración ulterior debe asegurar que la temperatura en el núcleo no aumente tanto que puedan desarrollarse reacciones químicas muy exotérmicas, las que incrementarían la temperatura y, con ello, la presión en el edificio del reactor (por ejemplo, la reacción circonio-agua y la eventual reacción hidrógeno-oxígeno sucesiva deben mantenerse dentro de un margen permisible); la refrigeración debe impedir daños en los elementos combustibles de una magnitud tal que se altere la configuración nuclear requerida para la eliminación de calor (así, ha de evitarse que fundan los envoltentes de las barras de combustibles y las propias barras). El reactor ha de ser mantenido, además, sub-crítico; este criterio lo asegura la inyección de ácido deuterobórico (Véase la descripción TB).

La misión de los acumuladores de presión consiste en acortar el período crítico tras la rotura de la tubería del medio refrigerante (período durante el que el núcleo se calienta por la insuficiente refrigeración) y volver a inundar el núcleo en el plazo de tiempo más breve posible.

La presión de impulsión de los acumuladores de presión es tal que, durante los primeros 30 segundos, después del accidente se inyecten, por lo menos, $13,5 \text{ m}^3$ de agua en el núcleo. De esta forma, se inicia una refrigeración del núcleo por la evaporación parcial del agua inyectada. Para la total inundación del núcleo, es decir, el recubrimiento de la longitud activa de los elementos combustibles, se requieren 30 m^3 .

Tras la inundación del núcleo, el calor residual ha de ser evacuado del núcleo por evaporación. Esto requiere un caudal de aproximadamente $300\text{-}400 \text{ m}^3/\text{h}$. Ha de tenerse en cuenta que, en el circuito dañado, escapa a través de la ruptura todo el caudal inyectado y pasa a los sumideros de la planta del reactor, sin entrar en contacto con el núcleo. Por esta causa se establece en los sumideros una temperatura inferior a la temperatura de ebullición. Partiendo de estas condiciones marginales, se dimensionan las bombas de inyección de seguridad.

TJ21S01, TJ22S01, TJ23S01 y TJ24S01

La falla al abrir de estas válvulas produce la falla de la inundación del sumidero en caso de accidente. El agua contenida por TJ21/22B01 no puede llegar al sumidero y por ende, no se cuenta con este volumen de agua para refrigerar el núcleo en caso de emergencia.

Inyección a alta presión

TJ60S12, TJ60S22, TJ50S11, TJ50S21, TJ60S11, TJ60S21, TJ50S12 y TJ50S22

La actuación automática del sistema de inyección de alta presión (NZ55 y NZ62) ocurre cuando se cumple alguno de estos tres criterios:

- a) Ocurrencia simultánea de estas tres condiciones:
 - NZ52 (Pérdida pequeña) actuada.
 - NZ53 (Perdida grande) no actuada.
 - $20 \text{ ate} < \text{Presión del primario} < 55 \text{ ate}$.
- b) Ocurrencia simultánea de estas dos condiciones:
 - NZ53 (Perdida grande) actuada desde hace al menos 60 segundos.
 - $\text{Presión del primario} < 55 \text{ ate}$.
- c) Ocurrencia simultánea de estas dos condiciones:
 - NZ53 (Perdida grande) actuada.
 - $\text{Presión del primario} < 10 \text{ ate}$.

La señal NZ55 genera órdenes de apertura para las siguientes válvulas:

TJ50 S011 y TJ60 S011

TJ50 S021 y TJ60 S021

TJ50 S012 y TJ60 S012

TJ50 S022 y TJ60 S022

Luego de actuada NZ55, cuando la presión del sistema primario cae por debajo de las 20 ate se genera la señal NZ64, que da orden de cierre a estas mismas válvulas, a los

efectos de minimizar la entrada de un gas no condensable como el aire en el sistema primario.

Circuito de Agua Fría (TK)

La instalación de agua fría tiene los cometidos siguientes:

- Refrigerar el aire de entrada en la instalación de aire acondicionado de la zona controlada (TL).
- Deshumectar parcialmente el aire por condensación en los enfriadores del sistema de ventilación.
- Mantener una temperatura ambiente adecuada en los recintos.
- Enfriar el aire circulante en los recintos provistos de ventilación en circuito cerrado.
- Evacuar junto con la instalación de aire acondicionado TL, el calor producido por motores, aparatos, iluminación, personas, etc.
- Refrigerar hasta una temperatura definida los circuitos de toma de muestras para medición de actividad.
- Alimentar varios refrigeradores para la separación por condensación del D_2O de los gases de extracción de las columnas de enriquecimiento (TE).
- Enfriar el aire de recirculación para separar el D_2O y H_2O por condensación (TL)
- Enfriar el agua para las bombas de vacío y compresores de anillo hidráulico.
- Alimentar los condensadores de D_2O , del circuito de medidas de densidad del producto de pie en las columnas de enriquecimiento (TE).
- Mantener constante la temperatura de los baños termostáticos para los instrumentos de medida de densidad de D_2O (TE).
- Enfriar y deshumedecer los gases de escape del sistema de desgasificación TD.
- Refrigerar el aire comprimido a la salida de los compresores del sistema TD.
- Enfriamiento de los gases técnicos.
- Evacuar el calor de la botella basculante para el cambio y secado de elementos combustibles.

Instalación de agua fría

TK10S01

El equipo de refrigeración para los circuitos de agua fría está en la cota +0,0 metros del Edificio de Instalaciones Auxiliares. El depósito compensador de volumen para la red de agua fría está instalado en la torre de D₂O en el Edificio de Instalaciones Auxiliares. Los puntos de refrigeración que hay que alimentar con agua fría están distribuidos por toda la zona controlada.

El sistema consta de:

- a) Instalación de agua fría, por turbo compresores.
- b) Instalación de agua fría, por compresores de émbolo.

El agua fría es impulsada por las bombas de circulación que están en funcionamiento permanente y, a través de la red de distribución llega a los distintos refrigeradores. El agua fría se calienta al pasar por los refrigeradores, y vuelve a enfriarse en las máquinas frigoríficas.

En la máquina frigorífica, el vapor del fluido refrigerante que ha absorbido calor en el evaporador, es aspirado por el compresor, que lo lleva a la presión de condensación y lo impulsa al condensador.

En el condensador, el calor extraído del agua fría en el evaporador, más el calor de compresión, pasan al agua de refrigeración (agua del río). En este proceso el vapor del fluido refrigerante; sobrecalentado, se enfría y condensa de nuevo.

El medio frigorífico líquido pasa a través de una válvula de expansión al evaporador, tomando en éste energía térmica del agua fría.

De la tubería de impulsión de las bombas sale la recirculación de las mismas a través del filtro. Parte del caudal de agua fría pasa así constantemente por el filtro, con lo cual se consigue una gran depuración del agua fría. De la tubería de impulsión de la bomba sale también la línea de recirculación a través del monitor de actividad del agua fría, lo que permite un control constante de la actividad.

Un circuito que mide la caída de presión del agua fría a través de los turbocompresores regula la válvula de recirculación desde la impulsión de las bombas a la entrada de las bombas y del agua fría a los turbocompresores, abriéndola cuando la diferencia de presión sea demasiado baja. Así se asegura que al salir de servicio varios refrigeradores, las máquinas frigoríficas sigan trabajando con un caudal suficiente de agua fría en los evaporadores. Si a pesar de ello, se interrumpe la circulación, un aparato de control de caudal desconecta la instalación.

Con el agua de refrigeración (agua de río) está sometida a variaciones de temperatura según la estación del año y las condiciones atmosféricas, el paso del agua de refrigeración por el condensador es regulado por la válvula de estrangulación del agua de refrigeración, cuando ésta llega a una temperatura inferior a los +18°C. Dicha válvula está

gobernada por la presión del condensador, y así se impide que esta presión descienda demasiado.

Cuando se desconecta un grupo frigorífico, una válvula motorizada cierra automáticamente el paso en la tubería de agua de refrigeración. Así como la seguridad de que el condensador no se ensucia sin necesidad al parar la máquina. La instalación frigorífica para turbocompresores, y la instalación con compresores de émbolo están unidas entre sí mediante la válvula motorizada **TK10S01** de forma que las cuatro (4) máquinas pueden trabajar sobre una red común de agua fría.

De esta forma se logra una mejor distribución de la carga de las máquinas, cuando éstas funcionan en régimen parcial.

Servicio en paralelo

La instalación de turbocompresores, y la instalación de compresores de émbolo, están unidas en paralelo entre sí a través de una derivación con la válvula motorizada **TK10S01**.

En caso de necesidad, puede abrirse la válvula motorizada, y entonces la instalación de compresores de émbolo suministra agua fría también a la instalación de turbocompresores o viceversa.

Refrigeración de las bombas del moderador TK40S11, TK40S12, TK40S21 y TK40S22

El circuito de refrigeración intermedio nuclear TF enfría normalmente las bombas del moderador. Si falla este circuito se efectúa automáticamente la conmutación del sistema TF al sistema TK, mediante las válvulas de paso motorizadas **TK40S11/S12/S21/S22** y **TF76S01/S02/S11/S12**.

Las bombas de moderador se refrigeran entonces por el circuito de agua fría.

TK48S16 y TK48S17

La falla de estas válvulas a permanecer en posición (abiertas) hace fallar la refrigeración del recinto de las bombas TJ y esto puede conducir a fallas en la refrigeración al largo plazo en caso de accidentes. Al cerrarse estas válvulas se cierra la circulación de agua del Sistema TK y por ende falla la fuente fría para la refrigeración del recinto.

ANEXO VI

NOMENCLATURA DE SISTEMAS MECÁNICOS EN LA CNA I

MECANICA
Grupo N – Z Mecánica
N – Núcleo del reactor.
P – Transporte y almacenamiento de los elementos combustibles.
Q – Circuitos principales del reactor.
R – Circuito agua vapor incluida instalación precalentadora.
S – Tubogrupos.
T – Instalaciones auxiliares y secundarias del reactor.
U – Instalaciones secundarias convencionales.
X – Envoltura de seguridad y piezas interiores.
Y – Recipientes de presión.
Z – Datos característicos.
Grupo N: Núcleo del reactor.
NA – Recipiente para el moderador, tuberías del moderador en el núcleo, etc.
NB – Elementos combustibles.
ND – Medición de diferencia de presión en canales refrigerantes del reactor.
NE – Piezas móviles del canal de refrigeración (sin elementos combustibles ni cabezales de cierre).
NF – Conducto de guías de las barras de control.
NH – Dispositivos de elevación y montaje para partes del sistema ya terminado.
NJ – Dispositivo Botella verde.
NK – Canales de refrigeración, excluyendo las construcciones interiores.
NT – Piezas de relleno y blindaje.
UN – Componentes mecánicos del sistema local de vigilancia de las mediciones Incore a la salida de canales refrigerantes.
NV – Envoltura combustibles de ensayo.
NW – Herramientas.
NY – Componentes mecánicos para instrumentos de medición de actividad – Portales de medición.
NX – Sistema de detección de elementos combustibles defectuosos, incluida válvula multivía.
NZ – Protección del reactor.

Grupo P:
PA – Pileta para los elementos combustibles.
PB – Periscopio de Inspección de elementos combustibles quemados.
PD – Equipo inspección elementos combustibles nuevos.
PG – Bastidores para almacenamiento de combustibles quemados.
PL – Máquina de recambio y mecanismo de traslación, suspensiones de cables, posicionado.
PM – Dispositivos de manipulación en la pileta, puente de manipulación.
PN – Almacenamiento de los nuevos elementos combustibles.
PP – Equipo de prueba para los elementos combustibles nuevos.
PS – Equipo de exclusiva, dispositivos de decaimiento, basculante, estación de secado.
PT – Vehículos y recipientes para el transporte de elementos combustibles.
PW – Herramientas y equipos para el montaje de la máquina de carga en el edificio del reactor.

Grupo Q: Circuitos principales del reactor.
QD – Sistema para el mantenimiento de la presión.
QF – Bombas del circuito principal de refrigeración.
QH – Circuitos principales de refrigeración.
QK – Refrigerador del moderador.
QM – Circuito de refrigeración del moderador.
QP – Bombas del moderador.
QW – Generador de vapor (lado reactor).
Grupo R : Circuito agua vapor
RA – Tubería de vapor vivo y by pass de AP (desde la salida del generador de vapor).
RB – Tubería de vapor de Baja Presión.
RE – Extracción de BP y drenaje.
RK – Condensado secundario del separador de agua.
RL – Desgasificación, transporte y precalentamiento del agua desmineralizada de alimentación, lado de AP.
RM – Transporte y precalentamiento del condensado, lado BP
RN – Transporte del condensado secundario, lado BP.
RR – Sistema de refrigeración posterior.
RS – Sistema de agua de sello.
RU – Retroalimentación del condensado de desagote.
RV – Tomas de muestras, lado secundario.
RW – Lado secundario del generador de vapor. Purgas continua.
RX – Sistema de Inyección de agua de emergencia.(SSC)
RZ – Desagüe de la casa de máquinas / auxiliares/SSC.

Grupo S: Turbogruppo
SA – Carcasa de la turbina.
SB – Cojinetes de la turbina.
SC – Abastecimiento de aceite.
SD – Condensación aspiración de aire.
SE – Regulación de la turbina.
SF – Equipo evacuación por soplado.
SG – Alimentación de vapor de los prensaestopas.
SH – Drenajes.
SP – Alternador (SPI0K10 protección del alternador; SPI0K20 desexcitación; SPI0C10 regulación de la tensión).
SQ – Cojinetes del alternador.
SR – Equipo de excitación (Incl. Circuito de refrigeración).
ST – Abastecimiento de hidrógeno.
SU – Abastecimiento de aceite de sellos.

Grupo T :Instalaciones auxiliares y secundarias del reactor
TA – Regulación volumétrica, sistema de almacenamiento, dosificación de ácido bórico.
TB – Desconexión de emergencia por Acido Deuteroborico.
TC – Instalación de limpieza del medio refrigerante.
TD – Sistemas de desgasificación del medio refrigerante principal – Mediciones de D2 y O2
TE – Instalación de enriquecimiento de D2O.
TF – Circuito intermedio de refrigeración nuclear.
TG – Circuito de refrigeración de las piletas
TJ – Sistema de Alimentación de seguridad.
TK – Circuito de agua fría.
TL – Instalación de ventilación en zona controlada.
TM – Sistema de Abatecimiento gas metano.
TN – Instalación de Agua Desmineralizada – TN ¾ Circuito de Vapor Condensado TN 7/8
TP – Sistema de Aire Comprimido 2-4
TR –1/4/7 Tratamiento de Aguas Residuales. 2/5 Instalación de Filtrado por Tierra Diatomea 3 Instalación de Evaporación
TT – Tratamiento de Sólidos Radiactivos.
TU – Regeneración del Agua Pesada D2O Residual.
TV – Sistemas de toma muestras
TW – Maquina de Recambio de EC. Sist de Refrigeración.
TX – 1-2 Sistema de Secado de EC.
TX90 – Secado de Elem.Comb – Sistema de Acumulación de Gases.
TX80 - Esclusa para transporte de Ec.
TY – 1 A -Sistema de Drenajes
1 B - Sistema de Desagues.
TZ – Desague de los edificios.

Grupo U: Instalaciones secundarias convencionales
UA – Preparación de agua.
UB – Turbina hidráulica de descarga.
UC – Circuito principal del agua de refrigeración.
UD – Circuito secundario de refrigeración.
UE – Instalación para la purificación del agua refrigerante.
UF – Evacuación de la tubería principal de refrigeración.
UG – Sistema de Abastecimiento N2
UH – Equipos dosificadores.
UJ – Abastecimiento de agua potable.
UK – Circuito secundario asegurado de refrigeración.
UL – Circuito intermedio de refrigeración convencional.
UM – Circuito intermedio asegurado de refrigeración convencional.
UN – Sistema Taproge de limpieza de condensador principal.
UQ – Grúas y ascensores.
UR – Talleres y almacenes.
US - Instalaciones de aire comprimido.
UT – Distribución externa de gas natural.
UU – Abastecimiento de vapor aux.
UV – Instalaciones de acondicionamiento de aire.
UW – Instalaciones de calefacción y ventilación.
UX – Loop de entrenamiento de Capacitación.
UY – Instalaciones contra incendios.
UZ– Bombas de achique casa de bombas y turbina.
Grupo X: Envoltura de seguridad y piezas interiores.
XA – Envoltura de acero.
XC – Exclusa para pesonas.
XD – Exclusa de emergencia.
XE – Aberturas para el montaje.
XF – Pasamuros para tuberías.
XG – Idem para cables *
XG01 – Zona 1
XG02 – Zona 2
XG03 – Zona 3
XH – Equipo de los edificios incluídas plataformas de acero.
Grupo Y: Recipiente de presión del reactor.
YA – Recipiente de presión con su tapa.
YH – Dispostivos de elevación.
YK – Cierres del canal de refr. con recinto de inspección y su correspondiente equipo.
YR – Barras de regulación con su accionamiento.
YW – Herramientas y dispositivos especiales.
YX – Medición de flujo neutrónico Ex- core.

