ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS DE MINAS Y ENERGÍA

Titulación: **GRADO EN INGENIERÍA DE LA ENERGÍA**

Itinerario: **Gestión y Aprovechamiento Energético**

PROYECTO FIN DE GRADO

DEPARTAMENTO DE ENERGÍA Y COMBUSTIBLES

ANÁLISIS DE TRANSITORIOS EN CENTRALES NUCLEARES CON REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN MEDIANTE ÁRBOLES DE SUCESOS

BLANCA MARTÍNEZ FERRERA ENERO 2024

ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS DE MINAS Y ENERGÍA

Titulación: **GRADO EN INGENIERÍA DE LA ENERGÍA**

Itinerario: **Gestión y Aprovechamiento Energético**

Análisis de transitorios en centrales nucleares con reactor de agua en ebullición mediante árboles de sucesos

Realizado por

Blanca Martínez Ferrera

Dirigido por

Jose César Queral Salazar

Departamento de energía y combustibles

ÍNDICE

ÍNDICE DE FIGURAS

ÍNDICE DE TABLAS

Resumen

En el funcionamiento de una central nuclear BWR tipo 6, al igual que cualquier central de generación eléctrica, es inevitable que tengan lugar fallos y accidentes en los diferentes ciclos que componen la instalación termoeléctrica y su operación. Para este fin, se ha llevado a cabo el estudio de cinco casos de accidentes para este tipo de central nuclear mediante árboles de sucesos, con una sucesión de pasos y sistemas a actuar para conseguir el estado seguro de la planta y evitar el daño al núcleo.

Abstract

In the operation of a BWR type 6 nuclear power plant, as in any electric power plant, it is inevitable that failures and accidents will occur in the different cycles that make up the thermoelectric installation and its operation. For this purpose, a study of five accident cases has been carried out for this type of nuclear power plant with event trees, with a succession of steps and systems to be implemented to achieve the safe operation of the plant and avoid core damage.

ANÁLISIS DE TRANSITORIOS EN CENTRALES NUCLEARES CON REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN MEDIANTE ÁRBOLES DE SUCESOS

DOCUMENTO 1: MEMORIA

1 Introducción

1.1 Objetivos y alcance

Este Trabajo Fin de Grado ha sido elaborado con el fin del estudio de cuatro diferentes accidentes posibles en una central nuclear de tipo BWR/6 con reactor en ebullición. Para ello, se ha descrito la instalación (secciones 2.1, 2.2) y los sistemas de conversión, auxiliares y de seguridad principales, y usados en este documento, existentes (secciones 2.3, 2.4, 2.5). Estos sistemas de seguridad o salvaguardias serán los cabeceros de los árboles de sucesos correspondientes a cada accidente analizado en este documento (capítulo 4), los cuales serán demandados para actuar según los criterios de éxito de cada uno de los transitorios. Estos determinarán el posible paso hacia el estado seguro del sistema o si, en cambio, necesitarán de otros sistemas para tratar de evitar el daño a núcleo u otro accidente.

1.2 Antecedentes

Para llevar a cabo este trabajo, se ha hecho uso del software *RiskSpectrum*, con el cual se ejecutaron los esquemas de los árboles de sucesos de estudio de este TFG junto a la ayuda de tutorías sobre las diferentes secuencias para cada uno.

1.3 Glosario de siglas

ADS – Automatic Depressurization System

AEC – Atomic Energy Commission

ATWS – Anticipated Transient Without Scram

BWR – Boiling Water Reactor

CBP – Condenser/Booster Pump

CCF – Conjunto Crítico de Fallos

CCWS – Closed Cooling Water System

CD – Core Damage

CSAL – Containment Spray Alternative

CSN – Consejo de Seguridad Nuclear

CRD – Control Rod Drive

CSCM – Containment Spray Cooling Mode

CV – Containment Venting

DG – Diesel Generators

ECCS – Emergency Core Cooling Systems

EPS – Emergency Power System

ESW – Essential Service Water

FPS – Fire Protection System

FW – Feed Water

GT – General Transient

HPCS – High Pressure Core Spray

IA – Inteligencia Artificial

INH – Inhibit

LOOP – Loos Of Offsite Power

LPCI – Low Pressure Core Injection

LPCS – Low Pressure Core Spray

MDEP – Manual Depressurization

MSIV – Main Steam Isolation Valve Plug

NRC – Nuclear Regulatory Commission

NSSS – Nuclear Steam Supply System

PCI – Power Conversion System

PCS – Power Conversion System

POEs – Procedimientos de Operación de Emergencia

RCIC – Reactor Core Isolation Cooling

RHRS – Residual Heat Removal System

RPCS – Recovery of Power Conversion System

RPS – Reactor Protection System

RPSL – Recirculation Pump Seal Integrity

RSS – Reactor Safety Study

RWCU – Reactor Water Clean-Up

SBO – Station BlackOut

SCRAM – Safety Control Rod Axe Man

SDCM – Shutdown Cooling Mode

SLC – Standby Liquid Control

SLOCA – Small Loss Of Coolant Accident

SRV – Security/Relief Valve

SPCM – Supression Pool Cooling Mode

SSW – Standby Service Water

TBV – Turbine Bypass Valve

2 Descripción de la central nuclear BWR

Este capítulo describe cada una de las estructuras y sistemas que existen en una central con reactor de agua en ebullición (BWR). Específicamente, se tomará como ejemplo de referencia un reactor BWR/6.

2.1 Disposición general de los sistemas, estructuras y equipos

Las principales estructuras en una central BWR, Figura 1, son las siguientes:

- Edificio del reactor. Incluye el edificio de blindaje, el sistema de contención, el pozo seco, y partes importantes del sistema nuclear de suministro de vapor.
- Edificio auxiliar. Alberga las salvaguardias técnicas, el equipo y centro de fuerza de los sistemas, el centro de fuerza del edificio del reactor y parte de los sistemas de calefacción y ventilación.
- Edificio de combustible. Aloja la zona de almacenamiento y envío del combustible, el sistema de reserva de tratamiento de gases, las bombas de accionamiento de las barras de control, la zona de servicio del accionamiento de las barras de control y parte de los sistemas de calefacción y ventilación.
- Edificio de residuos radiactivos. Alberga las instalaciones de tratamiento de residuos radiactivos.
- Edificio de servicios. Incluye la sala de control, las zonas de distribución de cables, el ordenador de proceso, equipos de ventilación e instalaciones para el acceso a zona controlada.
- Edificio de los generadores diésel. Aloja los tres generadores diésel en salas independientes.
- Edificio de turbina. Contiene las turbinas de alta y baja presión y el condensador y sistemas de conversión de vapor y energía. El sistema de tratamiento de residuos gaseosos está en este edificio. Así mismo, contiene el interruptor de generación y su equipo asociado.
- Sistema nuclear. Este incluye un reactor de agua en ebullición que produce vapor para su utilización directa en la turbina de vapor.

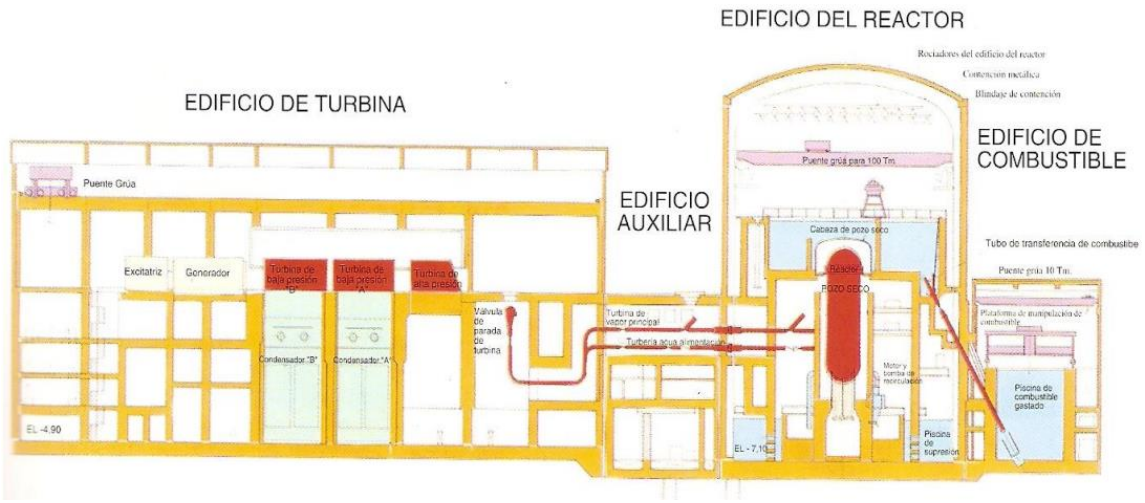

Figura 1: Disposición general de los principales edificios

2.1.1 Edificio de contención

Los reactores BWR/6 tienen edificio de contención tipo Mark-III, Figura 2: Diseño de contención Mark III Figura 2. Para cumplir con su función de barrera a la emisión de productos de fisión en caso de accidente, está diseñado para contener escapes de gases radiactivos, incluso para casos en que se produjera la rotura de una tubería de vapor principal, o de una tubería de recirculación. Consta, principalmente, de:

- Un pozo seco que rodea la vasija de presión del reactor y una gran parte de la envolvente del sistema a presión del refrigerante del reactor
- Una piscina de supresión que sirve de sumidero de calor durante el funcionamiento normal y en condiciones de accidente
- Una piscina superior de contención para blindaje y operaciones de recarga
- El edificio de contención, que es una estructura de acero autoportante

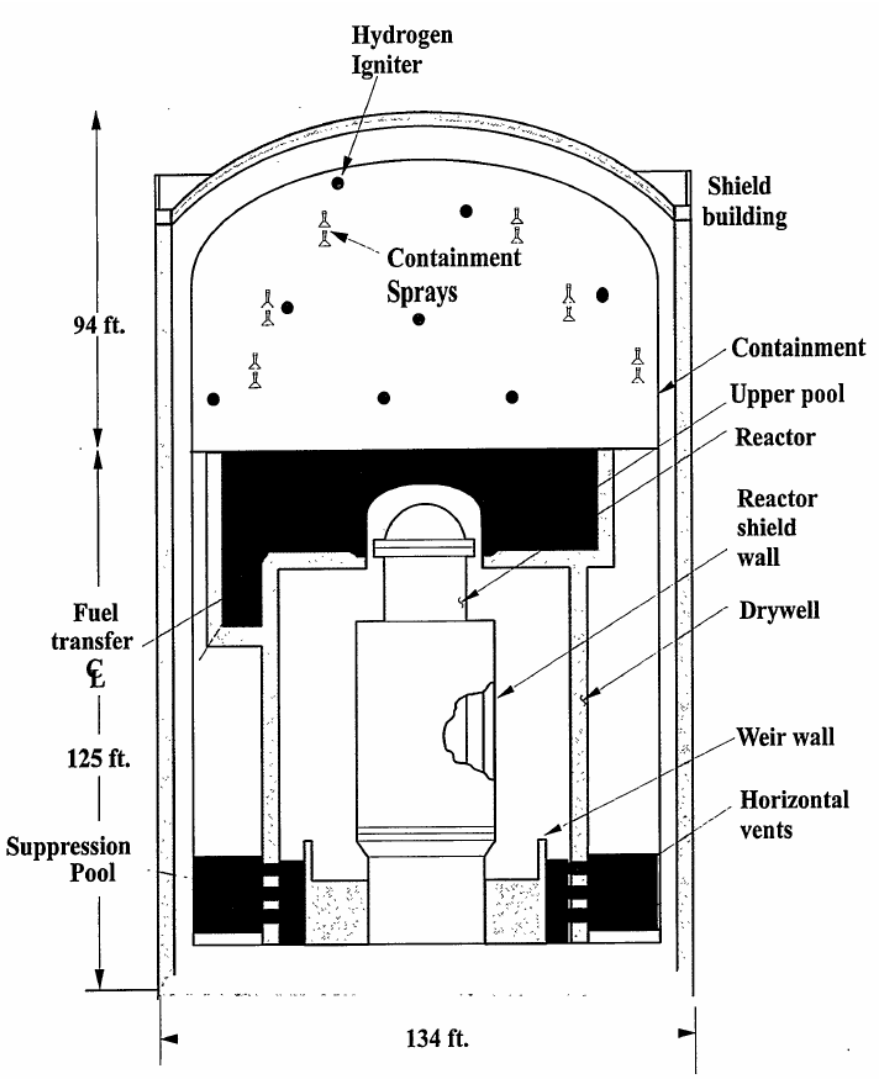

Figura 2: Diseño de contención Mark III

La contención secundaria consta, principalmente, de las salas de bombas del sistema de refrigeración al núcleo (Emergency Core Cooling System, ECCS) en el edificio auxiliar, el edificio de combustible y el espacio anular entre la contención y el edificio de blindaje.

Además de los sistemas de aspersión del recinto de contención y de control de gases combustible, también tienen importancia los siguientes sistemas:

- Evacuación de calor del recinto de contención, mediante el cual el agua se extrae de la piscina de supresión y se bombea a través de uno (o de los dos) cambiadores de calor del sistema de extracción del calor residual
- Sistemas de ventilación, calefacción, enfriamiento y aire acondicionado, dentro de los cuales se encuentran los sistemas de purga de contención y pozo seco

- Sistema de aportación a la piscina de supresión: su función es transferir agua después de la señal de un accidente de pérdida de refrigerante (Loss Of Coolant Accident, LOCA) y, con un tiempo máximo de apertura total de las válvulas desde la piscina superior a la piscina de supresión para asegurar que, tras un accidente de pérdida de refrigerante, el nivel del agua en piscina de supresión se mantiene por encima del borde superior del venteo superior de dicha piscina.
- El sistema de venteo de la contención (Containment Vent, CV)
- El sistema de control del aislamiento de la contención y de la vasija del reactor inicia automáticamente – y manualmente para los sistemas considerados operacionalmente "beneficiosos" – el cierre de las válvulas de aislamiento para cerrar todas las tuberías de procesos que sean posibles vías de fugas de material radiactivo a los alrededores. Esta acción se lleva a cabo después de una indicación de rotura en la envolvente del sistema a presión del refrigerante del reactor.
- Como sistema a usar en caso de imposibilidad de usar otro de los otros ECCS, se pondrá en funcionamiento el sistema de rociado alternativo (Containment Spray Alternative, CSAL)

2.2 Sistema nuclear de generación de vapor (NSSS)

El sistema nuclear de generación de vapor o Nuclear Steam Supply System (NSSS) incluye la vasija del reactor, los lazos de recirculación y las líneas de vapor.

2.2.1 Vasija del reactor

La vasija del reactor contiene, Figura 3: el núcleo y las estructuras de soporte; los separadores y secadores de vapor; las bombas de chorro; los tubos-guía de las barras de control; las tuberías de distribución del agua de alimentación, rociado del núcleo y control líquido de reserva; la instrumentación interior al núcleo y otros componentes internos. Las conexiones principales a la vasija incluyen las tuberías de vapor, las tuberías de recirculación de refrigerante, las tuberías de agua de alimentación, los alojamientos de los accionadores de las barras de control y de la instrumentación intranuclear, las tuberías de aspersión del núcleo a presión alta y baja, las tuberías de evacuación del calor residual, la tubería del control líquido de reserva, la tubería de presión diferencial del núcleo, las tuberías de los sensores de la presión de las bombas de chorro y la de instrumentación del nivel de agua.

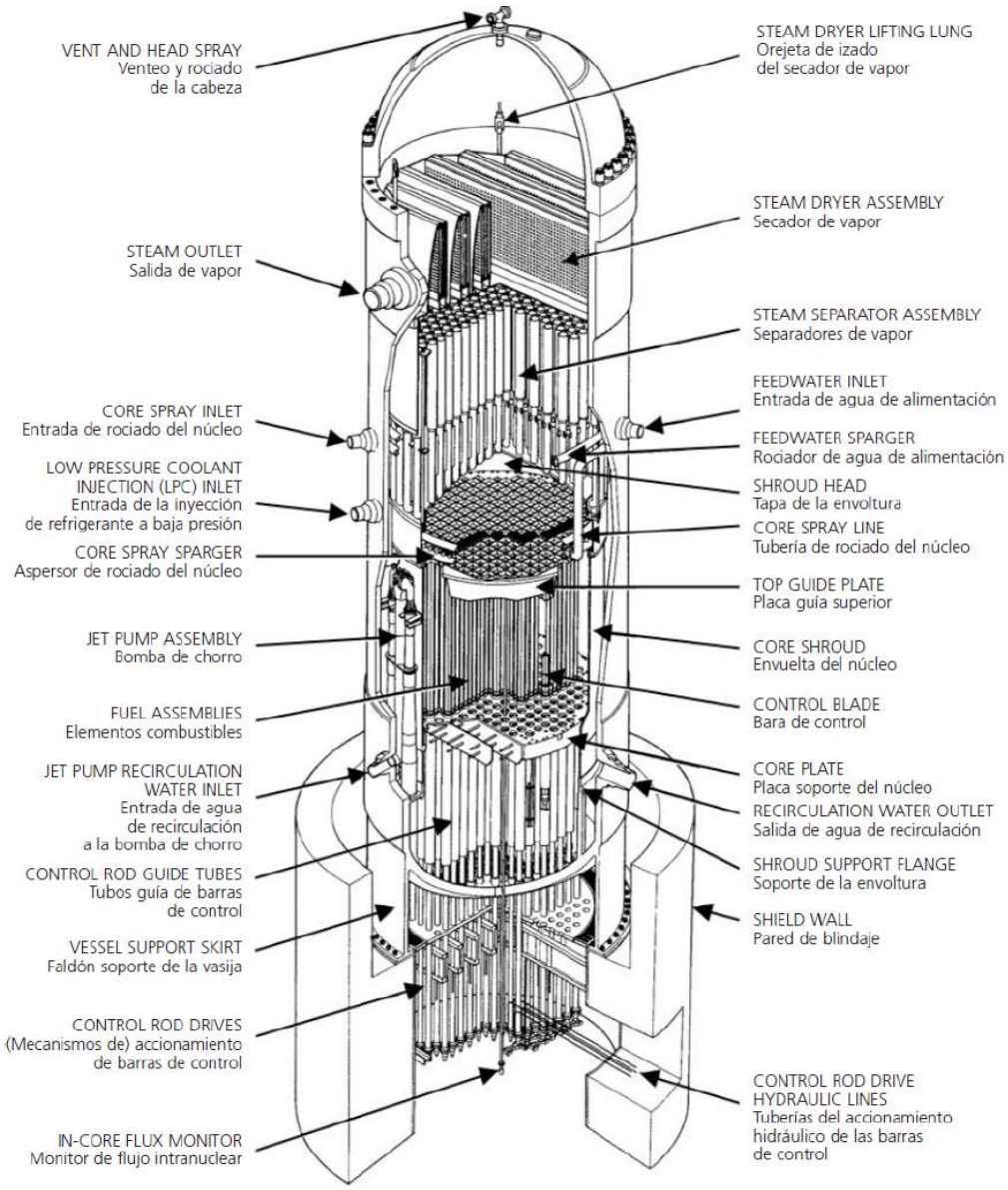

Figura 3: Vasija del reactor

El núcleo del reactor se refrigera por agua desmineralizada que entra por la parte inferior del núcleo y hierve a medida que fluye hacia arriba, alrededor de las barras de combustible. El vapor que sale del núcleo se seca mediante separadores y secadores de vapor, situados en la parte superior de la vasija del reactor. El vapor se dirige luego a la turbina por cuatro tuberías de vapor principal. Cada tubería de vapor está provista de un medidor de caudal, las válvulas de seguridad y alivio, los limitadores de caudal, dos válvulas de aislamiento (una a cada lado de la penetración de la contención) y una válvula de cierre motorizada.

A su vez, el núcleo del reactor está compuesto por 624 elementos combustibles, 145 barras de control e instrumentos de medida. Los elementos combustibles del reactor están constituidos por pastillas de dióxido de uranio ligeramente enriquecido, dispuestas en tubos cerrados de

zicaloy-2. Estos tubos (o barras de combustible) están ensamblados en conjuntos de combustible individuales. El control global del núcleo se consigue mediante barras de control móviles de entrada por el fondo. Las barras de control son de forma cruciforme y están distribuidas por toda la red de los conjuntos de combustible. Las barras de control se sitúan en posición mediante accionamientos individuales de las mismas. Cada conjunto de combustible, Figura 4, tiene diversas varillas combustibles con gadolinio (Gd_2O_3) mezclada en disolución sólida con el dióxido de uranio, UO_2. El Gd_2O_3 es un veneno combustible que disminuye la reactividad del combustible nuevo. Se agota cuando el combustible alcanza un determinado nivel de quemado.

Figura 4: Elemento combustible y barra de control cruciforme

2.2.2 Sistema de recirculación

Por otra parte, se requiere un sistema de bombeo del refrigerante, denominado sistema de recirculación del reactor, Figura 5. Se compone de dos circuitos de bombeo que son exteriores a

la vasija del reactor y que suministran el caudal de agua necesario para el accionamiento de las bombas de chorro. Estas bombas mantienen la circulación forzada del refrigerante dentro del núcleo.

Cada circuito se compone de una bomba de recirculación, una válvula de control de caudal y dos válvulas de compuerta motorizadas para aislar la bomba en caso necesario.

La válvula de control de caudal, de posición variable y situada en la tubería principal de recirculación, permite controlar el nivel de potencia variando el porcentaje de huecos del moderador al variar el caudal del refrigerante.

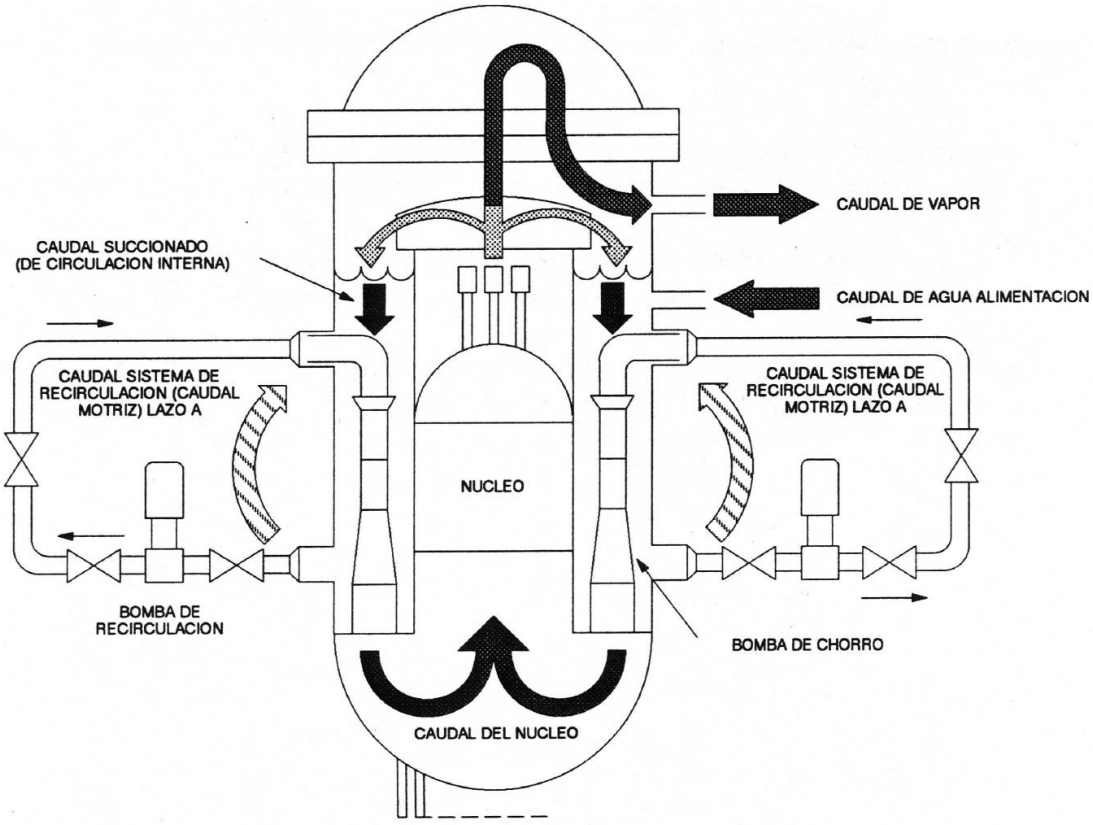

Figura 5: Sistema de recirculación

2.2.3 Líneas de vapor. Sistema de alivio de presión y sistema de aislamiento

El sistema de alivio de presión está constituido por 16 válvulas de alivio/seguridad (SRVs), Figura 6, Figura 7, montadas en las tuberías de vapor principal o líneas de vapor, para evitar una presión excesiva en el interior del sistema nuclear como consecuencia de procesos transitorios operativos o de accidentes. Descargan el vapor a la piscina de supresión, Figura 8, Figura 9. Las válvulas tienen puntos de tarado diferentes para conseguir una actuación escalonada.

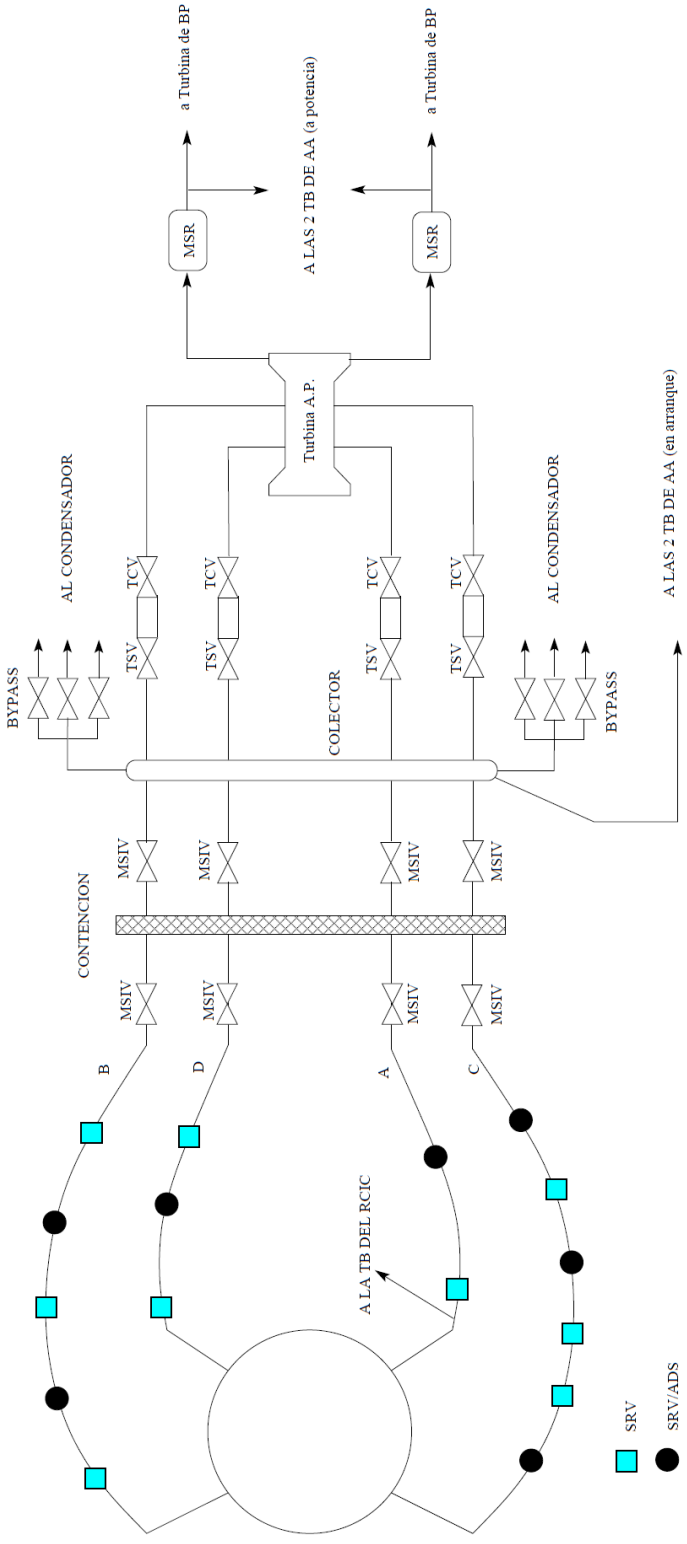

Figura 6: Líneas de vapor y válvulas principales

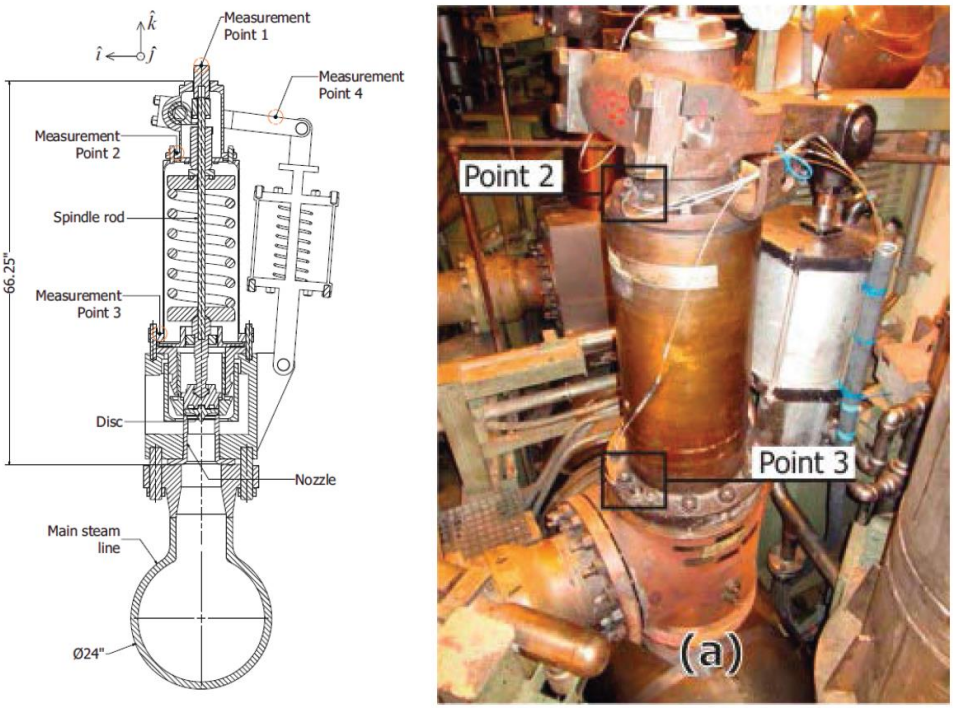

Figura 7: Válvula de seguridad y alivio

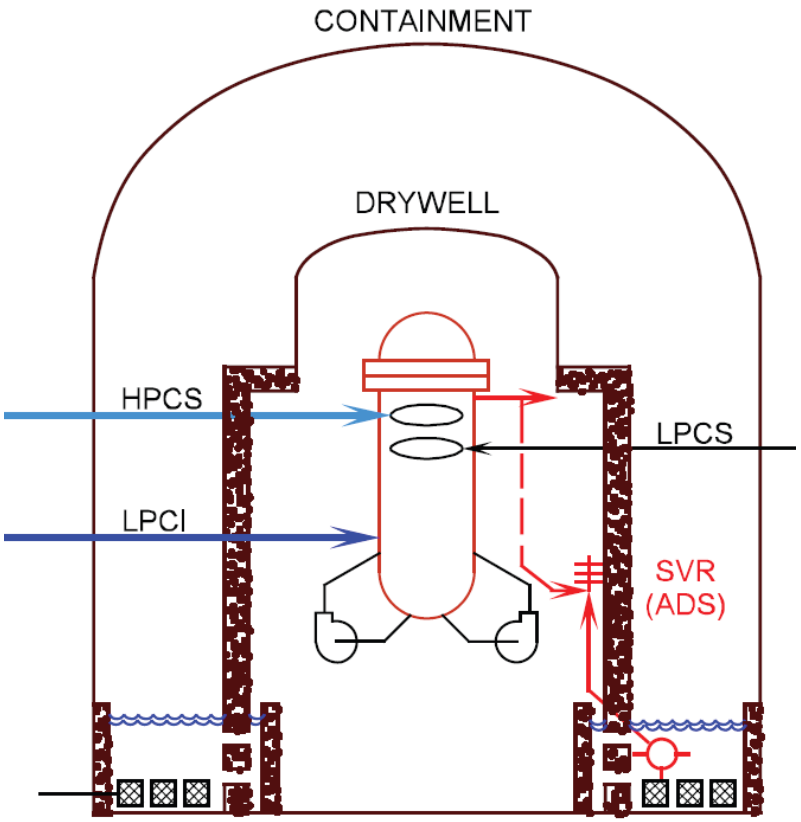

Figura 8: Válvulas SRV (ADS) y sistema de supresión

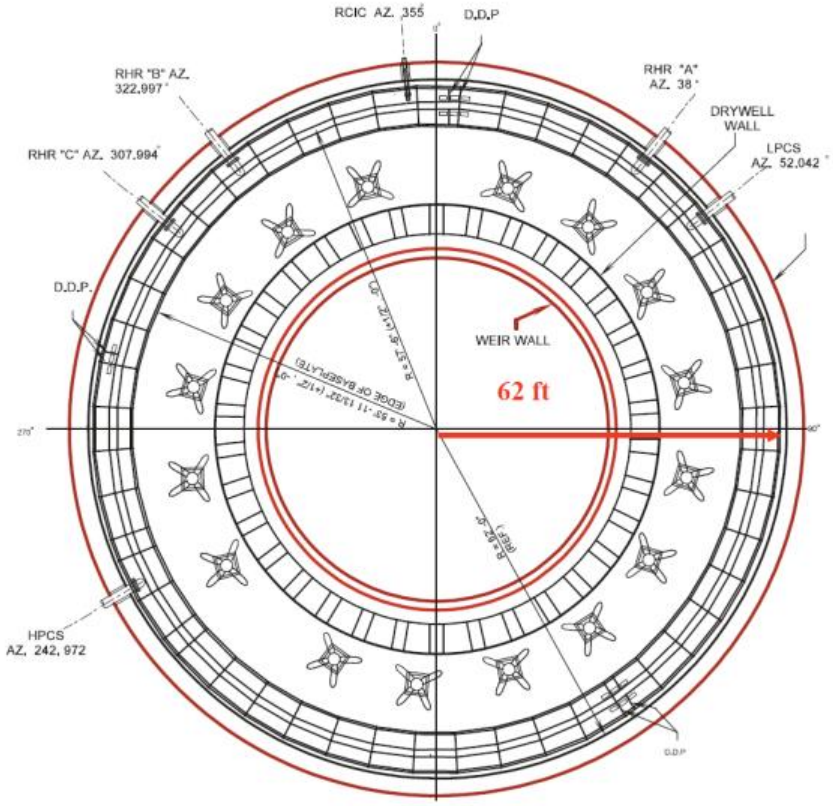

Figura 9: Puntos de descarga de las SRV (ADS) en la piscina de supresión

Aunque todas las tuberías que, además de penetrar en el edificio de contención, ofrecen una vía potencial de emisión de material radiactivo, están provistas de dispositivos redundantes de aislamiento, las tuberías de vapor principal, a causa de su gran tamaño y de sus grandes caudales másicos, reciben una consideración especial de aislamiento. Hay instaladas unas válvulas automáticas de aislamiento en cada tubería de vapor principal (MSIV), Figura 6. Cada una de ellas se puede actuar por presión neumática y por resortes mecánicos. Estas válvulas cumplen los siguientes objetivos: evitan que se produzcan daños excesivos a la barrera del combustible al limitar la pérdida de refrigerante en la vasija del reactor como consecuencia de una fuga importante en la tubería de vapor; limitan la liberación de materiales radiactivos, aislando la envolvente del sistema a presión del refrigerante del reactor al agua de refrigeración del reactor y al vapor; y limitan la liberación de materiales radiactivos, cerrando la barrera del recinto de contención en el caso de que exista una fuga importante del sistema nuclear dentro del recinto de contención.

2.3 Sistema de conversión de potencia (PCS)

El sistema de conversión de potencia (Power Conversion System, PCS) es el sistema o conjunto de sistemas cuya función es el transporte del vapor generado a las turbinas, donde su energía térmica se convierte en energía mecánica, condensarlo y devolverlo en forma de líquido al sistema o componente donde se genera de nuevo el vapor a presión. Comprende, por tanto, tres sistemas principales, Figura 10: el sistema de vapor principal (main steam system), el sistema de condensado (condensate system) y el sistema de agua de alimentación (feedwater system), que se describen con detalle a continuación.

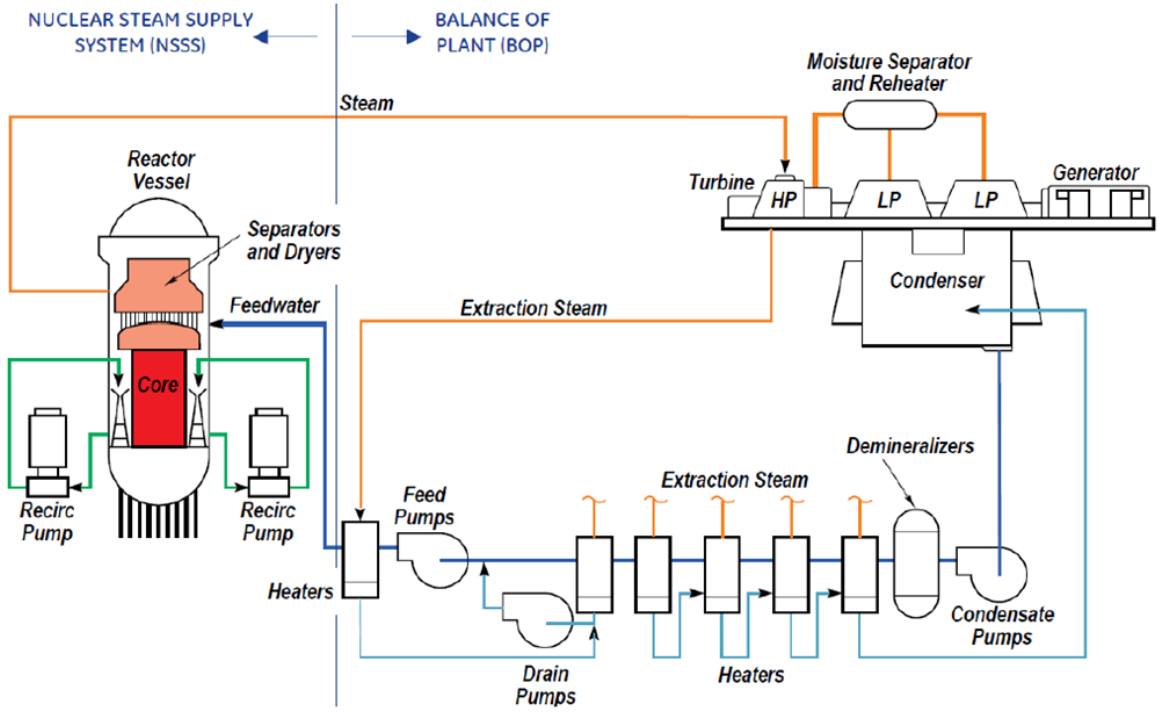

Figura 10: Sistemas del PCS

2.3.1 Sistema de vapor principal

El sistema de vapor principal lleva el vapor de la vasija al turbogenerador a través de cuatro líneas de vapor, al recalentador de la segunda etapa, a los eyectores de aire y a las turbinas de las turbo-bombas de alimentación del reactor. También al pozo caliente del condensador principal en el arranque y a baja carga. Este sistema disipa el calor producido por el sistema nuclear de suministro de vapor en caso de que la turbina emplee menos vapor del producido.

2.3.2 Condensador principal

El vapor proveniente de la turbina de baja presión se descarga directamente en sentido descendente hacia los cuerpos del condensador a través de las aberturas de descarga en el fondo de las carcasas de la turbina y se condensa. Sirve también como sumidero de calor para el sistema de derivación de la turbina, calentadores del agua de alimentación y drenaje de los calentadores.

El sistema de agua de circulación asegura una alimentación continua de agua para la disipación del calor del condensador principal. Consiste en un circuito cerrado de agua en circulación, utilizando torres de refrigeración de tiro natural. Dicho sistema consta de: el condensador principal, dos torres de refrigeración, cuatro grupos motor-bomba, y los circuitos de impulsión y retorno. Se dispone de un sistema de aporte de agua fría ya tratada para reponer las pérdidas experimentadas en las torres por evaporación, arrastre, fugas y purgas.

2.3.3 Sistema de derivación de vapor y de control de presión

El sistema de derivación de vapor y de control de presión conduce vapor directamente al condensador principal bajo el control del regulador de presión, a través de las válvulas de bypass (Turbine Bypass Valves, TBV). Se deriva vapor al condensador cuando el caudal de vapor es superior a la carga de la turbina. También envía señales al sistema de recirculación para ajustar el nivel de potencia cambiando el caudal de recirculación.

2.3.4 Sistema de condensado y agua de alimentación

Tres bombas de condensado (una cuarta permanece en reserva), toman el agua de condensado del pozo caliente del condensador y la envían al sistema de tratamiento de condensado, Figura 11. Después del sistema de tratamiento, el agua, con las características de pureza requeridas, se introduce en dos cadenas de calentadores regenerativos alimentados de las extracciones de las turbinas y de los drenajes de los separadores de humedad. Los drenajes de los cuatro primeros calentadores son llevados, en cascada sucesiva, al condensador. Dos bombas de agua de alimentación al reactor descargan a través de dos calentadores de alta presión colocados en paralelo. Estos calentadores son alimentados mediante una extracción de la turbina de alta presión y de los drenajes de los recalentadores de vapor. Los drenajes de los calentadores de las etapas quinta y sexta son recogidos e introducidos en la tubería de agua de alimentación al reactor aguas arriba de las bombas de alimentación.

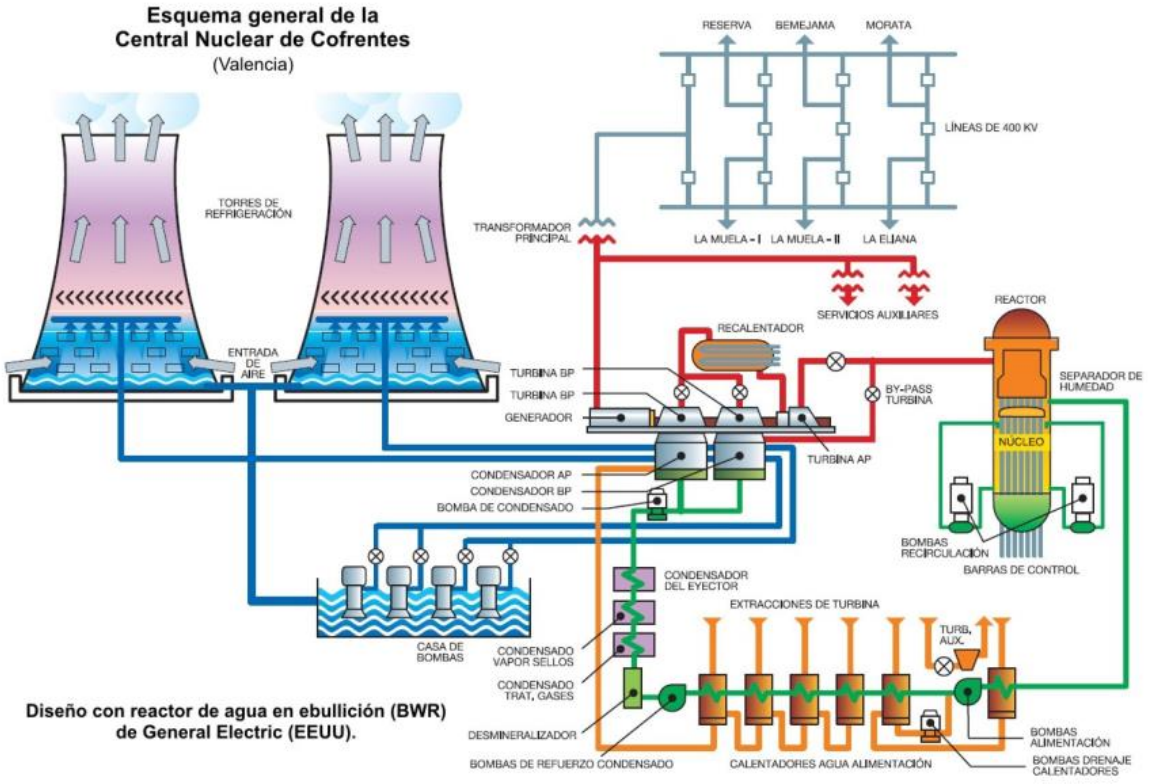

Figura 11: Sistema de conversión de potencia en una central BWR

2.4 Sistemas auxiliares

En un reactor, se requieren sistemas que limpien y controlen la química del agua tanto en la vasija del reactor como en el núcleo. Estos sistemas son los sistemas auxiliares, descritos a continuación:

- Sistema de refrigeración del reactor aislado (Reactor Core Isolation Cooling, RCIC): es un sistema requerido para la parada segura, el cual consta de una turbina, una bomba, tuberías, válvulas, accesorios e instrumentación proyectados para garantizar que, en la vasija del reactor, se mantiene una cantidad de agua suficiente para permitir la refrigeración adecuada del núcleo, Figura 12. Esto impide el sobrecalentamiento del combustible del reactor durante las condiciones siguientes:
    - Vasija aislada y mantenida en la condición de espera en caliente
    - Vasija aislada y pérdida simultánea de refrigerante procedente del sistema de agua de alimentación del reactor
    - Comienzo de una parada completa de la central, bajo condiciones de pérdida del sistema normal de agua de alimentación, antes de que el reactor sea

despresurizado hasta una presión a la que el sistema de refrigeración de parada pueda ponerse en funcionamiento

El RCIC puede usarse junto con el HPCS para mantener la refrigeración del núcleo después de un disparo del reactor.

- Sistema de extracción del calor residual (Residual Heat Removal System, RHRS): este sistema permite extraer tanto el calor sensible del refrigerante como el calor residual durante el enfriamiento de la central. Sus modos de funcionamiento se describen en detalle en la sección 2.5 de sistemas de seguridad.
- Sistema cerrado de agua de refrigeración (Closed Cooling Water System, CCWS): en reactores BWR, suministra agua de refrigeración a los distintos sistemas y componentes que pueden contener partículas activadas para evitar la fuga de material radiactivo.
- Sistema de agua de servicio de la central (Standby Service Water, SSW), una de cuyas principales funciones es la refrigeración de los intercambiadores de calor del CCWS, este sistema está en contacto con la atmósfera exterior.
- Sistema de agua de servicio esencial (Essential Service Water, ESW, Figura 13) o de salvaguardias, cuya función es refrigerar aquellos equipos necesarios para la parada segura del reactor, suministrar el agua necesaria para inundar la vasija y la contención primaria a través del lazo B del RHR (ver sección 2.5.3), y suministrar agua de refrigeración a los equipos necesarios para la parada normal del reactor.

  El sistema ESW consta de un estanque de enfriamiento por aspersión (sumidero final de calor), tres bombas válvulas, tuberías y la instrumentación necesaria para llevar a cabo las funciones previstas.

  Esencialmente, el sistema ESW se compone de tres circuitos separados de enfriamiento A, B y C, correspondientes a las divisiones I, II y III respectivamente, de forma que dos de ellos (A y B) suministran la capacidad de enfriamiento necesaria para la parada sin riesgo del reactor en caso de un accidente base de diseño.

  El agua del sistema ESW, una vez que ha refrigerado a sus cargas correspondientes, retorna al estanque de enfriamiento mediante tres colectores separados de aspersores.

  Durante el funcionamiento normal de la central, el sistema ESW está parado y la alimentación a los componentes esenciales se realiza desde el sistema SSW a través de las válvulas neumáticas de alimentación normal. Al recibirse la señal de LOCA, se produce la transferencia automática de las cargas desde el SSW al ESW.

- Sistema de purificación del agua del reactor (Reactor Water Clean-Up, RWCU, Figura 14), que proporciona un tratamiento continuo de limpieza del agua del reactor. El sistema toma agua de la succión de las bombas de recirculación y de la línea de drenaje de la vasija y la dirige, normalmente, a través del sistema de filtros desmineralizadores. El agua retorna a la vasija libre de impurezas solubles e insolubles a través de las líneas del sistema de agua de alimentación. Además, el sistema mantiene el nivel de agua en la vasija eliminando refrigerante del sistema nuclear a niveles reducidos de potencia.
- Sistema de Protección contra Incendios (PCI o FPS): proporciona los medios adecuados de detección y extinción de incendios y para proporcionar las adecuadas barreras que impidan la propagación de un hipotético incendio, basados en una evaluación de riesgos potenciales de incendio en toda la central. La extinción de los incendios se realiza con agua, con productos químicos o con ambos a la vez. Dispone de dos depósitos atmosféricos de almacenamiento de agua. Además, este sistema puede ser usado como sistema de inyección de refrigerante alternativo cuando sea necesario.

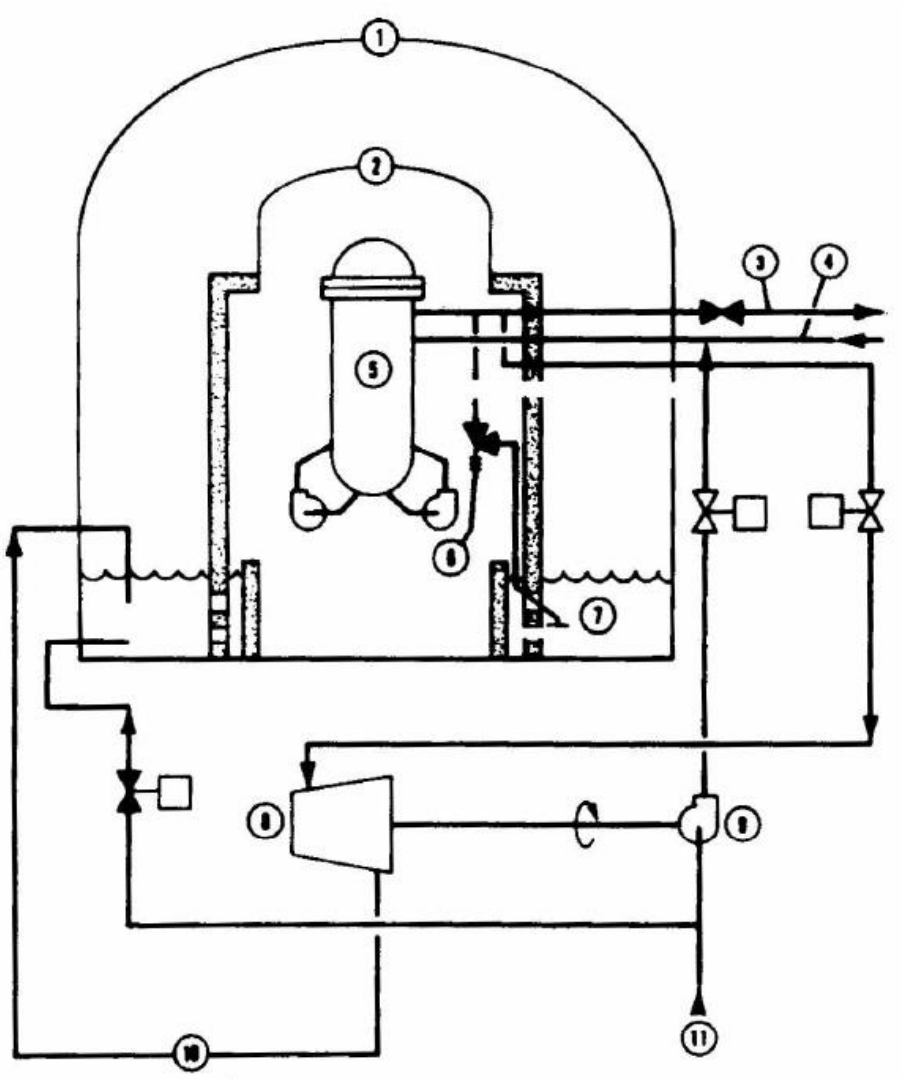

Figura 12: Esquema del RCIC

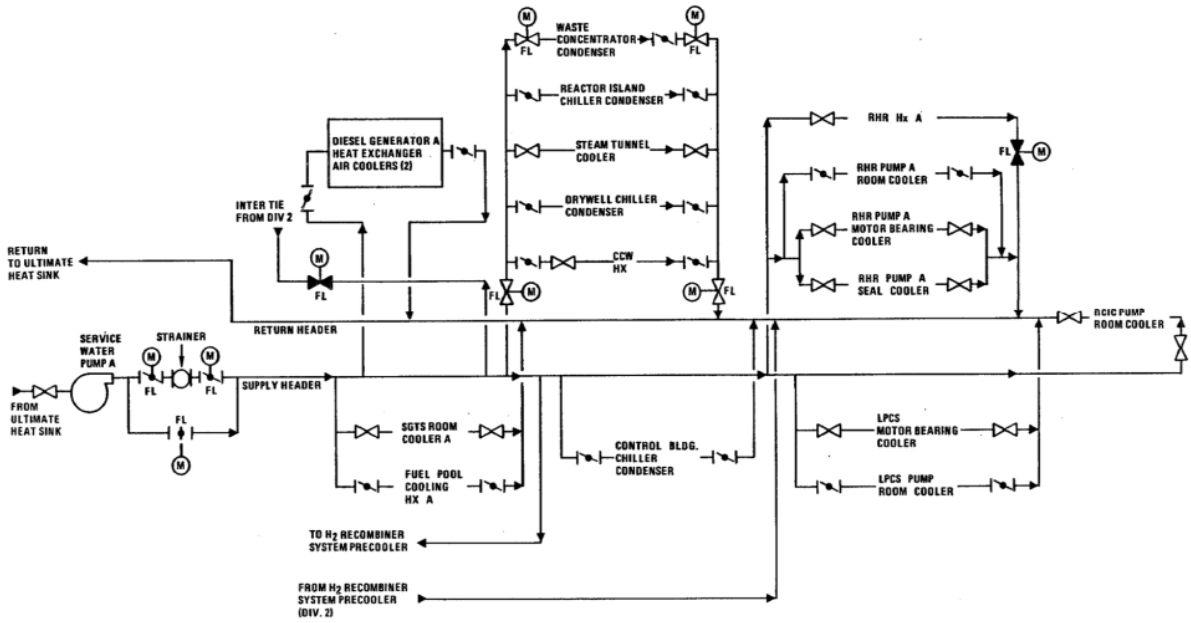

Figura 13: Sistema de agua de servicio esencial ESW

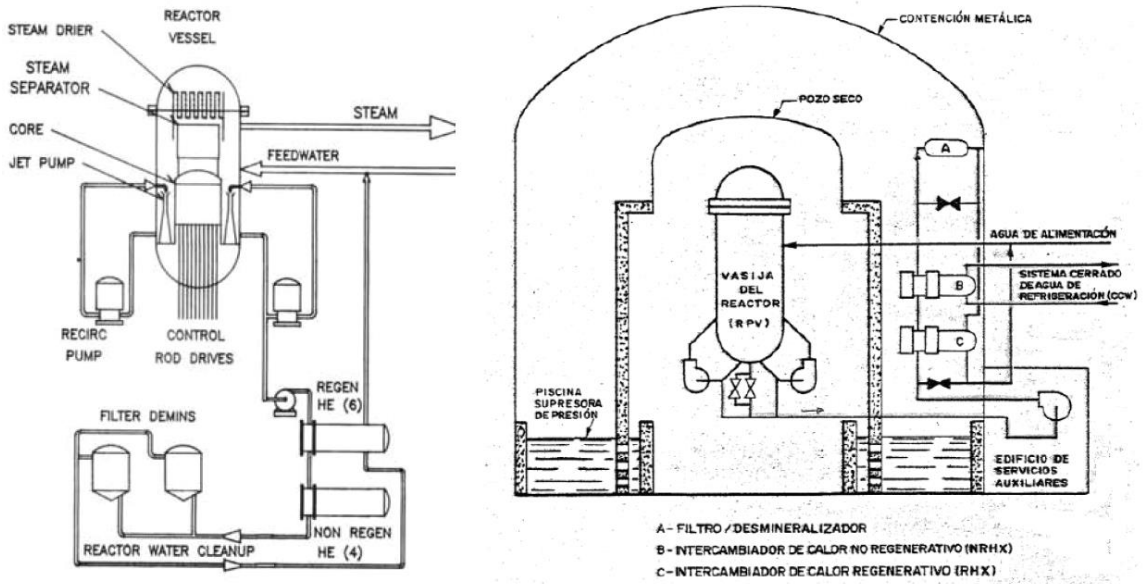

Figura 14: Sistema de purificación del agua del reactor (RWCU)

2.5 Sistemas de seguridad o salvaguardias

En esta sección, se describen los principales sistemas de seguridad nuclear que se enumeran a continuación:

- Sistema de protección del reactor (SCRAM/RPS),
- Sistema de control líquido de reserva (SLC),
- Sistema de refrigeración en parada del RHR (SDCM),
- Sistema de rociado de la contención del RHR (CSCM),
- Sistema de refrigeración de la piscina de supresión del RHR (SPCM),
- Sistema de inyección de refrigerante a baja presión (LPCI),
- Sistema de aspersión del núcleo a baja presión (LPCS),
- Sistema de aspersión del núcleo a alta presión (HPCS),
- Sistema de despresurización automática (ADS),

y que se detallan en las siguientes secciones.

2.5.1 Sistema de protección del reactor (SCRAM/RPS)

El sistema de protección del reactor (Safety Control Rod Axe Man, SCRAM; Reactor Protection System, RPS) inicia una parada rápida y automática, evitando que la central opere en condiciones no seguras o potencialmente inseguras. Este sistema incluye alimentaciones eléctricas, protecciones eléctricas, paneles de distribución, sensores, unidades de disparo, lógica, relés, contactores e interruptores. El sistema de protección del reactor prevale sobre las acciones del operador y los controles de proceso, basándose en el criterio de fallo sin riesgo.

Cuando el RPS inicia una parada de emergencia, el sistema de accionamiento de las barras de control inserta una reactividad negativa necesaria para parar el reactor. Cada barra está controlada individualmente por una unidad de control hidráulico. Este control provoca que, o bien el agua a presión elevada almacenada en un acumulador de la unidad de control hidráulico, o la presión del reactor, obliga a su barra de control a penetrar en el núcleo. El sistema de control líquido de reserva (Standby Liquid Control, SLC) actúa como inserción alternativa en el caso de no hacerlo el sistema de accionamiento habitual.

2.5.2 Sistema de control líquido de reserva (SLC)

El sistema de control de líquido de reserva (SLC) permite realizar una parada ordenada y segura en el caso de que no puedan insertarse en el reactor las barras suficientes para llevar a cabo la

parada en la forma normal. El sistema está dimensionado para contrarrestar el efecto positivo de reactividad desde la situación de operación a potencia hasta parada fría, ver Figura 15.

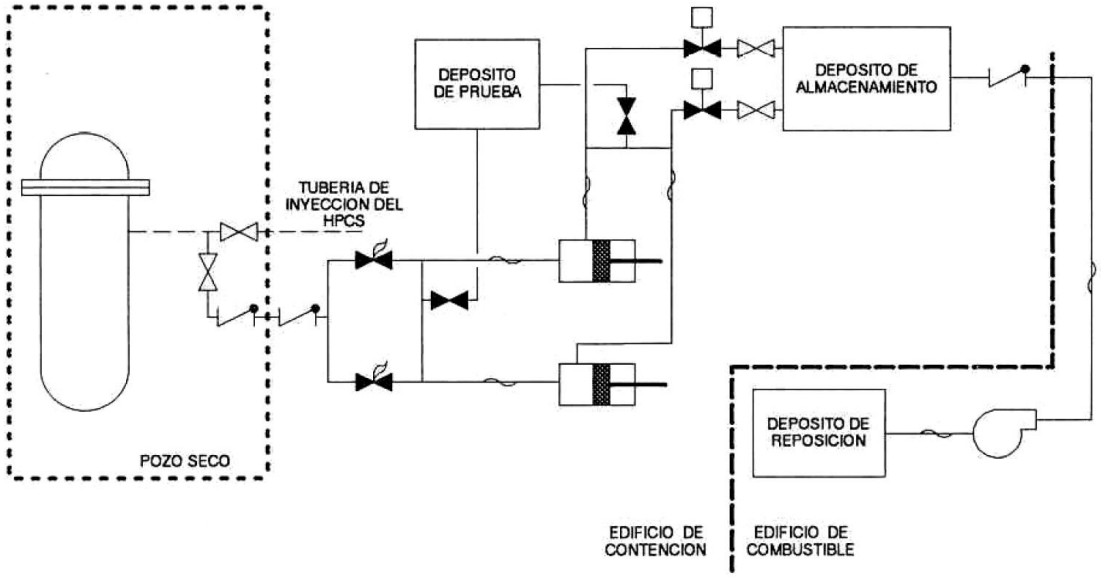

Figura 15: Esquema del SLC

2.5.3 Sistema RHRS en el modo de refrigeración en parada (SDCM)

El modo de refrigeración en parada (Shutdown Cooling Mode, SDCM) del sistema de extracción del calor residual (Residual Heat Removal System, RHRS) es uno de los modos del RHR para mantener las vainas del combustible por debajo del límite de temperatura en el caso de una rotura en la envolvente del sistema a presión del refrigerante del reactor que origine una pérdida de refrigerante.

Es un sistema constituido por dos trenes (trenes A y B), cada uno de ellos con bomba centrifuga, cambiador de calor, válvulas y tuberías, que realiza las siguientes funciones:

- Proporcionar la refrigeración necesaria durante la operación de parada y en caso de recarga
- Limitar la temperatura volumétrica de la piscina de supresión
- Condensar todo el vapor generado después de una parada rápida del reactor
- Inyectar refrigerante en la vasija en caso de accidente con pérdida de refrigerante, reinundando el núcleo y manteniendo su nivel. Actúa independientemente de los otros ECCS

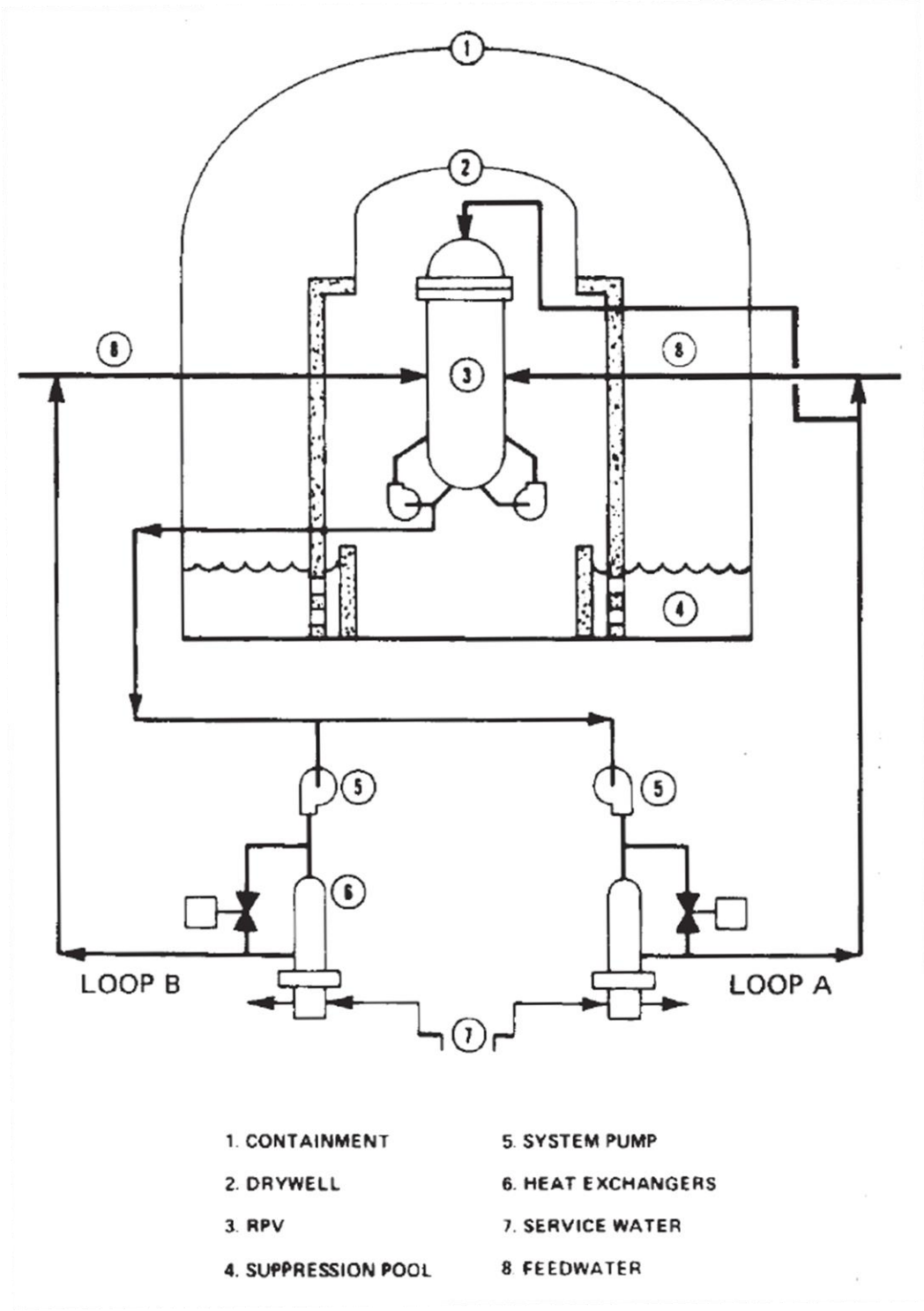

Figura 16: Esquema del RHR en el modo SDCM

2.5.4 Sistema RHRS en el modo de rociado de la contención (CSCM)

El modo de rociado de la contención (Containment Spray Cooling System, CSCM) del RHRS se realiza mediante la aspersión de la contención con agua de la piscina de supresión bombeada a través de bombas y el intercambiador de calor, evitando la sobrepresión de la contención.

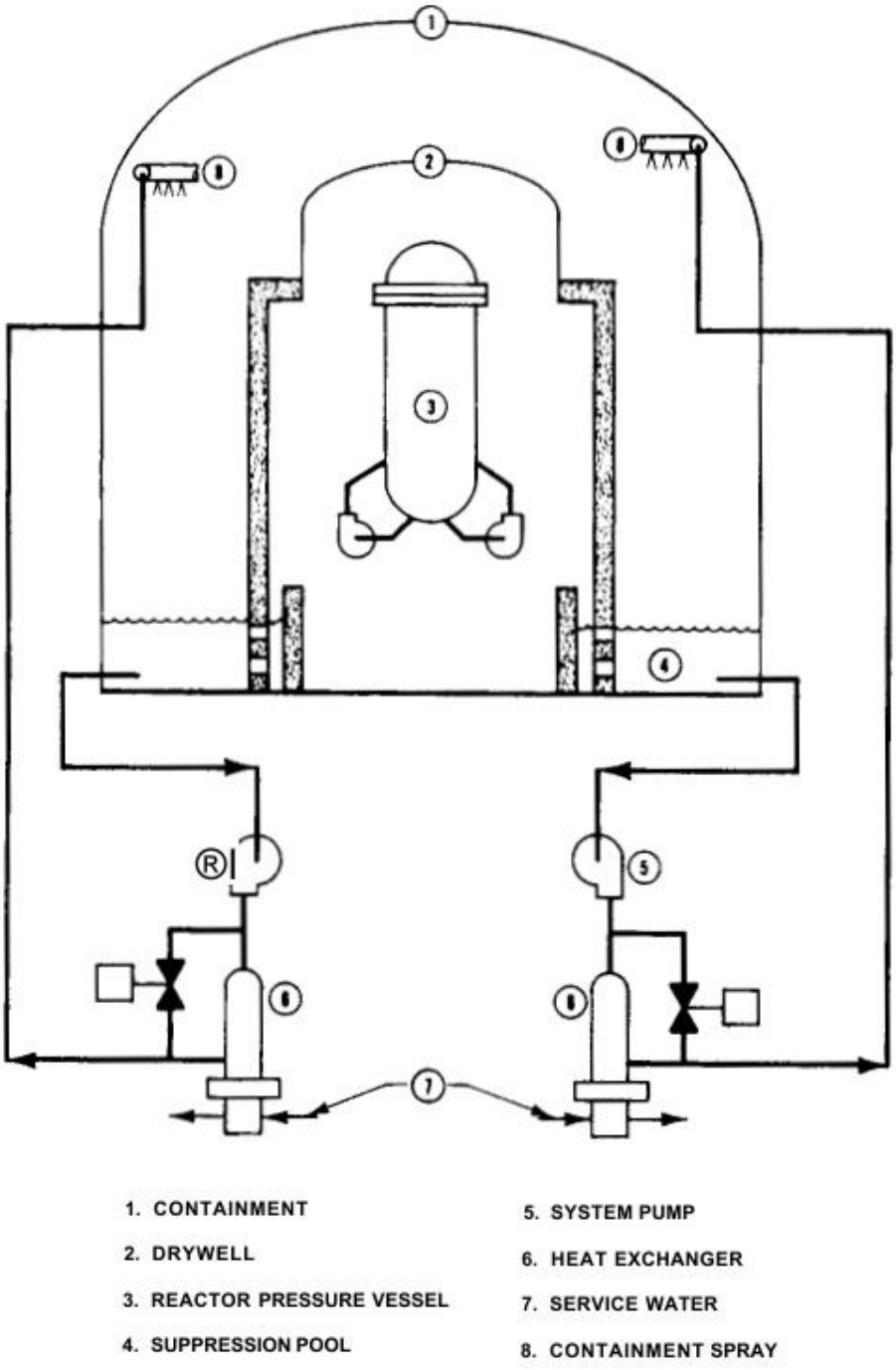

Figura 17: Esquema del RHR en el modo CSCM

2.5.5 Sistema RHRS en el modo de refrigeración de la piscina de supresión (SPCM)

El modo de refrigeración de la piscina de supresión (Supression Pool Cooling Mode, SPCM) del RHRS, después de un accidente de pérdida de refrigerante, permite la extracción de calor recirculando el agua de la piscina de supresión para limitar el aumento de presión en ese recinto. Esto se realiza enfriando y recirculando el agua de la piscina de supresión (enfriamiento de la contención), y mediante la aspersión del aire de la contención con agua de la piscina de

supresión (aspersión de la contención), controlando así la temperatura de la piscina durante los ensayos normales de SRVs y del ECCS, y para reducir la temperatura de la piscina después de un proceso transitorio de aislamiento.

Las bombas del RHR aspiran del estanque de supresión y bombean el agua a través de los cambiadores de calor de ese sistema, en los que se produce una refrigeración por transmisión de calor al agua de servicio esencial. El fluido se descarga en la piscina de supresión, en la vasija de presión del reactor o en el colector de rociado del recinto de contención.

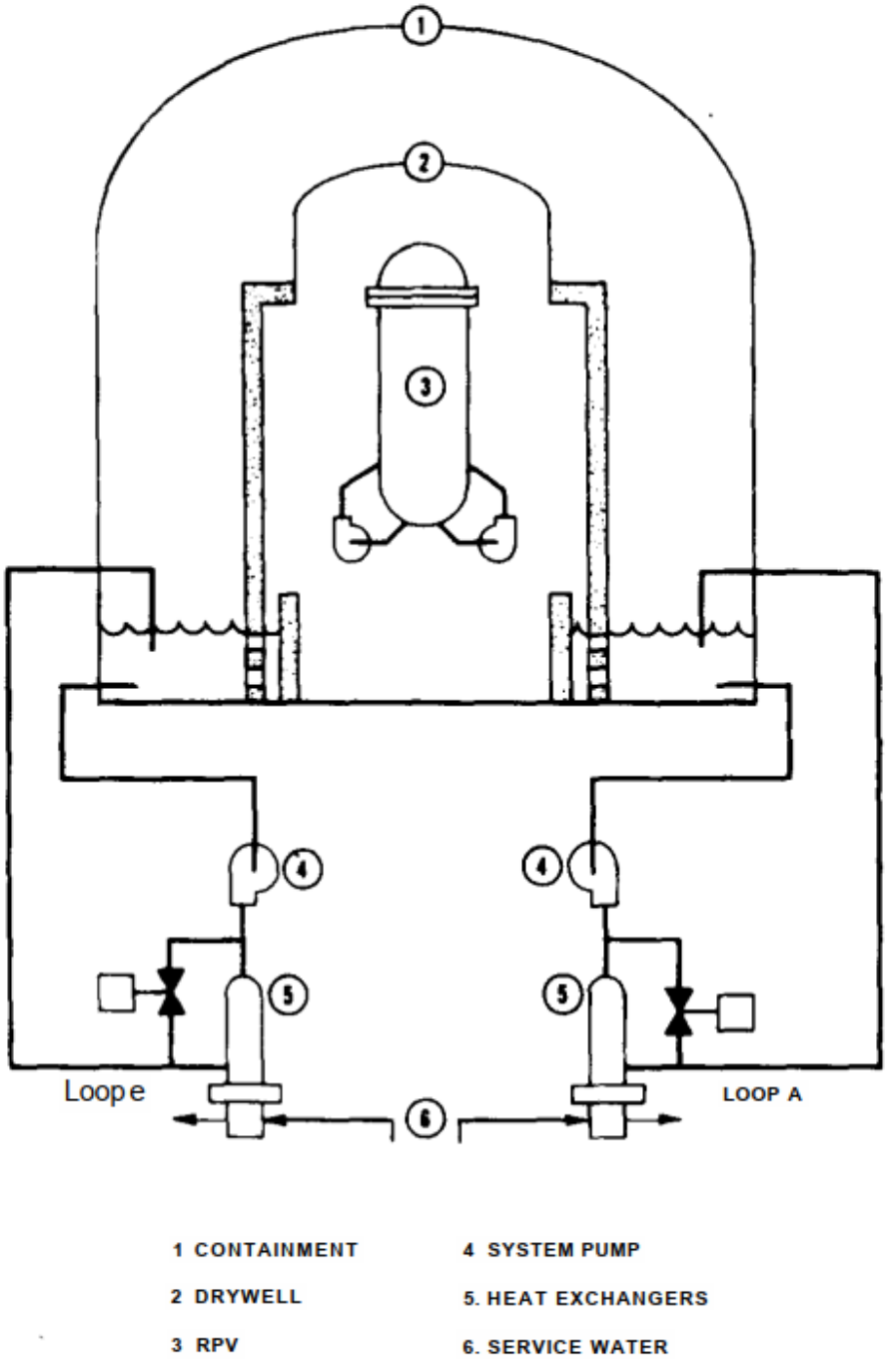

Figura 18: Esquema del RHR en el modo SPCM

2.5.6 Sistema de inyección de refrigerante a baja presión (LPCI)

El sistema de inyección de refrigerante a baja presión (Low Pressure Core Injection, LPCI) es el primero de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) y utiliza los circuitos de las bombas del sistema de extracción del calor residual para inyectar agua de refrigeración directamente en la vasija de presión. El LPCI actúa si se detecta una rotura en la envolvente del sistema a presión del refrigerante del reactor, aportándose agua al núcleo solamente después de haberse reducido la presión en la vasija del reactor. Permite la reinundación del núcleo, después de un accidente de pérdida de refrigerante, de modo que mantiene las vainas de combustible por debajo del límite de temperatura gracias a su modo de funcionamiento de RHRS.

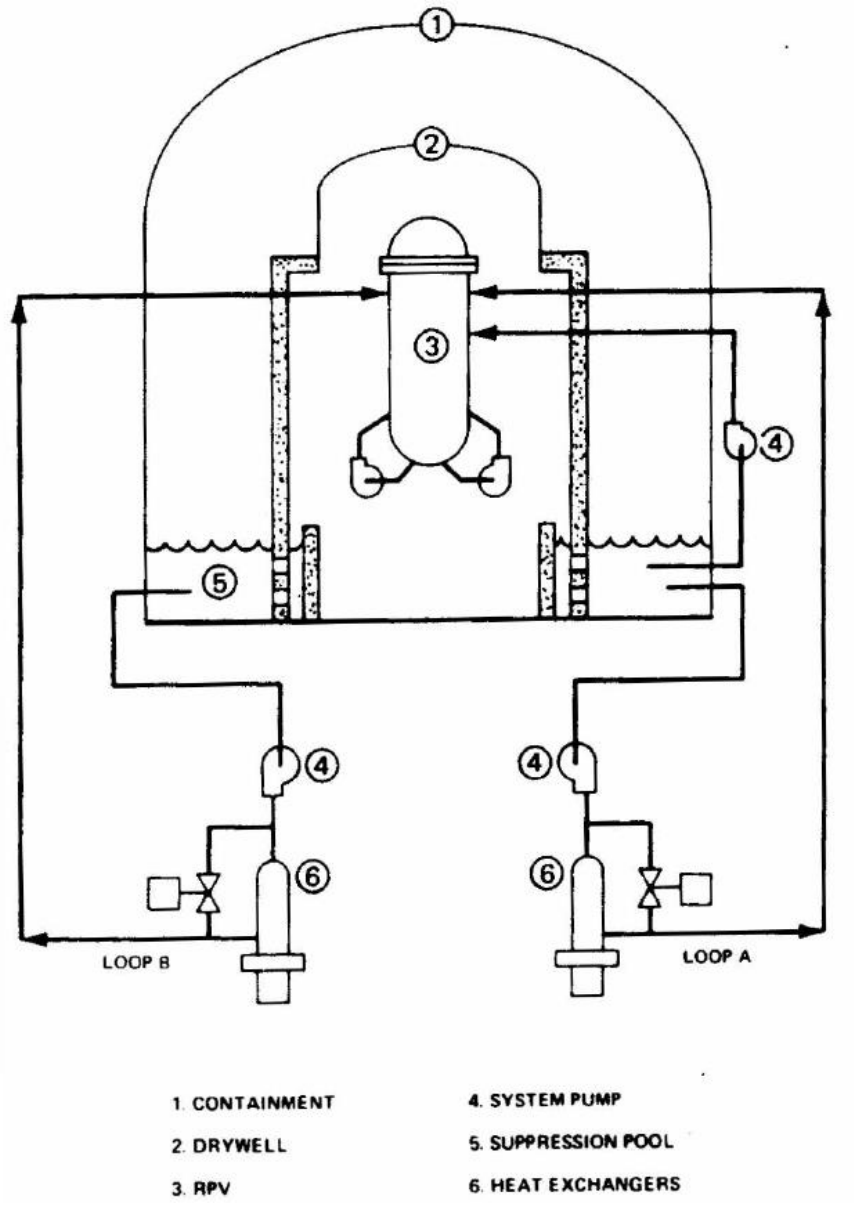

Figura 19: Esquema del LPCI

2.5.7 Sistema de aspersión del núcleo a baja presión (LPCS)

El sistema de aspersión del núcleo a baja presión (Low Pressure Core Spray, LPCS) actúa suministrando agua pulverizada a baja presión para refrigerar el núcleo en condiciones de emergencia. El sistema suministra agua a la vasija del reactor a través de un rociador en forma de anillo, situado por encima de los elementos combustibles. Puede aportar agua a la vasija desde el depósito de almacenamiento de condensado o desde la piscina de supresión.

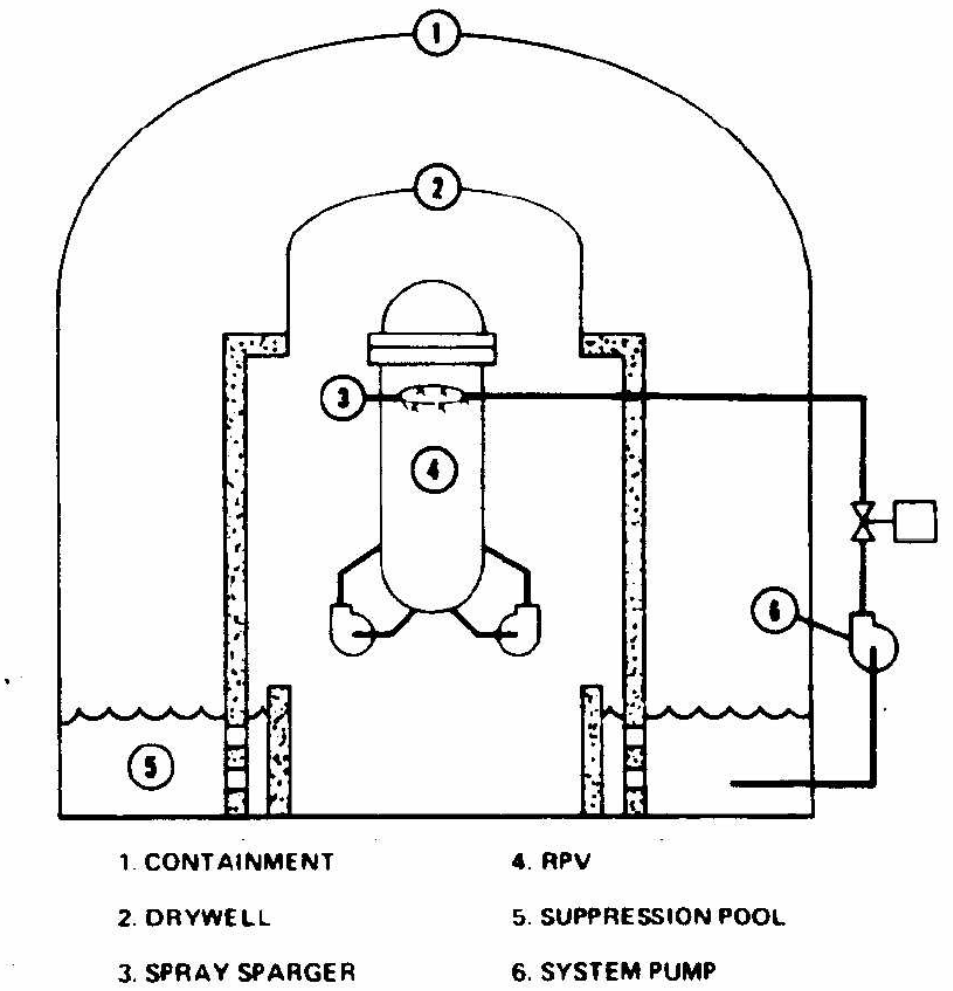

Figura 20: Esquema del LPCS

2.5.8 Sistema de aspersión del núcleo a alta presión (HPCS)

El sistema de aspersión del núcleo a alta presión (High Pressure Core Spray, HPCS) proporciona y mantiene unas existencias adecuadas de refrigerante en el interior de la vasija del reactor para limitar la temperatura de las vainas del combustible en el caso de existir roturas en la envolvente del sistema a presión del refrigerante del reactor. El sistema se pone en marcha o por presión alta en el pozo seco, o por bajo nivel de agua en la vasija. Funciona independientemente de todos los demás sistemas en todo el intervalo de diferencias de presión, desde una

presión de funcionamiento superior a la normal hasta el valor cero. La refrigeración aportada por este sistema disminuye la presión de la vasija hasta permitir el funcionamiento de los sistemas de refrigeración de presión baja. El motor de la bomba de este sistema se alimenta por un generador diésel si no se dispone de energía auxiliar, y puede utilizarse como apoyo del sistema de refrigeración del núcleo aislado.

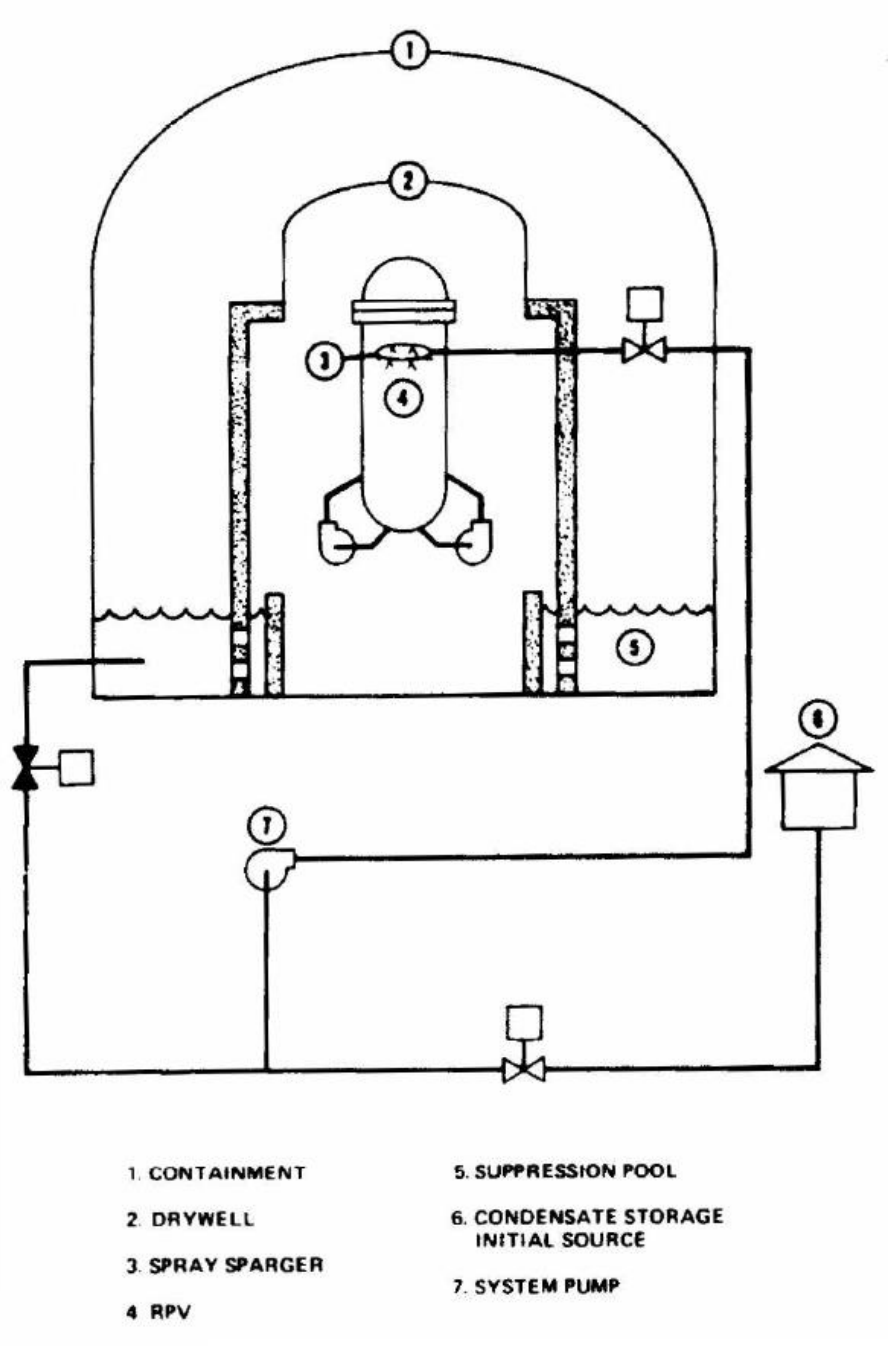

Figura 21: Esquema del HPCS

2.5.9 Sistema de despresurización automática (ADS)

Este sistema reduce rápidamente la presión en la vasija del reactor en el caso de un accidente de pérdida de refrigerante, cuando el HPCS no consigue mantener el nivel de agua en la vasija del reactor. La despresurización proporcionada permite que el ADS suministre agua de refrigeración a la vasija del reactor. Este sistema está formado por 7 de las 16 válvulas de alivio y seguridad, las cuales se corresponden con las graficadas como círculos negros en Figura 7.

2.6 Sistemas eléctricos

La central contará con un alternador el cual alimenta a un banco de transformación trifásico. Este banco de transformación eleva la tensión generada de 20 kV a 400 kV y a su vez alimenta al parque de intemperie desde el cual se distribuye la energía generada por el alternador mediante cinco líneas eléctricas de transmisión previstas a tal efecto. Adicionalmente, se dispone de un interruptor de generación a fin de poder aislar la salida del alternador.

La energía eléctrica de reserva de corriente alterna (CA) está compuesta por tres generadores diésel. Cada división está equipada de su generador diésel correspondiente, totalmente independiente a los otros generadores diésel y las otras divisiones, como se puede ver en la Figura 22. De esta forma, se asegura que el fallo de un generador diésel sólo afecta a su división correspondiente.

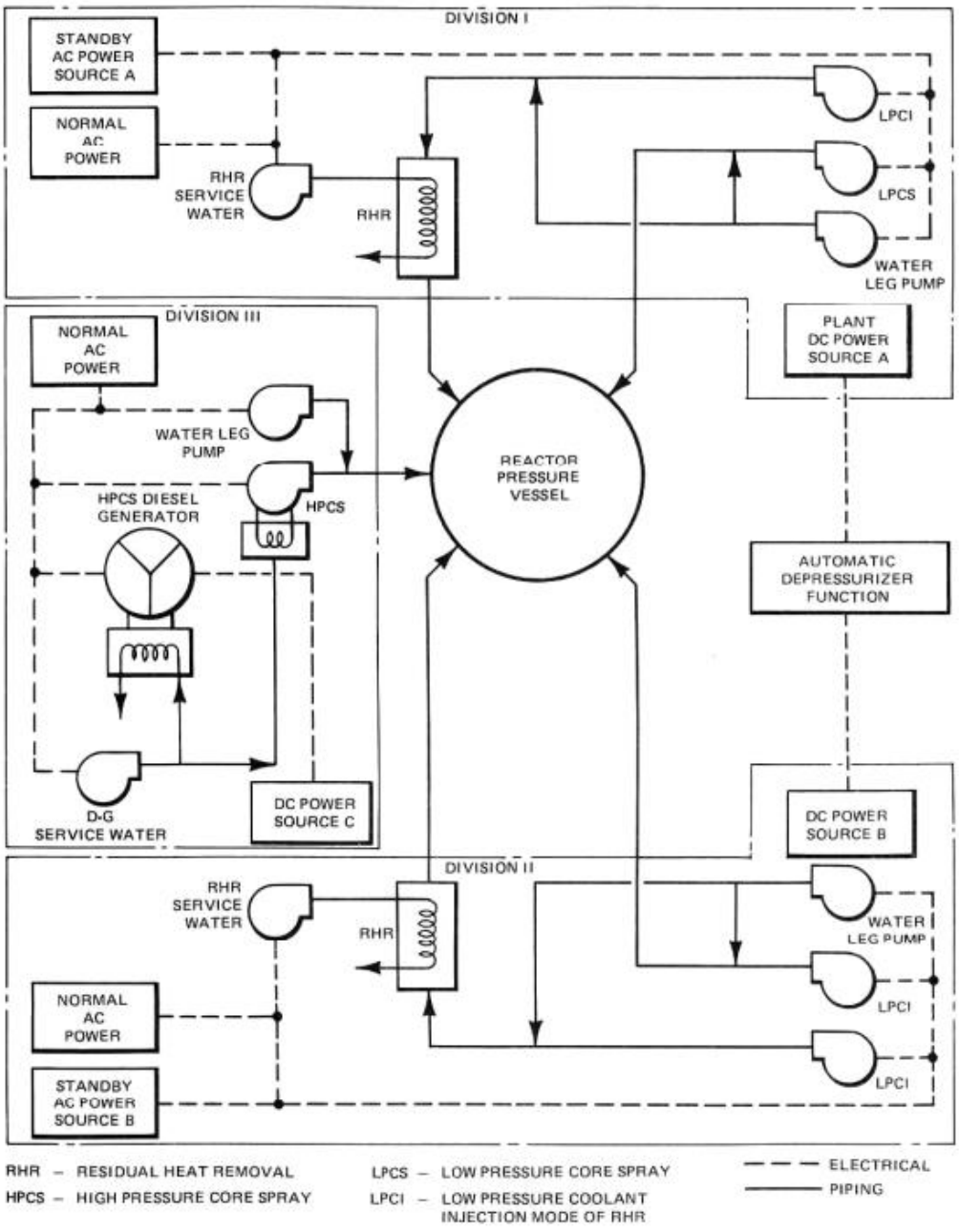

Figura 22: Esquema de generadores diésel

2.7 Sistemas de planta y funciones de seguridad

Para el correcto control de la planta, los sistemas de seguridad pueden ser clasificados según el control de las diferentes funciones:

- Control de reactividad: será realizado mediante los Control Rods (SCRAM) y el SLC, permitiendo la parada segura del reactor en caso de condiciones inseguras. Mediante ambos, se compensa el efecto positivo de reactividad en las barras, realizando el disparo del reactor de manera ordenada.

- Control del inventario: mediante el sistema de refrigeración del reactor aislado (HPCS y RCIC). El RCIC permite la parada segura del reactor asegurando una cantidad de inventario suficiente para su refrigeración, evitando altas temperatura y presión en él. Junto al HPCS, se usa para refrigerar el reactor tras un disparo.

  A baja presión, encontramos el sistema de inyección de refrigerante a baja presión, LPCI, encargado de inyectar agua de refrigeración directamente en la vasija una vez la presión ha disminuido, y el LPCS.

- Control de presión: realizado mediante las válvulas SRVs, SVs y TBVs, las cuales una vez abiertas, consiguen disminuir la presión descargando a la piscina de supresión.

- Control del calor de la contención: gracias al sistema de extracción del calor residual, RHRS, y sus modos de refrigeración (en parada SDCM, de rociado CSCM, refrigeración en la piscina de supresión SPCM e inyección a baja presión LPCI) y al venteo de la contención, es posible refrigerar la central y mantenerla bajo límites de temperatura seguros.

Tabla 1: Sistemas de planta y funciones de seguridad

Safety Function	**Systems Supporting the Safety Function**
Reactivity Control	Control Rods SLC
Inventory Control	HP: HPCS, RCIC LP: LPCS, LPCI
Pressure Control	SRVs, SV, TBVs
Containment Heat Remov	RHR Vent

3 Análisis probabilista

Los análisis probabilistas de riesgos o de seguridad son técnicas de análisis que provienen de tecnologías como la aeronáutica y aeroespacial y que, en los años setenta, fueron adaptadas a los estudios de la seguridad de las centrales nucleares dentro de un proyecto de investigación de la Atomic Energy Commission (AEC) de EEUU denominado Reactor Safety Study (RSS). La organización sucesora de la AEC, la United States Nuclear Regulatory Commission (NRC) culminó dicho proyecto y lo publicó en 1975. El RSS fue, desde su publicación, la referencia metodológica de este tipo de análisis de seguridad, aunque, naturalmente, la mayor parte de sus aspectos se ha ido perfeccionando con el tiempo. Las técnicas del RSS se fundamentan en técnicas de análisis de fiabilidad desarrolladas para campos como los mencionados al principio.

El accidente que tuvo lugar en EEUU en 1979, en la central nuclear de Three Mile Island (TMI), supuso un primer acontecimiento importante que comenzó a hacer detectar que la ya tradicional aproximación determinista debía ser complementada de alguna forma con aproximaciones que tuvieran más explícitamente en cuenta el concepto de la probabilidad de accidentes, o del riesgo, en definitiva. El accidente real de TMI estaba fuera de la base del diseño, pero era una secuencia de posible accidente detectada y analizada en el RSS. Tras ello, la NRC intensificó sus programas de investigación en el análisis probabilista de riesgos y se comenzó a discutir en EEUU sobre la necesidad de realizar estos estudios a todas las instalaciones nucleares. En todo el mundo se siguieron esos pasos y se empezaron a realizar estudios con las técnicas del RSS a centrales alemanas, británicas, nórdicas, hasta llegar a los tiempos actuales en que en todos los países del mundo con actividades industriales nucleares existe un programa de realización de análisis de riesgos.

El accidente de Chernobyl, en 1986, en el que se produjo físicamente el desenlace de los accidentes que en los análisis de riesgos se consideran los peores posibles, acabó de impulsar la entrada de esta nueva visión de los análisis de seguridad en todo el mundo, como una necesidad de complementar la tradicional aproximación determinista. Tal fue también el caso de España, que ya en 1983 había comenzado sus actividades al respecto por medio del análisis pionero llevado a cabo por la central nuclear de Santa María de Garoña por requerimiento del Consejo de Seguridad Nuclear y en donde el CSN decidió en 1986, poco antes del accidente de Chernobyl, que todas las centrales nucleares debían realizar un estudio de este tipo, de acuerdo con un Programa Integrado que editó ese mismo año.

Un análisis probabilista de seguridad (APS) es un estudio enfocado, básicamente, a estimar el riesgo de una instalación, en este caso, nuclear. Para ello, el riesgo se define tradicionalmente como el producto de la probabilidad de accidentes por las consecuencias que de ellos se derivarían. Tal y como se definan las consecuencias, así se podrá particularizar más esta definición general de riesgo. En la misma, por otra parte, se reconoce de forma implícita que el riesgo de la operación de las centrales nucleares proviene de forma fundamental de posibles accidentes y no de la propia operación normal, lo que está comúnmente aceptado.

El objetivo básico de un APS es estimar el riesgo de una instalación. Según la definición, el primer paso hacia ese objetivo será identificar los posibles accidentes, estimando sus probabilidades de ocurrencia que pudieran original los daños que se desean prevenir.

3.1 Árboles de sucesos

Una de las tareas primeras de un APS de Nivel 1 para una central nuclear es la de identificar los sucesos iniciadores que, si no son atajados por los sistemas de seguridad, podrían conducir a un accidente con deterioro del núcleo del reactor. Para modos de operación a potencia, estos sucesos iniciadores son los que originan el disparo del reactor, primer sistema de seguridad, por salirse los parámetros de operación de los márgenes de los puntos de tarado de la actuación del sistema de protección, o disparo, del reactor. Estos sucesos iniciadores son los tipos de transitorios o roturas de tuberías que, en gran parte, se encuentran clasificados para los reactores de agua ligera y menos claramente para otro tipo de reactores.

Identificado todo suceso que puede originar el disparo del reactor, cuando el reactor está a potencia, o un empeoramiento de las condiciones de refrigeración o de reactividad del núcleo, cuando el reactor está parado, se identifican las funciones de seguridad necesarias para llevar el reactor a una situación segura y estable. Asimismo, se identifican los sistemas o acciones necesarios para llevar a cabo esas funciones.

El proceso de identificación de sucesos iniciadores y de las subsiguientes acciones de seguridad conforman los diagramas llamados árboles de sucesos. En los árboles de sucesos se representan los sucesos iniciadores y las ramificaciones que tienen lugar según tengan éxito o estén indisponibles las subsiguientes funciones/sistemas/acciones. Para cada una de éstas últimas, denominadas cabeceras del árbol de sucesos, se produce una ramificación según se encuentre disponible o no lo representado por la cabecera, de tal manera que la suma de las probabilidades de las ramificaciones en cada nodo o cabecera sea la unidad, ver Figura 23.

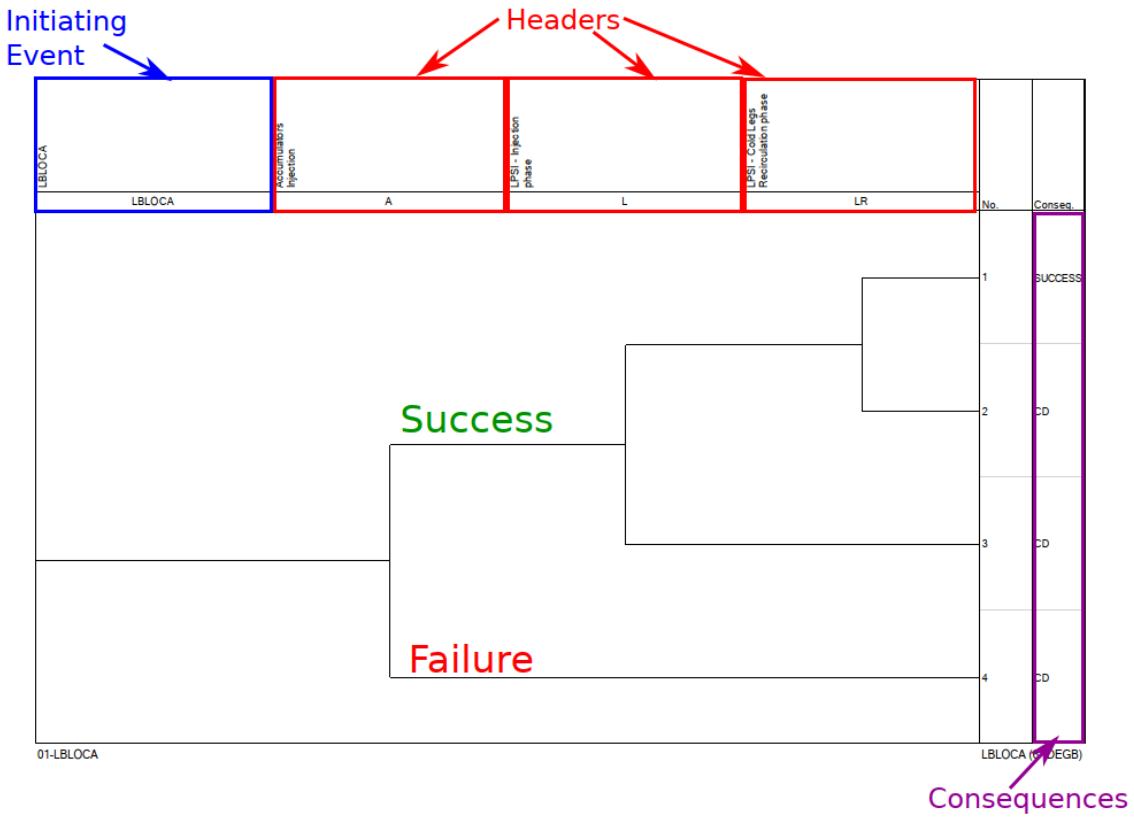

Figura 23: Secuencia básica ejemplo de un árbol de sucesos

Así, cabecero tras cabecero, se origina el árbol de sucesos, un diagrama parecido a un árbol horizontal. Al final del proceso de ramificación, Figura 24, cada rama es una secuencia de sucesos que habrá conducido o no a una situación de deterioro del núcleo.

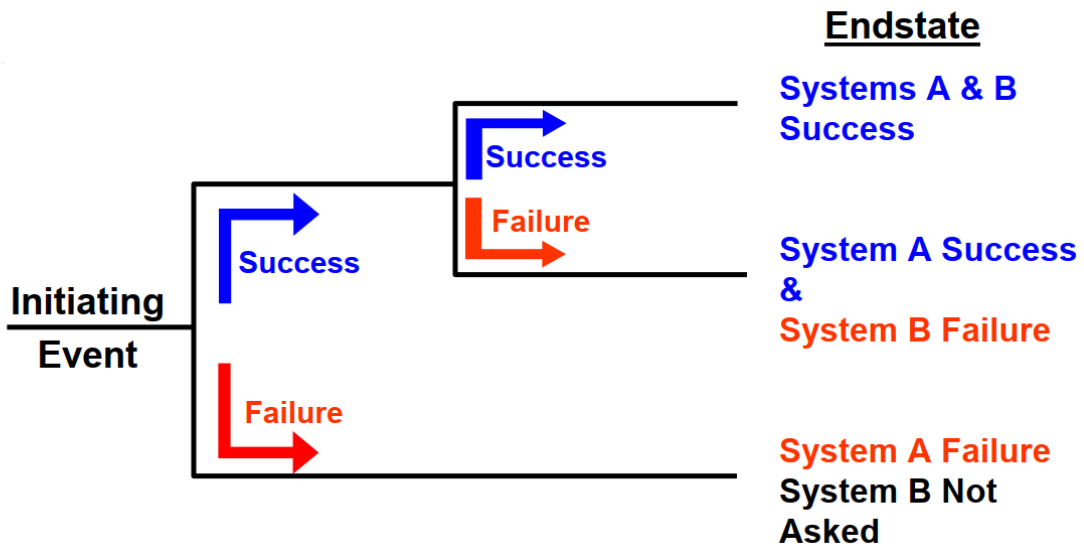

Figura 24: Funcionamiento de las ramificaciones en un árbol de sucesos

Al final, para cada ramificación se hace una codificación de cada secuencia en función de los cabeceros en éxito o fracaso que represente. Alguna secuencia puede ir transferida a otro árbol de sucesos que represente el estado físico de naturaleza bien distinta que se pueda tener en caso de ocurrencia de indisponibilidades de determinados cabeceros.

Finalmente, en una columna se representa el estado seguro (OK) o de deterioro del núcleo (CD) que se tiene si se produce cada secuencia. Dentro de los estados de deterioro del núcleo se pueden incluir diferentes clasificaciones que representen características físico-químicas básicas para el estudio posterior del comportamiento del núcleo fundido y de la contención y, en general, distinguiendo entre diferentes condiciones de contorno de los análisis posteriores. Esta columna supone un enlace con el Nivel 2 de los APS.

Aunque se suelen identificar del orden de 60 sucesos iniciadores posibles y numerosos datos experimentales con el que poder analizar cada secuencia, Figura 25, con el reactor a potencia o en paradas, no se traza un árbol de sucesos para cada uno de ellos. Se suelen agrupar en función de los requerimientos de sistemas o acciones necesarios para atajarlos, reduciéndose, típicamente, a entre 10 y 15 árboles de sucesos para, por ejemplo, los iniciadores en operación a potencia. Para cada grupo de sucesos iniciadores habrá un árbol representativo.

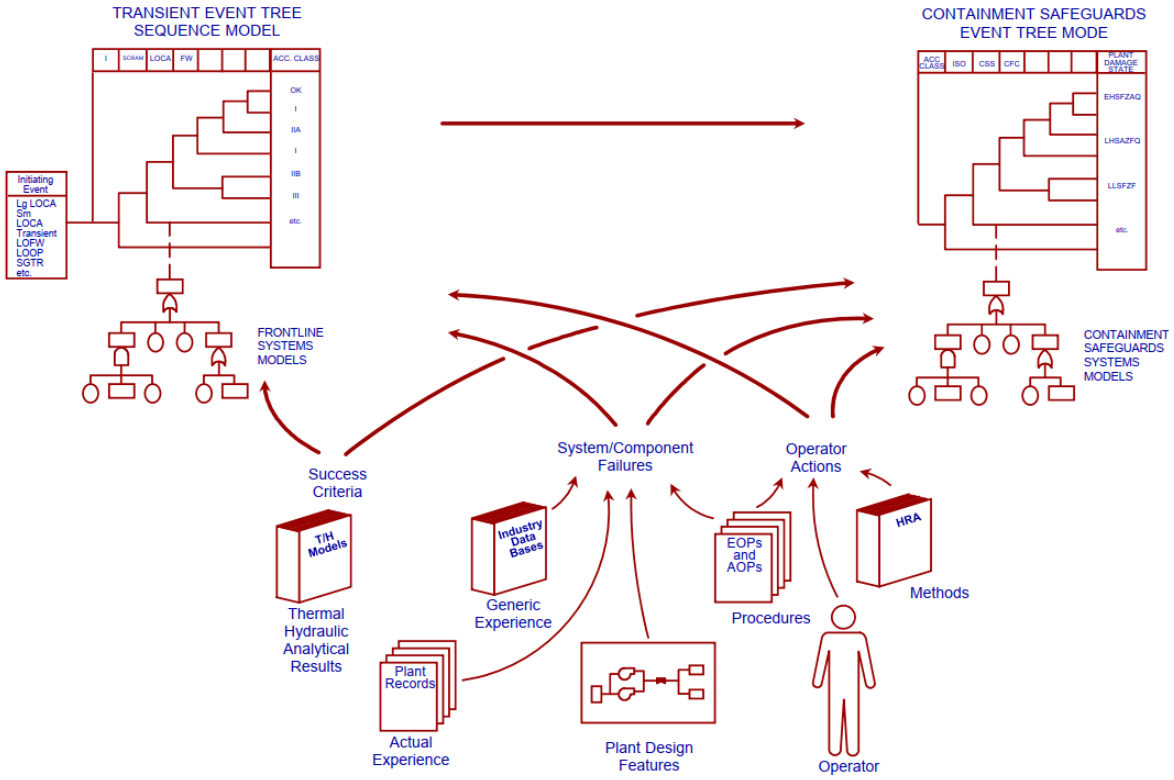

Figura 25: Componentes de un APS nivel 1

3.2 Árboles de fallo

Como se ha indicado, gran parte de las cabeceras de los árboles de sucesos son sistemas que pueden fallar en su función de seguridad, originando que la ramificación en esa cabecera sea hacia abajo del árbol de sucesos. La estimación de la probabilidad de que se produzca ese tipo de ramificación, así como la identificación de las combinaciones de sucesos básicos, o de indisponibilidades de componentes, que causarían la indisponibilidad del sistema o suceso no deseado, se realiza por medio de los llamados árboles de fallos.

Los árboles de fallos son diagramas que, partiendo del suceso no deseado, que es la ramificación hacia abajo desde los nodos en los que se representa la intervención de un sistema en un árbol de sucesos, llegan a identificar sus posibles causas básicas, o combinaciones de las mismas, a nivel de los componentes del sistema.

Típicamente, el suceso no deseado para un sistema es el criterio de fallo del mismo en cada árbol de sucesos. Dicho criterio puede variar con los árboles de sucesos. Una vez identificados los sucesos no deseados a analizar para cada sistema, se aplica en sí la técnica de los árboles de fallos. Básicamente, dicha técnica consiste en ir preguntándose los motivos por los que se puede producir, en primer lugar, el suceso no deseado. Cada uno de los motivos identificados serán sucesos en sí, cuya combinación lógica podrá originar el suceso no deseado. Esa combinación lógica básicamente se puede representar por «puertas», u operaciones lógicas, «O» ó «Y» (+ ó x), Figura 26, si se necesita uno sólo de los motivos para que se dé el suceso no deseado o todos ellos, respectivamente.

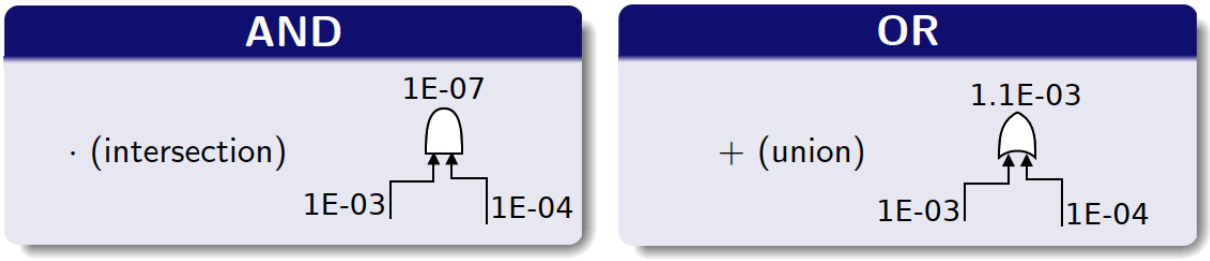

Figura 26: Operadores lógicos Y/O y simbología

Por su parte, cada uno de los motivos, o sucesos intermedios, identificados podrán ser originados por diferentes motivos combinados a su vez en diferentes formas lógicas. Estos nuevos sucesos intermedios se pueden descomponer asimismo en sus propios motivos y así sucesivamente. El punto final de este proceso de identificación, lo que se ha dado en llamar «nivel de

resolución» de los árboles de fallos, viene marcado por los sucesos básicos, a los que se llega cuando se identifican motivos que no se puede, por diferentes razones, descomponer más.

Las operaciones lógicas mencionadas conforman un Álgebra de Boole para los sucesos y, por manipulación haciendo uso de las propiedades de la misma, se puede llegar a expresar el suceso no deseado como «suma booleana», no simplificable, de los posibles «productos booleanos» de sucesos básicos que se han de dar a la vez para que se produzca dicho suceso no deseado, como consecuencia de la ocurrencia de cualquiera de los «productos». Cada uno de esos «productos» es un «conjunto crítico de fallos» (CCF), cuya identificación es el objetivo básico de la técnica de los árboles de fallos.

Estos CCF pueden contar con uno o más sucesos básicos. Cada componente de los CCF representa un fallo que ha de darse para conducir al fallo del sistema. Como consecuencia, este análisis sobrepasa y es mucho más completo que el análisis clásico determinista, según el cual el diseño del sistema habría de realizarse sin que un fallo único activo a corto plazo, y pasivo a largo plazo, o bien un error humano único, pudieran dar lugar al fallo del sistema. Con los árboles de fallos no sólo se buscan las posibilidades de esos fallos únicos, o CCF de un sólo suceso básico, sino que se cuantifica su probabilidad y se buscan y analizan los CCF de mayor orden, es decir fallos dobles, triples, etc. Estos fallos de mayor orden pudieran incluso ser más probables que algún fallo único.

Además, debido a la cuantificación estadística que se puede hacer para obtener las probabilidades de cada suceso básico, los CCF se pueden ordenar por probabilidad y, por tanto, encontrarse cuáles son los mecanismos de fallo de cada sistema más probables, y los componentes más importantes desde el punto de vista de la seguridad, como consecuencia.

Al representar gráficamente de arriba hacia abajo el suceso no deseado, las operaciones lógicas o “puertas” y los sucesos intermedios y básicos, se va construyendo un tipo de diagrama en forma de árbol hacia abajo que se conoce con el nombre de árbol de fallos, véase el ejemplo en Figura 27.

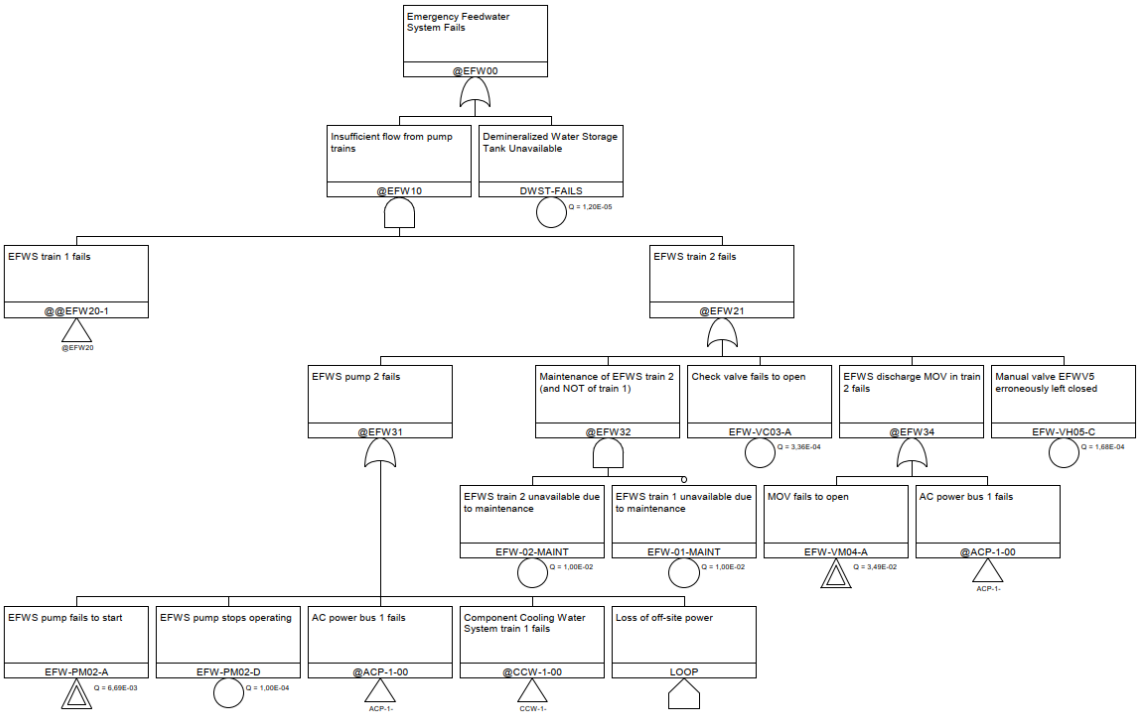

Figura 27: Ejemplo de árbol de fallo de sistema de agua de alimentación de emergencia

Por otra parte, cada secuencia de accidente posible, identificada en los árboles de sucesos, se analiza con posterioridad mediante la unión de los cabeceros, es decir, árboles de fallos, de las mismas. Esos macro-árboles de fallos a que se reducen las secuencias se han de analizar con ayuda informática para hallarse los CCF de las secuencias y estimarse la probabilidad de cada una.

De esta manera, se discrimina entre las secuencias más o menos importantes. Las más importantes o dominantes serán las que más contribuyen a la probabilidad de ocurrencia de un accidente con deterioro del núcleo y sus CCF los conjuntos de sucesos que han de ocurrir para que se produzca un accidente, ordenados, por su parte, por probabilidad o importancia.

Por último, respecto al análisis de las secuencias de los árboles de sucesos, hay que indicar que la técnica que se ha descrito es la que se ha utilizado hasta el momento en todos los APS españoles. Hay otras técnicas utilizadas en los APS de otros países, sobre todo en muchos de EEUU, en que gran parte del análisis de detalle que, en lo descrito, se efectúa en el trazado de los árboles de fallos, se efectúa en el de los árboles de sucesos, que son de gran tamaño y que tratan de expresar explícitamente las dependencias entre sistemas originadas por los sistemas de soporte a los sistemas frontales.

3.3 Acciones humanas

La tarea de análisis de fiabilidad humana constituye un proceso sistemático de análisis de las acciones que realizan o pudieran tener que realizar las personas que trabajan en una central nuclear, de tal manera que permite identificar, analizar, describir, modelar y cuantificar potenciales errores humanos con influencia en la seguridad nuclear. Su objetivo es evaluar la influencia del ser humano en el riesgo asociado a la explotación de la planta.

Esta tarea requiere, por tanto, un análisis y conocimiento detallado de los procedimientos de planta, en general, de prueba, mantenimiento, calibración, algunos de los administrativos, operación normal y, sobre todo, de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POEs) específicos de la central.

Antes, se ha indicado que las probabilidades de los sucesos básicos se pueden obtener estadísticamente para poder cuantificar la probabilidad de los CCF y estimar la frecuencia de las secuencias de accidente. A este respecto, hay que distinguir entre los sucesos básicos relacionados con componentes y sucesos iniciadores y los relacionados con acciones erróneas humanas.

Los sucesos básicos relacionados con componentes son probabilidades de fallo en una demanda de actuación o en un período de tiempo de operación, e indisponibilidades por pruebas o por mantenimientos. El primer tipo de sucesos básicos se cuantifican, en lo referente a su probabilidad de ocurrencia, mediante parámetros estadísticos. Estos parámetros más correctamente estimados son los obtenibles directamente de la experiencia estadística acumulada en los diferentes tipos de componentes y en las diferentes centrales nucleares. Como consecuencia, la acumulación de información estadística, y la preparación de sistemas estructurados y preferiblemente informáticos de recogida de esa información procedente de la operación, es la forma más correcta de preparar la cuantificación de las probabilidades de fallo recogidas en los árboles de fallos y de las frecuencias de sucesos iniciadores recogidos como puntos de partida de los árboles de sucesos.

Hay varios sistemas de ese tipo, o bancos de datos, en operación en el mundo en los que, poco a poco, se va acumulando la información que permite cuantificar de forma más precisa los APS. Hasta que esos bancos de datos estén suficientemente coordinados para el mayor número posible de centrales y contengan información de mayor significación estadística, se suele hacer uso de información genérica proveniente de distintas fuentes, como otras industrias, opinión de expertos o análisis estadísticos de información no recogida de la forma estructurada a que se ha hecho alusión, por lo que se necesita su reestructuración.

El otro grupo de sucesos básicos es el de las probabilidades de errores humanos, los que aparecen de forma muy numerosa en los árboles de sucesos y de fallos que constituyen los modelos de los APS. La estimación de esas probabilidades da forma a otra área específica de especialización en los APS: los análisis de fiabilidad humana.

Para realizar este tipo de análisis se han venido desarrollando una serie de técnicas y modelos, ninguno de los cuales está totalmente validado. Se puede decir que esta área de los APS es una de las que más necesidad de actividades de investigación, desarrollo y validación necesita y está siendo objeto en los últimos años. Básicamente, son dos los tipos de errores humanos que aparecen y son identificados a lo largo del proceso de realización de un APS.

El primer tipo tiene que ver con actividades humanas previas a la declaración de un suceso iniciador, mientras que el segundo se refiere a actividades o acciones que el ser humano ha de desarrollar con posterioridad a un suceso iniciador. Las primeras suelen ser tareas rutinarias del trabajo normal de explotación de la central, tales como pruebas, mantenimientos o calibraciones, mientras que las segundas son tareas anormales o, incluso, en emergencia, en las que la formación, la tensión, la capacidad de análisis o el tiempo son parámetros, entre otros, fundamentales.

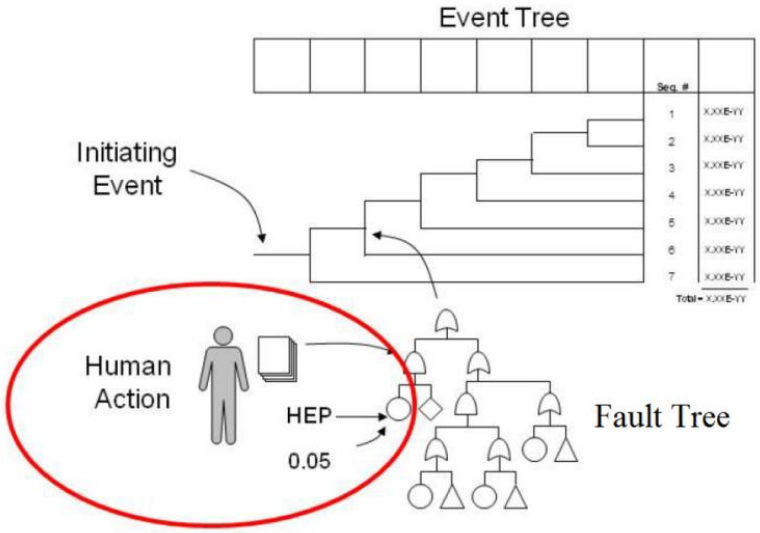

Figura 28: Papel de la acción humana en relación a árboles de eventos y árboles de fallo

De todas formas, este tipo de técnicas necesitan todavía de trabajo de validación para situaciones similares a las de accidente, como las que se pueden simular con el uso de los simuladores para formación de operadores, con algunos factores de conversión a la situación real en caso de emergencia. Esta línea es una de las seguidas, aunque no la única, para solucionar el

problema del análisis de fiabilidad de los operadores en situaciones de emergencia. Hay otras varias líneas de investigación y desarrollo, como es la utilización de programas de ordenador de Inteligencia Artificial (IA), que podrían simular adecuadamente el comportamiento de los operadores en esas situaciones.

3.4 Análisis de datos

El análisis de datos tiene como objetivo la realización de las cuantificaciones, estadísticas en su mayor parte, de las probabilidades, frecuencias e indisponibilidades de los sucesos básicos contenidos en los árboles de fallos y de sucesos, con excepción de los que tienen que ver con errores humanos.

Para ello, en primer lugar, se confecciona una base genérica de datos de fallo, de indisponibilidades de componentes y de frecuencia de iniciadores, que luego se actualizan en muchos casos bayesianamente con la experiencia específica de la central. Para analizar esa experiencia hay que revisar toda la documentación de planta que recoge en detalle la información necesaria, como son los libros de sala de control, histórico de actividades, órdenes de trabajo, registros de mantenimiento, informes de disparo, informes de sucesos notificables, etc. Con esta información se determinan el número de fallos de componentes, horas de operación, número de demandas, horas de indisponibilidad por mantenimiento, incidentes de cada tipo ocurridos en el transcurso de la operación, etc.

4 Análisis de los árboles de sucesos de las secuencias principales

El objetivo principal de la cuantificación de las secuencias de accidentes es la obtención de la frecuencia de daño al núcleo asociada a cada suceso iniciador. Para los árboles de sucesos construidos, se han analizado y cuantificado las secuencias de accidente utilizando resultados obtenidos en tareas de análisis de sistemas (árboles de fallo), análisis de datos (estimación de parámetros), análisis de fiabilidad humana y análisis de fallos dependientes (estimación de parámetros de fallos de causa común).

Finalmente, se puede concluir con el resumen de la importancia de cada transitorio analizado en este trabajo, los cuales han sido seleccionados por su frecuencia y, por tanto, importancia, Figura 29, para el funcionamiento normal y seguro de la planta.

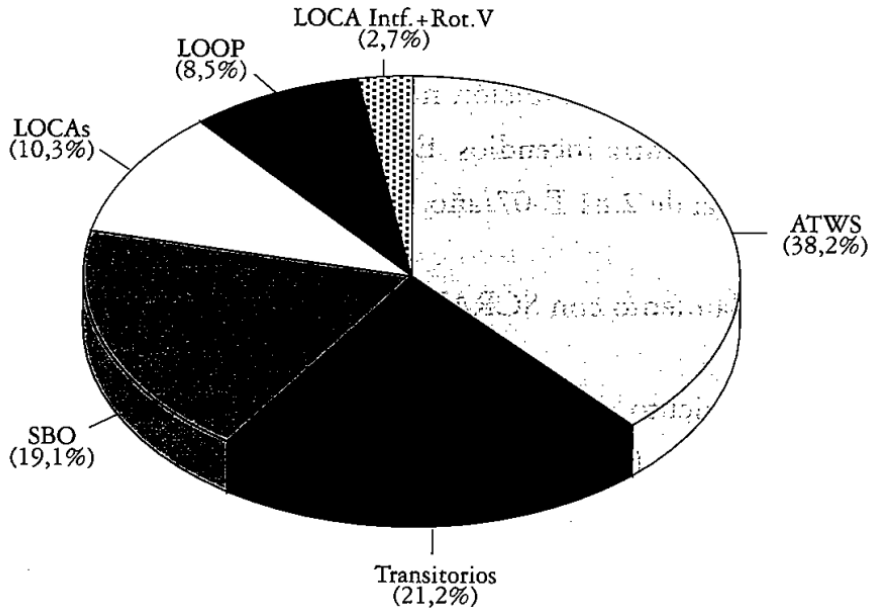

Figura 29: Importancia de los sucesos iniciadores (% de la frecuencia de daño al núcleo total)

Los sucesos iniciadores analizados mediante los árboles de sucesos de sus respectivos transitorios son los siguientes:

- Transitorio genérico (GT),
- Transitorio genérico (GT) sin bypass,
- Pérdida de suministro eléctrico exterior (LOOP/SBO),
- Rotura pequeña en línea del primario (SLOCA),
- Rotura grande en línea del primario (LLOCA),
- Transitorio sin parada automática (ATWS),

detallados a continuación en las siguientes secciones.

4.1 Transitorio genérico (GT)

Este primer evento iniciador es el Transitorio Genérico o General Transient (GT), consistente en un disparo del reactor. A continuación, Tabla 2, se muestra los criterios de éxito de este transitorio, el cual demanda las siguientes funciones de seguridad:

Tabla 2: Criterios de éxito de la secuencia GT

	SAFETY FUNCTIONS						
		REACTOR PRESSURE CONTROL		INVENTORY MAKEUP			
INITIATING EVENTS	REACTIVITY CONTROL[1]	SRVS OPEN	SRVS RECLOSE	HIGH PRESSURE	DEPRESSURIZATION	LOW PRESSURE	CONTAINMENT PRESSURE CONTROL
General Transients and Special Initiators	RPS	4 of 13 SRVs required to open	All SRVs required to reclose	1 of 3 Feedwater Pumps and/or 1 of 3 pumps Or HPCI Or RCIC Or CRD Late	• Depressurizing through MSIVs, TBVs, and the main condenser • Manual depressurization using 2 SRVs, or • Manual ADS	1 of 3 LPCI Pumps Or 1 of 1 LPCS pumps Or 1 HPSW Pump through RHR Or Fire System injection to RPV not credited	Power Conversion System Or 1 of 2 RHR Trains Or Containment venting

Partiendo de un árbol de sucesos ejemplo de un reactor BWR/4 y contención Mark I, Figura 30, se ha llevado a cabo el equivalente para el reactor BWR/6 con contención tipo Mark III, de estudio de este proyecto, presente en los reactores en España, presentado a continuación en la sección.

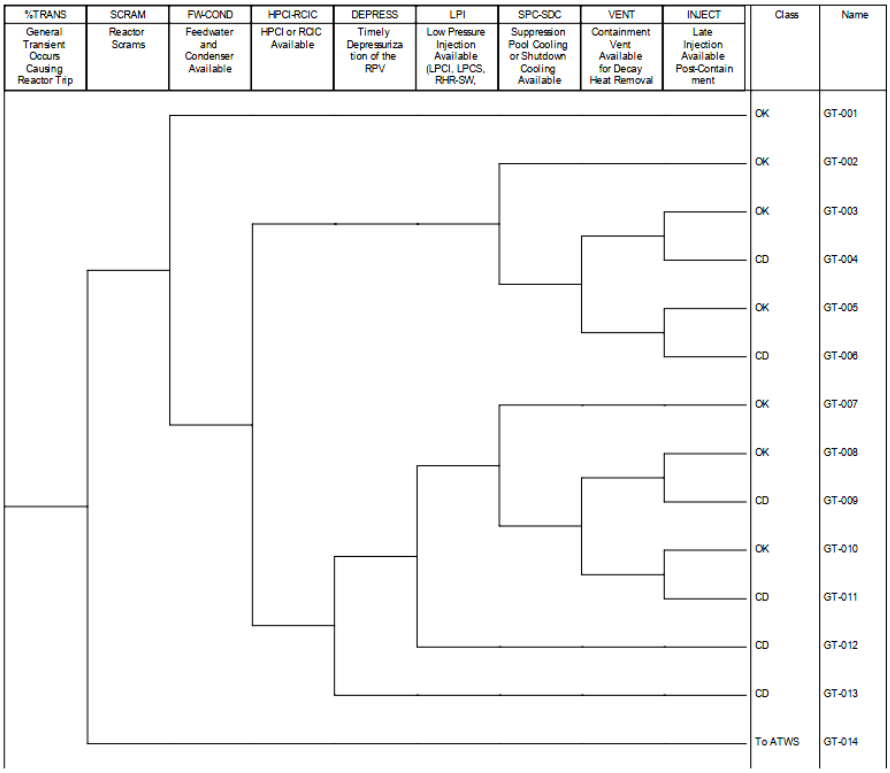

Figura 30: Árbol de sucesos para la secuencia GT en BWR/4

En cuanto a la secuencia de los sistemas demandados en el árbol de sucesos del GT (Figura 31), el suceso iniciador dará la señal de SCRAM del reactor. Si este falla, tendrá lugar un ATWS, el cual será analizado en una sección posterior. Si tiene éxito, a continuación, se demanda una señal del PCS – Power Conversion System – el cual, si funciona con éxito, conseguirá controlar la presión de la vasija y el inventario, evitando el daño al núcleo. Si el PCS falla, se intentará controlar la presión con la apertura de SRVs – si fallan, se alcanza la condición de daño al núcleo (Core Damage, CD) – cerrándolas posteriormente, una vez controlada la presión. Si esto no se consigue, habrá una pérdida de refrigerante por rotura pequeña en línea de vapor o SLOCA, analizado en la sección 4.4. Cuando las SRVs se cierren, se dará señal de activación al HPCS o al RCIC para proporcionar inventario y lograr su control y refrigeración adecuada del sistema, respectivamente. Si este sistema de alta presión funciona correctamente, se procederá a la despresurización manual (ADS) y el modo SDCM del RHRS con el fin de refrigerar el inventario del primario.

Si el HPCS – RCIC falla, se procederá a la despresurización manual a baja presión, activando en ese caso el Condenser + Booster Pump (CBP), liberando de nuevo inventario, posteriormente despresurizando mediante MDEP y evitando daño al núcleo.

Si el CBP falla, se demandará al LPCS o al LPCI como sistema de rociado a baja presión, siendo necesaria después la despresurización manual a baja presión y consiguiendo éxito del transitorio. Si estos fallasen, se requeriría del ESW y el LPCI como sistemas de inyección alterna. Con cualquiera de las dos opciones, se necesita el ADS o despresurización manual para conseguir el éxito.

Para el fallo de la despresurización manual a baja presión en cualquiera de los casos anteriores, se necesitaría el éxito de alguno de los modos del RHRS: SPCM, o CSCM, o CSAL; o la recuperación del PCS. Si estos fallan, se intentará recuperar el condensador (Condenser Recovery, RCON); si no, se venteará la contención (Containment Venting, CV) y, por último, es necesario el correcto funcionamiento del External Makeup para controlar este transitorio de manera segura.

De manera global, se observa que los sistemas necesarios para el control del transitorio genérico son los siguientes:

- La reactividad es controlada mediante el disparo del reactor o SCRAM.
- La presión es controlada mediante el PCS y la apertura o cierre de las SRVs.

- El inventario es controlado por el PCS, el HPCS o RCIC, la despresurización manual, la demanda del CBP, el LPCS o LPCI y el sistema ESW.

- La refrigeración y presión de la contención son controladas mediante la despresurización manual, los modos del RHRS: SDCM, SPCM o CSCM, el CSAL o el RPCS, la recuperación del condensador y el venteo de la contención.

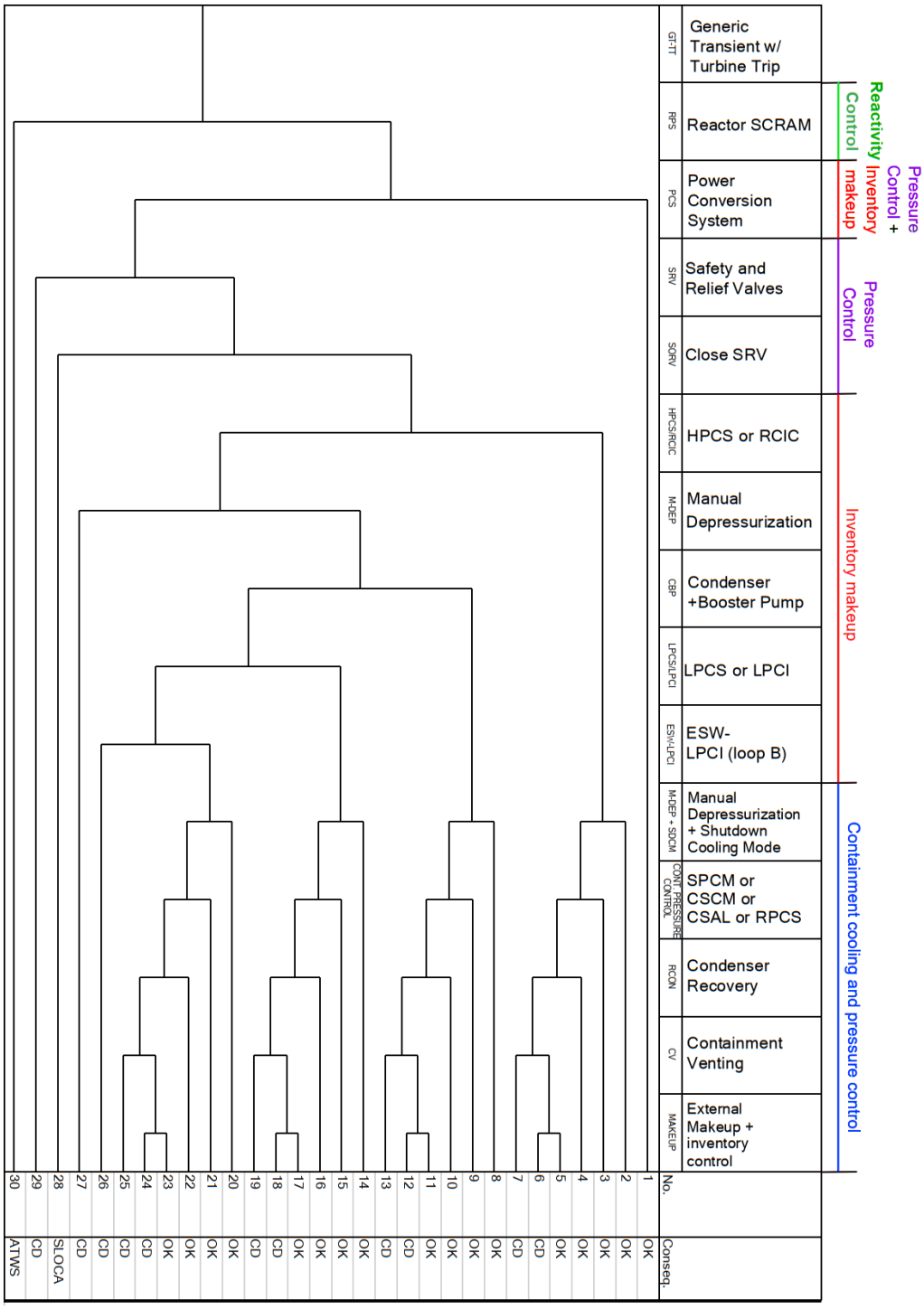

Figura 31: Árbol de sucesos de la secuencia GT

4.2 Transitorio genérico (GT) sin bypass al condensador

En esta sección, se analiza el transitorio genérico (GT) sin bypass en el condensador, es decir, sin la señal de activación del PCS. Para esta secuencia, los criterios de éxito son idénticos a los del transitorio genérico analizado en la sección 4.1, en la Tabla 2. En este caso, ante el éxito del SCRAM, se procederá a la apertura de las SRVs, siendo la secuencia, a partir de este punto, igual a la indicada en la sección anterior.

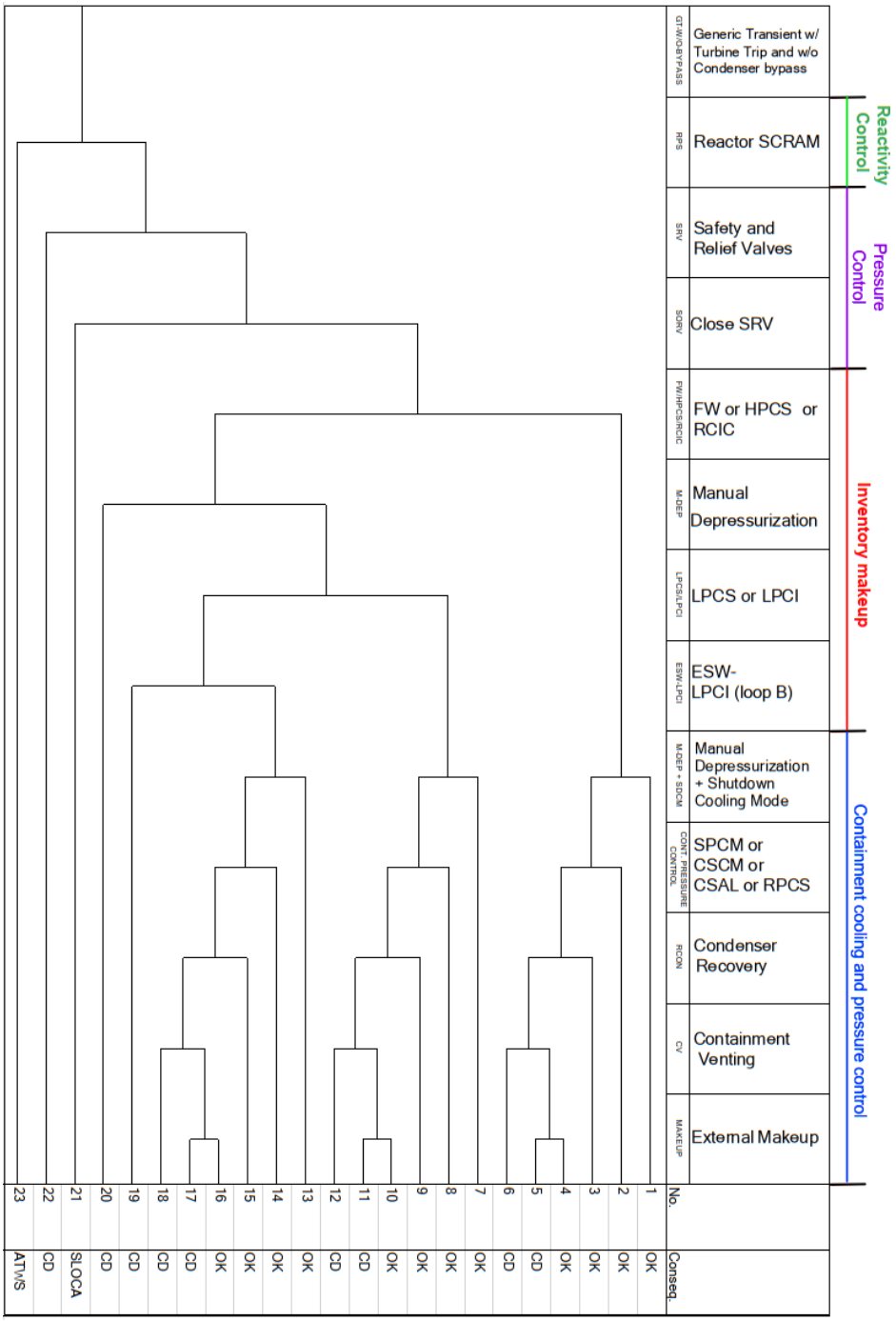

Figura 32: Árbol de sucesos de la secuencia GT sin bypass al condensador

4.3 Pérdida de suministro eléctrico exterior (LOOP/SBO)

Se define Loss Of Offsite Power (LOOP) y Station BlackOut (SBO) a la pérdida total de suministro eléctrico exterior, como la pérdida completa de energía eléctrica de corriente alterna en los sistemas de distribución eléctrica de la central y suministro a equipos.

Para considerar el éxito de un sistema demandado, se hará según los criterios de éxito para LOOP, Tabla 3:

Tabla 3: Criterios de éxito de la secuencia LOOP

	SAFETY FUNCTIONS						
		REACTOR PRESSURE CONTROL		INVENTORY MAKEUP			
INITIATING EVENTS	REACTIVITY CONTROL[1]	SRVS OPEN	SRVS RECLOSE	HIGH PRESSURE	DEPRESSURIZATION	LOW PRESSURE	CONTAINMENT PRESSURE CONTROL
Loss Of Offsite Power	RPS	4 of 13 SRVs required to open	All SRVs required to reclose	1 of 3 Feedwater 2 Pumps and/or 1 of 3 pumps Or HPCI Or RCIC Or CRD Late	• Depressurizing through MSIVs, TBVs, and the main condenser • Manual depressurization using 2 SRVs, or • Manual ADS	1 of 3 LPCI Pumps Or 1 of 1 LPCS pumps Or 1 HPSW Pump through RHR Or Fire System injection to RPV not credited	Power Conversion System Or 1 of 2 RHR Trains Or Containment venting

En esta secuencia, Figura 33, al perder la corriente exterior, se pierde el condensador, por lo que después del SCRAM, se encenderán los generadores diésel (DG) como Emergency Power System (EPS). Un fallo en el SCRAM conduce, de nuevo, a un ATWS y un fallo en la activación de los generadores diésel conduce a un SBO.

A continuación, con el éxito de los DG, se abrirán las SRVs para descargar presión, liberar y minimizar la presión, posteriormente cerrándose (SORV). De otra manera, habrá CD. A partir de este punto, los sistemas actúan de manera similar a la secuencia de GT.

Para concluir, los sistemas requeridos para esta secuencia son los siguientes:

- La reactividad es controlada por el disparo del reactor o SCRAM.
- La corriente alterna, AC, es controlada por los generadores diésel.
- La presión se controla por medio de la apertura y cierre de las SRVs.
- El inventario es controlado mediante el HPCS o RCIC, la despresurización manual, el CBP, el LPCS o LPCI y el sistema ESW.

- La refrigeración y la presión de la contención se controla mediante los modos del RHRS (SDCM, SPCM, o CSCM), la despresurización manual, la recuperación del condensador (RPCS) y el venteo de la contención.

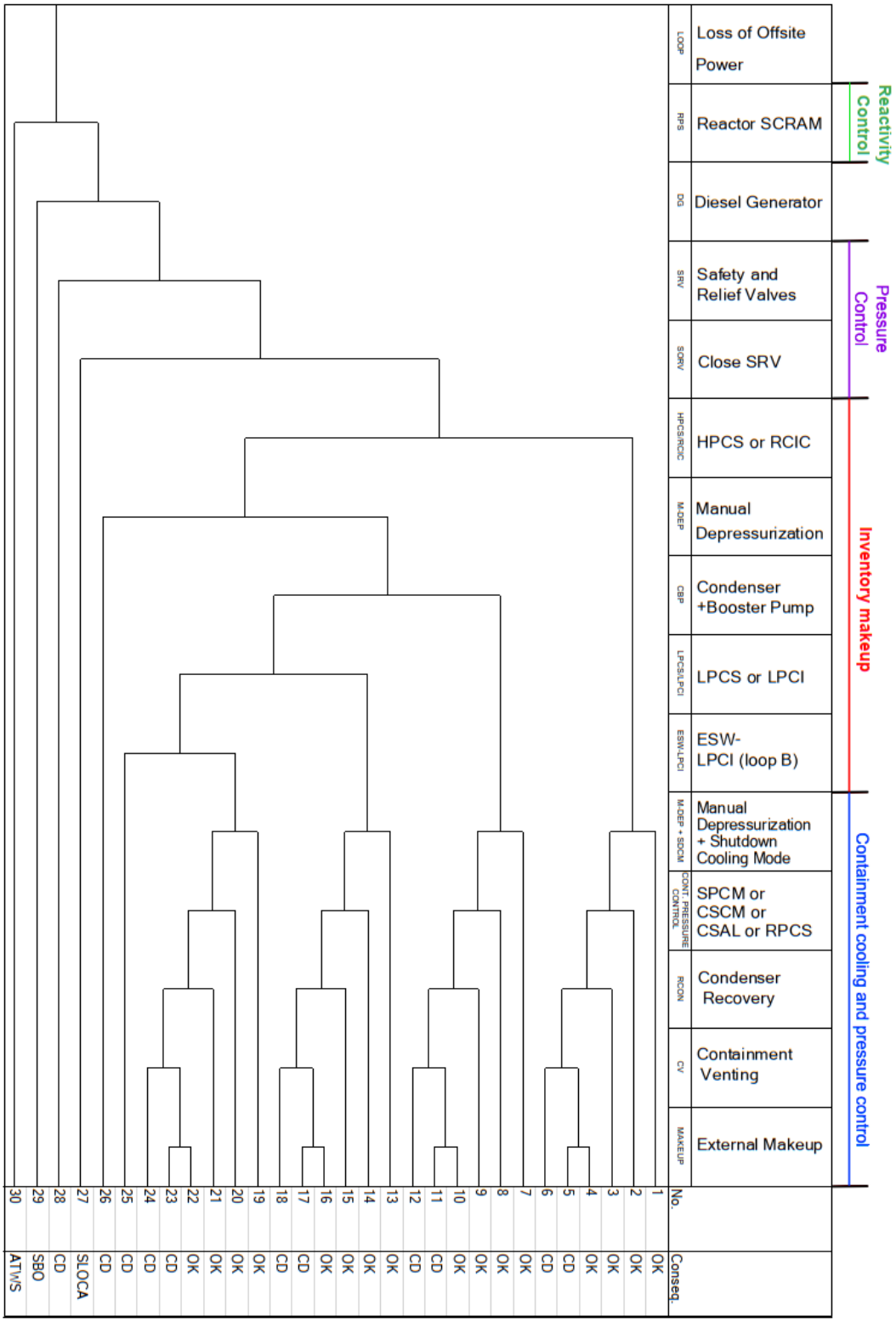

Figura 33: Árbol de sucesos de la secuencia LOOP

En segundo lugar, el transitorio SBO, Figura 34, y teniendo en cuenta los criterios de éxito de la Tabla 3, está relacionado con el suceso LOOP y consiste en la pérdida de todas las alimentaciones exteriores y de los generadores diésel (DG) en la secuencia LOOP anterior. En este caso, se abrirán las SRVs, disminuyendo la presión; posteriormente cerrarán y se accionará el Recirculation Pump Seal Integrity (RPSL): si alguno de estos dos no consigue el éxito, tendrá lugar un SLOCA –, con cuyo éxito se dará señal de activación al HPCS.

El éxito del HPCS o del RCIC hará que aumente el inventario y provocará el accionamiento del sistema de recuperación de potencia exterior – Offsite Power Recovery (OPR) –, el cual, si falla, intentará recuperar los generadores diésel. Si conseguimos o bien la recuperación de la potencia exterior o bien de los generadores diésel, se necesitará una despresurización manual y el SDCM del RHRS, cuyo éxito cerrará el transitorio; y cuyo fallo requerirá el control de la presión – mediante o el SPCM del RHRS, o el CSCM del RHRS, o el CSAL o el RPCS –; si no, se procede a la recuperación del condensador; si no, al venteo de la contención y, si no, al inventario exterior. De otra manera, será criterio de éxito.

El fallo del HPCS o del RCIC demandará al FPS como sistema de refrigeración. Su fallo hará CD y su éxito controlará el transitorio de manera idéntica a la secuencia anterior de éxito del HPCS.

En conclusión, los sistemas en esta secuencia serán:

- En este transitorio, la reactividad no es controlada pues comienza a partir de la pérdida de la corriente exterior de los generadores diésel.
- La presión es controlada mediante la apertura o cierre de las SRVs.
- El inventario se controla mediante el RPSL, el HPCS o RCIC, la despresurización manual o el FPS como sistema de refrigeración.
- La refrigeración y presión de la contención son controladas a través del sistema de recuperación de potencia exterior (OPR), la recuperación de los generadores diésel, la despresurización manual, los modos del RHRS (SDCM, SPCM o SPCM), la recuperación del condensador (RPCS) o el venteo de la contención.

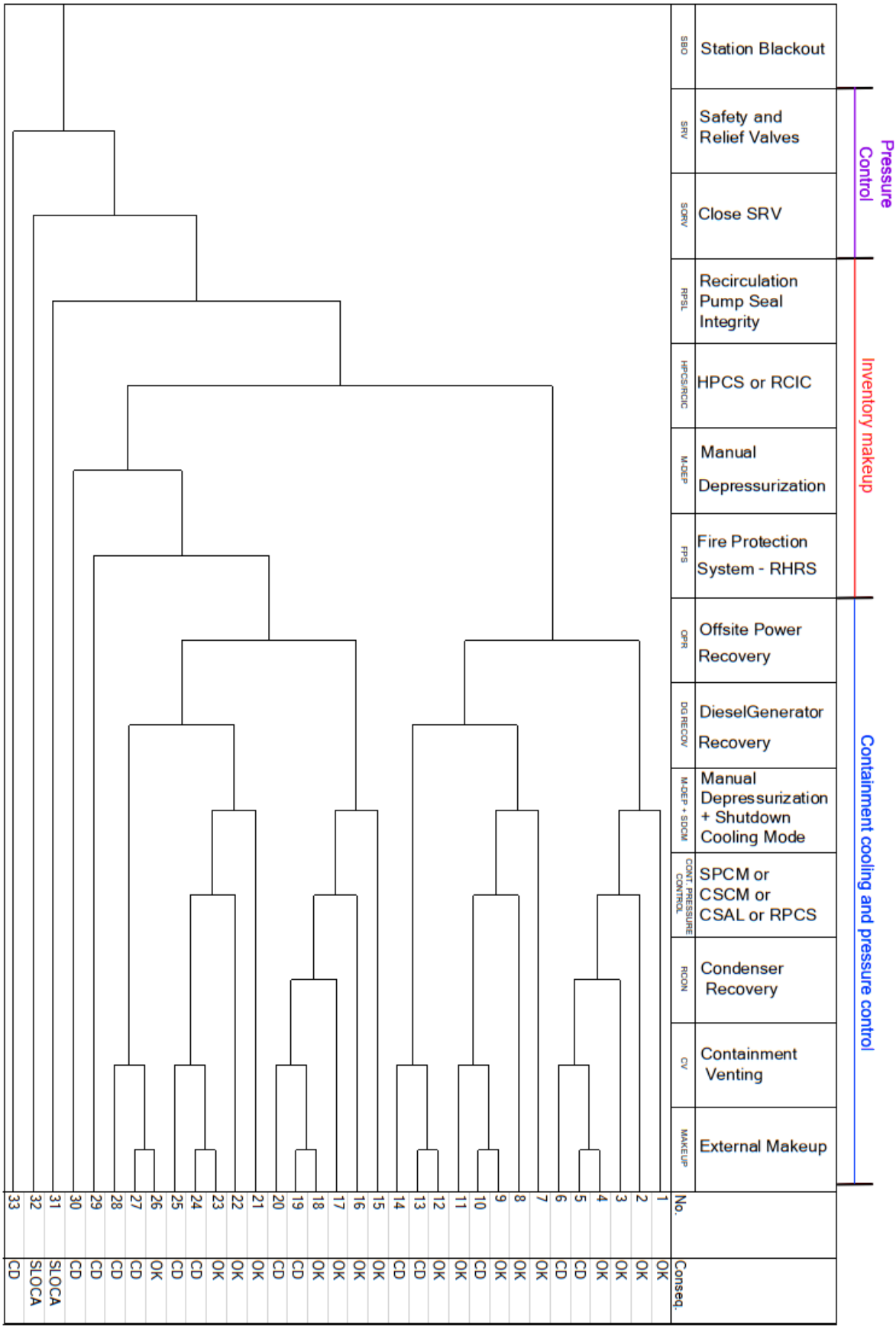

Figura 34: Árbol de sucesos de la secuencia SBO

4.4 Rotura pequeña en línea del primario (SLOCA)

Un Small Loss Of Coolant Accident (SLOCA) es una rotura pequeña en el primario. Los criterios de éxito de los sistemas de seguridad para este transitorio, Tabla 4, son los siguientes:

Tabla 4: Criterios de éxito de la secuencia SLOCA

INITIATING EVENTS	SAFETY FUNCTIONS						
	REACTIVITY CONTROL[1]	REACTOR PRESSURE CONTROL		INVENTORY MAKEUP			CONTAINMENT PRESSURE CONTROL
		SRVS OPEN	SRVS RECLOSE	HIGH PRESSURE	DEPRESSURIZATION	LOW PRESSURE	
Medium LOCA • Pipe segments and component rupture between 2" and 6" (medium) component leakage • Stuck open Safety Valve	RPS	N/A	N/A	(HPCI with CRD) or CRD Late	• Manual depressurization using 2 SRVs, or • Manual ADS • Long-term depressurization is assumed to occur for cases with HPCI available such that CRD or a low pressure injection system is eventually required	1 of 4 LPCI Pumps Or 1 of 2 LPCS Subsystems Or 1 HPSW Pump through RHR - Late or Fire System Injection to RPV not credited	Vapor Suppression And Either1 of 4 RHR Trains Or Containment Venting

A la hora de describir la secuencia del árbol de sucesos de un SLOCA, en primer lugar, Figura 35Figura 34, el suceso iniciador provocará el disparo de turbina (SCRAM), en cuyo fallo llevaría a daño de núcleo. Una vez controlada la reactividad, se necesitará activar el HPCS o el RCIC, con cuyo fallo se requerirá de una despresurización manual. Si no se consigue la despresurización, habrá CD. Si se consigue, se controlará el inventario a baja presión mediante el LPCS o el LPCI. Si no es posible mediante estos dos sistemas, se intentará mediante el agua de servicio esencial, con cuyo fallo llevará a CD.

Si se logra el control del inventario o bien con el HPCS, RCIC, LPCS, LPCI o LPCI con ESW, se procederá al control de la refrigeración y presión de la contención mediante el SPCM del RHRS o CSAL; si no, mediante la recuperación del condensador; si no, se intentará ventear la contención (CV), paso que requerirá de aporte de inventario exterior para lograr el éxito del transitorio. Cualquier otro fallo llevaría a daño del núcleo.

Así, se puede observar que los sistemas que controlan este transitorio son los siguientes:

- La reactividad es controlada mediante el disparo del reactor o SCRAM.
- El inventario se controla por medio del HPCS o RCIC; una despresurización manual; el LPCS o LPCI con ESW.
- La refrigeración y la presión de la contención son controladas por alguno de los modos de funcionamiento del RHRS (SPCM o CSCM), o el CSAL, o la recuperación del condensador o el venteo de la contención.

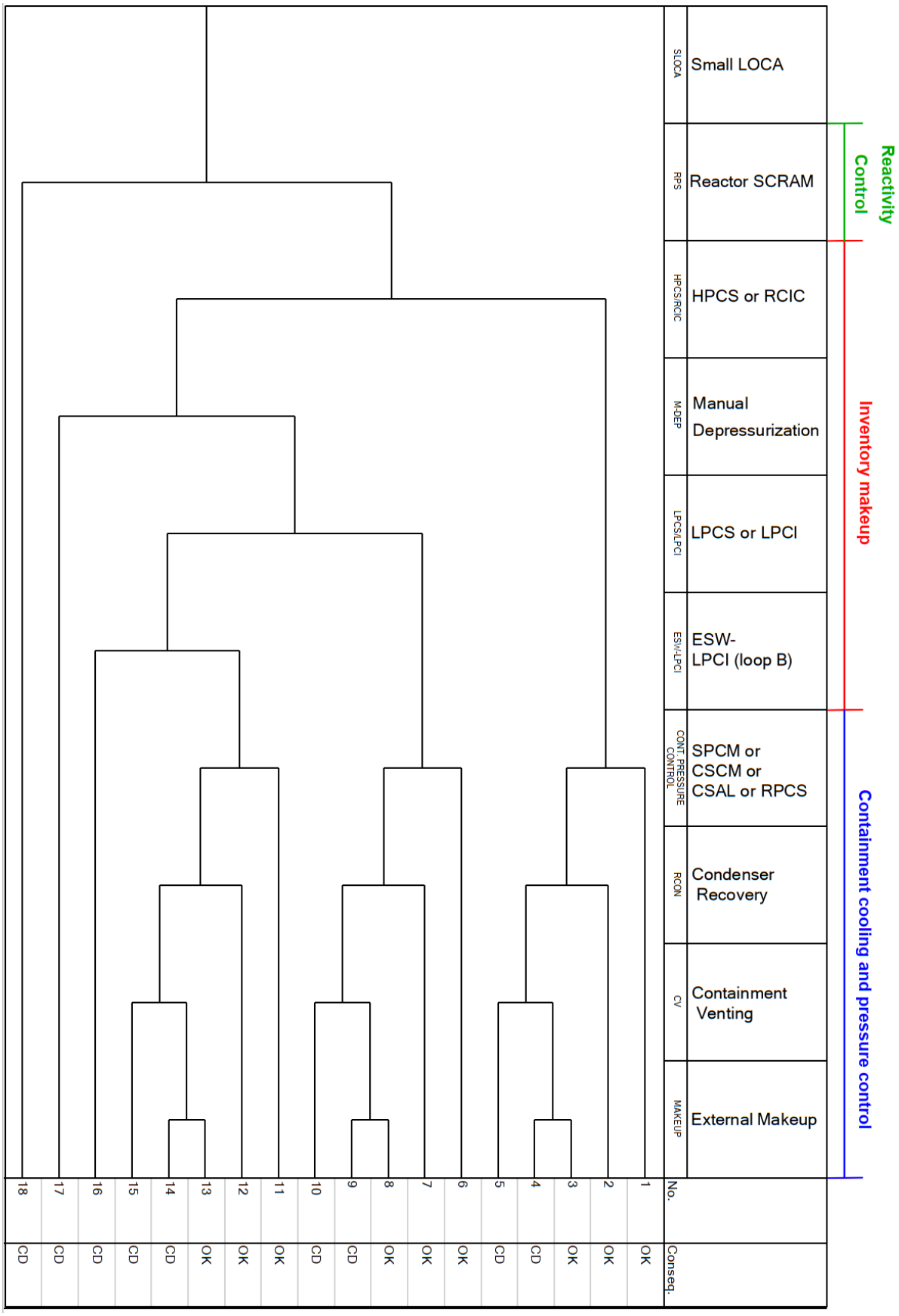

Figura 35: Árbol de sucesos de la secuencia SLOCA

4.5 Rotura grande en línea del primario (LLOCA)

Un Large Loss Of Coolant Accident (LLOCA) es una rotura grande en el primario. Los criterios de éxito de los sistemas de seguridad para este transitorio son los descritos en Tabla 4.

Basándonos en el árbol de sucesos para este transitorio de un reactor BWR/4 con contención tipo Mark I, Figura 36, se ha llevado a cabo el correspondiente para el reactor BWR/6 con contención Mark III.

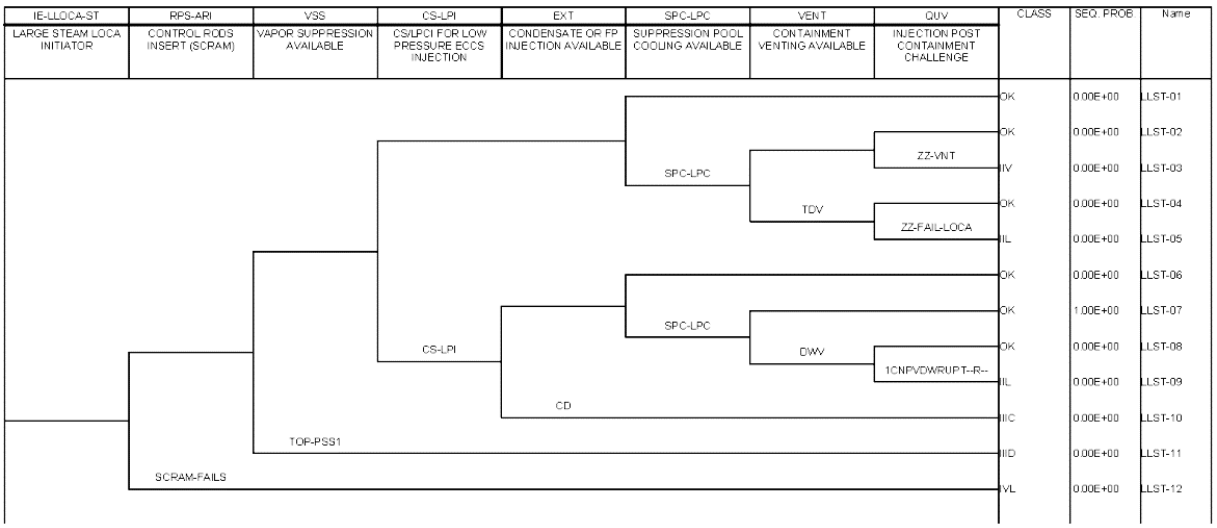

Figura 36: Árbol de sucesos de la secuencia LLOCA en BWR/4

El árbol de sucesos de un LLOCA comienza, Figura 37, con el disparo del reactor (SCRAM), cuyo fallo conllevaría daño al núcleo. Si el SCRAM se logra con éxito y se controla la reactividad, se procede a controlar el inventario mediante el HPCS a alta presión, o, si este falla, mediante el LPCS o LPCI a baja presión. Si estos sistemas de baja presión también fallan, se llega a daño de núcleo.

Si, en cambio, se consigue el control del inventario mediante o el HPCS, o el LPCS o LPCI, se activará la señal del modo SDCM del RHRS, con el cual se pretende controlar la refrigeración de la contención. Si falla, se intentará con el modo CSCM del RHRS; si este vuelve a fallar, se venteará la contención, que, junto al aporte de inventario exterior, logrará el éxito del transitorio.

De esta manera, concluimos que los sistemas siguientes controlan los parámetros del transitorio de la siguiente manera:

- La reactividad es controlada mediante el disparo del reactor o SCRAM.
- El inventario se controla a través del HPCS (alta presión) o LPCS o LPCI (baja presión).

- La refrigeración y la presión de la contención son controlados por los modos de funcionamiento del RHRS (SDCM o CSCM), el venteo de la contención y el aporte de inventario externo.

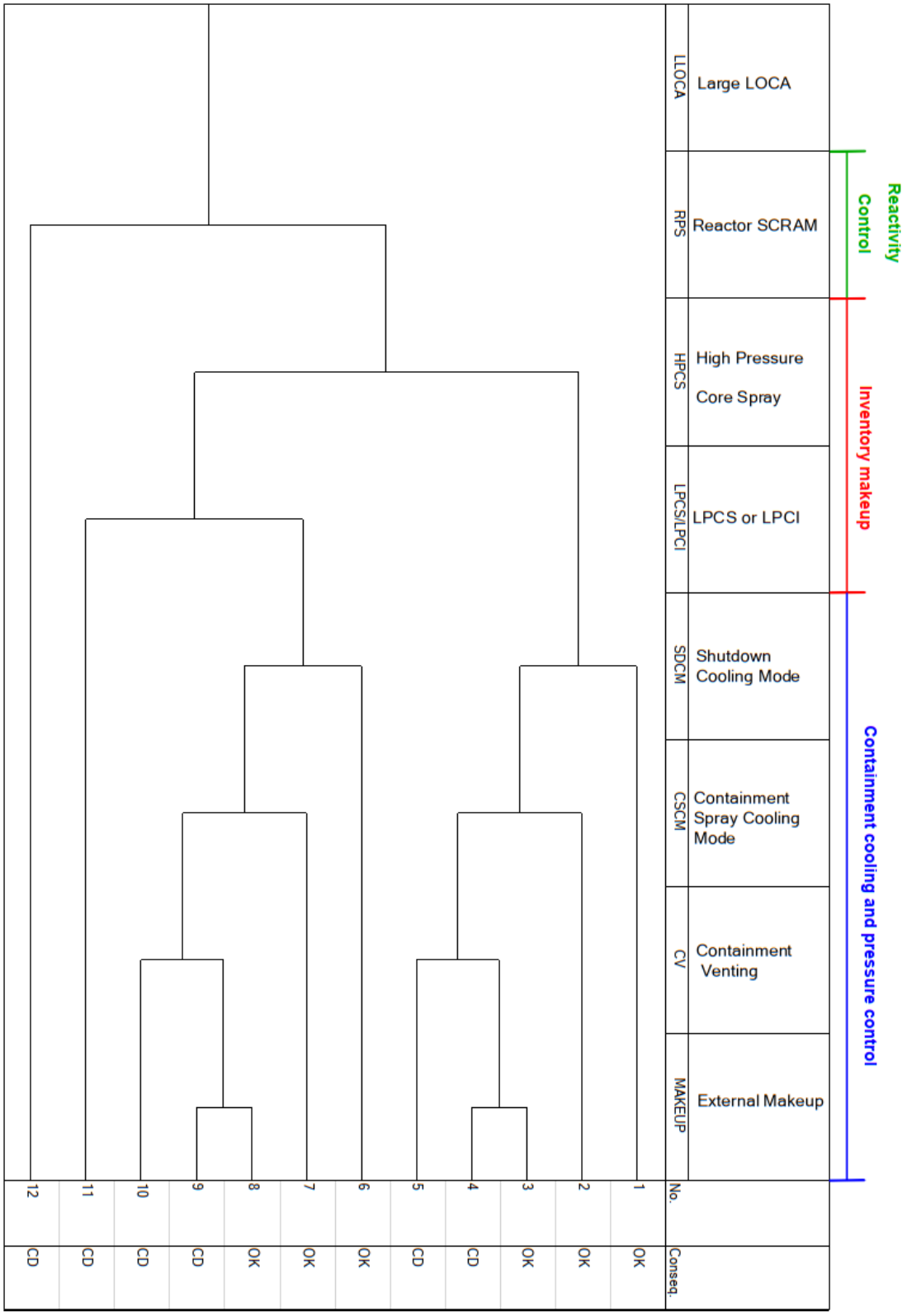

Figura 37: Árbol de sucesos de la secuencia LLOCA

4.6 Transitorio sin parada automática (ATWS)

El transitorio ATWS – Anticipated Transient Without SCRAM o transitorio previsto sin parada automática (SCRAM) es un fallo del disparo del reactor ante ciertos transitorios, como la retirada inadvertida de una barra de control, un disparo de turbina o la pérdida del FWS. El criterio de éxito para este transitorio a continuación, Tabla 5.

Tabla 5: Criterios de éxito de la secuencia ATWS

INITIATING EVENTS	SAFETY FUNCTIONS					
	REACTIVITY CONTROL[1]	REACTOR PRESSURE CONTROL	INVENTORY MAKEUP			CONTAINMENT PRESSURE CONTROL
			HIGH PRESSURE	DEPRESSURIZATION	LOW PRESSURE	
Non-Isolation Event with Failure to Scram	1 of 2 SLC And ADS inhibit	RPT And SRVs (11 of 13) And ADS Inhibit	1 of 3 Condensate / Feedwater Trains Or HPCI	• Depressurizing through MSIVs, TBVs, and the main condenser • Manual depressurization using 2 SRVs, or • Manual ADS	1 of 3 LPCI Pumps or 1 of 1 LPCS Pumps	Power Conversion System or 1 of 2 RHR Trains or Containment Venting
Isolation Event with Failure to Scram	1 of 2 SLC And ADS inhibit	RPT And SRVs (11 of 13) And ADS Inhibit	HPCI	• Manual depressurization using 2 SRVs, or • Manual ADS	1 of 3 LPCI Pumps or 1 of 1 LPCS Pumps	1 of 2 RHR Trains or Containment Venting

Como ejemplo de referencia, se ha tenido en cuenta el árbol de sucesos de este mismo transitorio para un reactor BWR/4 con contención Mark I, Figura 38, para nuestro caso de reactor BWR/6 y contención Mark III.

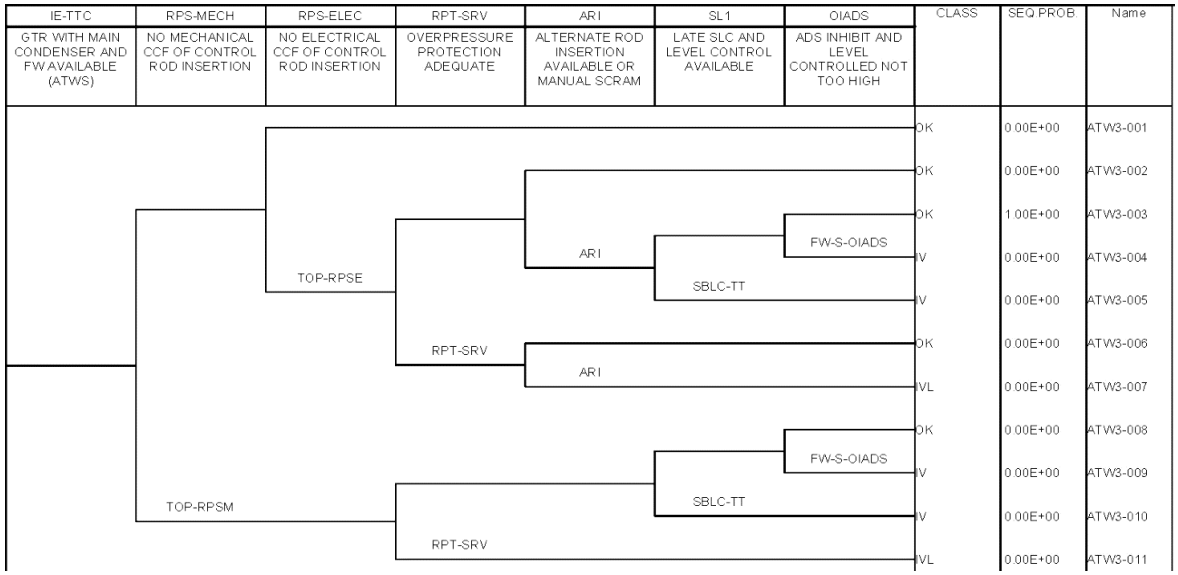

Figura 38: Árbol de sucesos de la secuencia ATWS en BWR/4

Según la secuencia de sistemas para este caso, Figura 39, cuando el transitorio previsto sin SCRAM sucede, se disparan las bombas de recirculación (Recirculation Pump Trip, RPT), las cuales tienen fugas si no están debidamente refrigeradas y selladas, perdiendo la integridad de las mismas, sin disparo de reactor y quedándose a potencia el reactor. El disparo de estas bombas provoca una reducción de caudal y aumento de la ebullición del núcleo, lo cual ayuda a controlar la reacción en cadena cuando no hay SCRAM. Su fallo provoca CD.

A continuación, se abren las SRVs con el fin de controlar la presión, cuyo éxito provoca el cierre de estas una vez controlada. El fallo de estas dos acciones provoca CD.

El siguiente sistema a actuar es el FW+Cond o Feed water + condenser + level control, cuya finalidad es refrigerar el reactor, bajando el nivel y así aumentando la ebullición. El correcto funcionamiento de este sistema provoca el éxito del transitorio. Su fallo acciona el INH(ADS+HPCS) o inhibidor del ADS y del HPCS, el cual evita que se inyecte inventario porque provocaría un aumento de la potencia. Su fallo provoca CD.

Con el éxito del inhibidor, se necesitará la activación del SLC, controlando de nuevo la inyección de agua limpia y controlando la presión y el reactor subcrítico. Su fallo provoca CD.

El éxito del SLC provoca el accionamiento del HPCS, iniciando así el control del inventario con el rociado a alta presión una vez controlado el boro del inventario previo en la contención. Su fallo requeriría una despresurización manual, dando señal posteriormente de esta manera los sistemas de baja presión (o LPCS, o LPCI, o ESW-LPCI) a la vez para controlar el nivel. Su fallo provoca CD. El éxito del HPCS o de los sistemas de baja presión (LPCS, LPCI, ESW-LPCI) provocaría una despresurización manual a la vez que el SDCM del RHRS, liberando inventario, y cuyo funcionamiento conseguiría el éxito del transitorio. Si falla, se debe controlar la presión mediante o el SPCM del RHRS, o el CSCM del RHRS, o CSAL, o RPCS. Si no, se requerirá el venteo de la contención y del uso de inventario externo para conseguir el éxito de la secuencia.

Como resumen del control de los sistemas con este transitorio:

- La reactividad es controlada mediante el RPT, el Inhibit del ADS y del HPCS y el SLC.
- La presión se controla mediante la apertura y cierre de las SRVs.

- El inventario es controlado mediante el agua de alimentación, el condensador y el controlador de nivel, y el HPCS (alta presión) o el LPCS, LPCI o ESW-LPCI (baja presión, requiere previa despresurización manual).
- La refrigeración y presión de la contención se controla mediante los modos de funcionamiento del RHRS (SDCM, SPCM o CSCM), el CSAL, la recuperación del condensador y el venteo de la contención y el aporte de inventario externo.

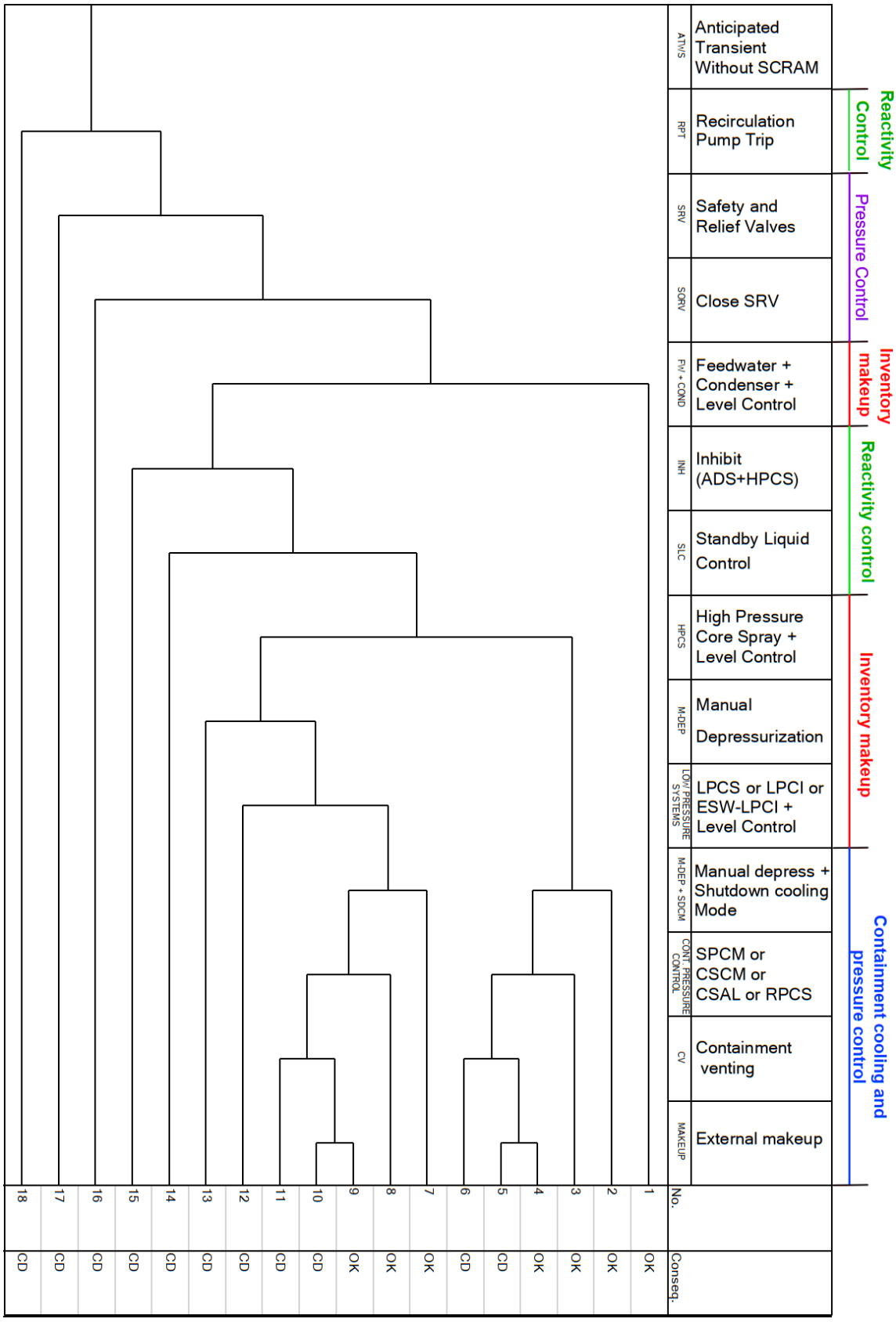

Figura 39: Árbol de sucesos de la secuencia ATWS

5 Conclusiones

En este trabajo, se han podido obtener cuáles son los sistemas encargados de garantizar el cumplimiento de cada función de seguridad en un BWR/6, que son los siguientes:

- Control de la subcriticidad, parámetro controlado por el sistema SCRAM en los transitorios GT, LOOP, LOOP-SBO, SLOCA y LLOCA; y mediante el sistema RPT en el caso del transitorio ATWS.
- Control de la presión, bajo control por el PCS y las SRVs.
- Control del inventario, a dos niveles de presión:
    - A alta presión, controlado mediante los sistemas PCS, HPCS y RCIC.
    - A baja presión, se controla mediante los sistemas LPCS, LPCI, FPS y ESW. En este caso, es necesaria previamente una despresurización manual (M-DEP).
- Control de presión y temperatura de la contención, mediante los modos del RHRS: SDCM, SPCM, CSCM y el venteo de la contención y aporte externo.

6 Bibliografía

CSN (1999), "*Evaluación del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Cofrentes*", editado por el CSN

EPRI (2011), "*Education of Risk Professionals Module 3: Initiating Events, Accidents Sequences, and Success Criteria*"

GE Nuclear Energy (1980), "*BWR/6 General Description of a Boiling Water Reactor*", editado por GE

González García, Carmen (2009), "*Validación del código MAAP4.07 para el modelo de la C.N. Cofrentes*", Proyecto Fin de Carrera

Tanarro Onrubia, Agustín; Tanarro Sanz, Agustín (2008), "*Diccionario inglés-español sobre tecnología nuclear*"

Queral Salazar, Jose César (2019), "*Tema 12g: Secuencias de LOCA en reactores BWR*", curso de termohidráulica de reactores BWR

Queral Salazar, Jose César (2023), "*Introducción a los reactores BWR*"

ANÁLISIS DE TRANSITORIOS EN CENTRALES NUCLEARES CON REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN MEDIANTE ÁRBOLES DE SUCESOS

DOCUMENTO 2: ESTUDIO ECONÓMICO

1 Planificación temporal y presupuesto

1.1 Planificación temporal

Este Trabajo de Fin de Grado ha sido realizado durante, aproximadamente, 10 meses, desde el 1 de abril de 2023 al 22 de enero de 2024, mediante las siguientes fases:

1. Esta primera fase consiste en el interés por un tema relacionado con la energía nuclear y el contacto con el tutor para gestar una idea del proyecto. En este periodo de tiempo, se define el alcance del trabajo y cómo va a ser abordado.

2. En la segunda fase, se llevaron a cabo tutorías sobre el funcionamiento del software usado *RiskSpectrum* y se ejecutaron los árboles de sucesos finalmente estudiados en este proyecto.

3. En la tercera fase, el tutor facilitó documentación donde poder obtener toda la información necesaria para la memoria del trabajo, consistente en publicaciones, apuntes de docencia y cursos.

4. Por último, una vez analizada la documentación, se procedió a la redacción del proyecto para la correcta comprensión de una central BWR/6 como parte introductoria al análisis de los transitorios estudiados, así como la posterior explicación y justificación de los árboles correspondientes a cada transitorio.

1.2 Diagrama de Gantt

A continuación, se presenta, a través de un diagrama de Gantt, Figura 40, una estimación del transcurso temporal del TFG desde abril de 2023 hasta la entrega del documento en enero de 2024.

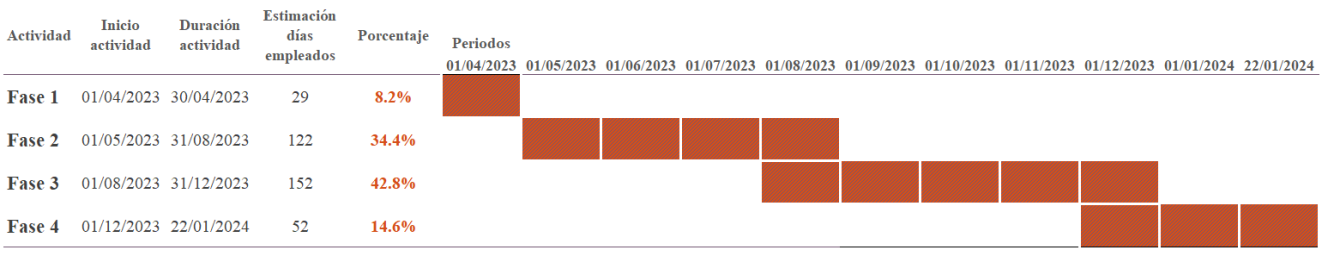

Figura 40: Diagrama de Gantt del proyecto

1.3 Presupuesto del trabajo

El presupuesto de este Trabajo de Fin de Grado es, básicamente, el tiempo invertido por parte del alumno, del tutor de la universidad y el coste de los programas y software utilizados para la ejecución del proyecto. La duración final del trabajo ha sido de 296 días y unas 84 horas repartidas en este periodo.

Se estima una remuneración de las horas empleadas de:

- Horas alumna: 10 €/h
- Horas tutor: 40 €/h

En cuanto a materiales necesitados para el desarrollo del trabajo, consideraremos:

- Ordenador portátil: 850 €
- Licencia Microsoft Office 365: 69 €
- Licencia software *RiskSpectrum*: 20.000 € al año

Para obtener una estimación del coste que ha supuesto el uso del software, se ha llevado a cabo una proporción según el tiempo del cual se ha requerido el programa, mostrada en la Tabla 6:

Tabla 6: Estimación coste software RiskSpectrum

Estimación coste software RiskSpectrum	
Días de uso	122
Horas/día	2
Horas de uso	244
Factor proporción	0.0279

Por último, en la Tabla 7 a continuación, se muestran desglosados los precios que componen este TFG, con un coste final de 2.916 €.

Tabla 7: Desglose presupuesto TFG

Concepto	**Cantidad (ud)**	**Factor proporción estimada**	**Coste unitario (€/ud)**	**Total (€)**
Horas alumna	84	1	10	840
Horas tutor	15	1	40	600
Ordenador	1	1	850	850
Licencia Microsoft Office 365	1	1	69	69
Licencia software	1	0.0279	20.000	557
Total				**2.916**

BLANCA MARTÍNEZ FERRERA

ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR
DE INGENIEROS DE MINAS Y ENERGÍA