



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERÍA

**Respuesta de los Sistemas de Seguridad Pasivos de un
Reactor AP-1000 ante un LOCA**

TESIS

Que para obtener el título de
Ingeniero Eléctrico Electrónico

P R E S E N T A

Fernando Daniel Campos Campos

DIRECTOR DE TESIS

M. en C. Edgar Salazar Salazar



Ciudad Universitaria, Cd. Mx., 2026



**PROTESTA UNIVERSITARIA DE INTEGRIDAD Y
HONESTIDAD ACADÉMICA Y PROFESIONAL
(Titulación con trabajo escrito)**



De conformidad con lo dispuesto en los artículos 87, fracción V, del Estatuto General, 68, primer párrafo, del Reglamento General de Estudios Universitarios y 26, fracción I, y 35 del Reglamento General de Exámenes, me comprometo en todo tiempo a honrar a la institución y a cumplir con los principios establecidos en el Código de Ética de la Universidad Nacional Autónoma de México, especialmente con los de integridad y honestidad académica.

De acuerdo con lo anterior, manifiesto que el trabajo escrito titulado RESPUESTA DE LOS SISTEMAS DE SEGURIDAD PASIVOS DE UN REACTOR AP-1000 ANTE UN LOCA que presenté para obtener el título de INGENIERO ELÉCTRICO ELECTRÓNICO es original, de mi autoría y lo realicé con el rigor metodológico exigido por mi Entidad Académica, citando las fuentes de ideas, textos, imágenes, gráficos u otro tipo de obras empleadas para su desarrollo.

En consecuencia, acepto que la falta de cumplimiento de las disposiciones reglamentarias y normativas de la Universidad, en particular las ya referidas en el Código de Ética, llevará a la nulidad de los actos de carácter académico administrativo del proceso de titulación.

FERNANDO DANIEL CAMPOS CAMPOS
Número de cuenta: 309046268

Dedico este trabajo a mis papás, Fernando y Sara, ellos que siempre
estuvieron cuando lo necesite.

Sin faltar, dedico este trabajo a mi iglesia, Iglesia de Dios Tláhuac, que
siempre ha sido parte de mi ayuda espiritual.

AGRADECIMIENTOS

Agradezco a mi gran universidad, la Universidad Nacional Autónoma de México. Gracias por todo lo que me dio: conocimientos, momentos inolvidables, conocer nuevas personas, por permitirme estar en sus instalaciones, gracias por todo.

Agradezco al profesor y director de Tesis, el M. en C. Edgar Salazar por su confianza y sobre todo gracias por su paciencia a lo largo de este recorrido que pase para la creación de esta tesis.

Otro agradecimiento para mis amigos, aquellos que me animaron en el transcurso que estuve estudiando y llevando a cabo esta tesis; aquellos que me preguntaban cómo iba, interesándose y me animaban a seguir adelante.

Por último, quiero agradecer a mi familia, desde mis papás hasta mis hermanos, porque ellos fueron una parte muy importante en concluir este proceso importante de mi vida. Muchas gracias por todo.

Tabla de contenido

ACRÓNIMOS	9
INTRODUCCIÓN	12
Objetivo principal de la tesis	13
Objetivos secundarios.....	13
Antecedentes	14
Contenido de la tesis	16
CAPÍTULO 1	18
REACTOR NUCLEAR AP-1000	18
1.1 Refrigerante	19
1.2 Combustible y estructura.....	19
<i>Figura 1 Vista isométrica de AP1000</i>	<i>21</i>
1.3 Situación de la tecnología.....	21
CAPÍTULO 2	23
SIMULADORES PARA EL ENTRENAMIENTO	23
2.1 La simulación.....	23
2.2 Tipos de simuladores	25
2.3 Simuladores académicos del OIEA.....	26
<i>Figura 2 Simulador AP-600</i>	<i>27</i>
<i>Figura 3 Simulador PHWR.....</i>	<i>28</i>
CAPÍTULO 3	34
Simulador del Reactor AP-600	34
3.1 Perspectiva general de la planta	36
3.2 Lazos de control del AP-600	37
3.3 Barras de control y barras de apagado del AP-600	38
3.4 Control de potencia del reactor AP-600	40
3.5 Parámetros de disparo de AP-600.....	42
3.6 Sistema de refrigeración del reactor AP-600	44
3.7 Presurizador e inventario de refrigerante del AP-600.....	45
3.8 Control de inventario del refrigerante del AP-600.....	46
3.9 Control de presión del refrigerante del AP-600	48
3.10 Generador y turbina del AP-600	49

3.11 Vapor de extracción y agua de alimentación del AP-600.....	50
3.12 Punto de ajuste de la demanda de MW en el PWR y SGPC.....	52
3.13 Enfriamiento del núcleo pasivo del AP-600.....	53
3.14 Tendencias AP-600	56
CAPÍTULO 4	57
<i>Análisis de la respuesta del reactor AP-1000 ante un accidente de pérdida de refrigerante.....</i>	57
4.1 Concepto de LOCA en reactores PWR.....	57
4.2 Descripción del escenario de ruptura en la pierna fría N°4	57
4.3 Respuesta inmediata del reactor	58
4.4 Funcionamiento de los sistemas pasivos de seguridad	58
4.4.1 Activación del PRHR HX y CMT.....	58
4.4.2 Activación del ADS 1-3 y ACC.....	59
4.4.3 Activación del ADS-4 y entrada en operación del IRWST al DVI	59
4.5 Proceso de recirculación del sumidero de la contención	60
4.6 Evolución temporal del accidente en la simulación.....	60
4.6.1 Fase inicial (primeros segundos a minutos).....	61
4.6.2 Fase intermedia (de minutos a horas)	62
4.6.3 Fase final y estabilización (10 a 16 horas después).....	64
4.7 Análisis del comportamiento térmico	67
4.8 Resultados principales en tablas.....	69
4.9 Discusión sobre la efectividad de los sistemas pasivos	70
4.10 Conclusiones parciales del escenario analizado.....	71
CAPÍTULO 5	72
<i>Comparación del comportamiento del reactor AP-1000 frente a accidentes tipo LOCA con otros reactores avanzados</i>	72
5.1 El reactor APR1400.....	72
5.2 Sistema de Enfriamiento de Núcleo Pasivo del reactor AP1000 (recuento).....	78
5.3 Sistema de Contención Pasiva de AP1000	80
5.4 Curvas de temperatura de núcleo y presión en contención a través del tiempo.....	81
5.5 Comparación entre reactor AP1000 y APR1400	85
5.5.1 Recopilación del reactor AP1000 frente al reactor APR1400	89
5.6 Comparación del reactor AP1000 con otros reactores respecto su sistema de seguridad .	89
5.6.1 Recopilación del reactor AP1000 frente al reactor VVER-1200	96
5.6.2 Recopilación del reactor AP1000 frente al reactor EPR.....	96
5.6.3 Recopilación del reactor AP1000 frente al reactor CAP1400	97
Conclusiones	98

Índice de tablas

Tabla 1. Aspectos de la Administración de Combustible en el AP1000	20
Tabla 2. Situación actual del reactor AP1000.....	21
Tabla 3. Valores de las principales variables del análisis sistema de refrigeración del núcleo.....	69
Tabla 4. Recopilación de tiempos de acción de los elementos de PXS cuando ocurre un el LOCA.....	83
Tabla 5. Comparación de sistemas de seguridad de los reactores AP1000 y APR1400.....	85
Tabla 6. Actuación de ECCS del APR1400 ante un LOCA.	88
Tabla 7. Algunas características del reactor EPR.	90
Tabla 8. Algunas características del reactor VVER-1200.....	90
Tabla 9. Algunas características del reactor CAP1400.	91
Tabla 10. Comparación AP1000, EPR, VVER-1200, CAP1400.....	92
Tabla 11. Comparación de los elementos del sistema de seguridad pasivo de los dos reactores.....	93

Índice de figuras

Figura 1 Vista isométrica de AP1000	21
Figura 2 Simulador AP-600	27
Figura 3 Simulador PHWR	28
Figura 4 Simulador informático compacto de VVER-1000	30
Figura 5 Simulador ABWR	31
Figura 6 Simulador ESBWR	32
Figura 7 Simulador iPWR.....	33
Figura 9 Captura de pantalla de la pantalla perspectiva general de la planta.	37
Figura 10 Captura de pantalla de la pantalla lazos de control del AP-600.	38
Figura 11 Diagrama de límite de control	39
Figura 12 Captura de pantalla de la pantalla barras de control y barras de apagado del AP-600.....	40

Figura 13 Captura de pantalla de la pantalla barras de control y barras de parado de PWR	42
Figura 14 Captura de pantalla de la pantalla parámetros de disparo del AP-600 .	44
Figura 15 Captura de pantalla del sistema de refrigeración del reactor PWR	45
Figura 16 Captura de pantalla del presurizador e inventario de refrigerante del AP-600	46
Figura 17. Captura de pantalla del control de inventario del refrigerante del AP-600	47
Figura 18 Captura de pantalla del control de presión del refrigerante del AP-600	49
Figura 19 Captura de pantalla del generador y turbina del AP-600.....	50
Figura 20 Captura de pantalla del generador y turbina del AP-600.....	51
Figura 21 Captura de pantalla del punto de ajuste de la demanda de MW en el PWR y SGPC	53
Figura 22 Diagrama del sistema PRHR	53
Figura 23 Diagrama del sistema PCCS.....	55
Figura 24 Captura de pantalla del enfriamiento del núcleo pasivo del AP-600	55
Figura 25 Captura de pantalla de las tendencias AP-600	56
Figura 26 Circuito primario donde se encuentra la pierna fría N°4, señalada con el círculo azul	60
Figura 27 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo cuando entra en funcionamiento el CMT y parte del PRHR.....	61
Figura 28 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo cuando entra en funcionamiento ACC	62
Figura 29 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo cuando entra en funcionamiento IRWST.....	63
Figura 30 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo cuando entra en funcionamiento la recirculación del sumidero.....	64
Figura 31 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo 5 horas después de que ocurrió el LOCA	65
Figura 32 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo 7 horas después de que ocurrió el LOCA	66
Figura 33 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo 10 horas después de que ocurrió el LOCA	67
Figura 34 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo 16 (□15.89) horas después de que ocurrió el LOCA.	68
Figura 35 Reactor APR1400	73
Figura 36 Configuración del sistema de refrigeración del reactor APR1400	73

Figura 37 SIS de APR1400 donde se pueden ver los trenes que inyectan directamente al núcleo	74
Figura 38 Comportamiento de flujo en el núcleo del reactor APR1400	75
Figura 39 Comportamiento de flujo de SIS hacia el núcleo del reactor APR1400	76
Figura 40 Comportamiento de la presión en el núcleo del reactor APR1400	76
Figura 41 Comportamiento de la temperatura en el núcleo del reactor APR1400	77
Figura 42 Datos de la temperatura del núcleo como van variando después de que entra en funcionamiento el PXS	82
Figura 43 Datos de la presión de la contención como van variando después de que entra en funcionamiento el PCS	82
Figura 44 Curva de calor de decaimiento después de siete días	84
Figura 45 Esquema de ECSBS y CSS	87
Figura 46 Esquema del sistema de refrigeración del reactor CAP1400	94
Figura 47 Diagrama del SIS del reactor EPR	95

ACRÓNIMOS

ACC (Accumulators): Acumuladores.

ABWR (Advanced Boiling Water Reactor): Reactor Nuclear Avanzado de Agua Ebullición

ADS (Automatic Depressurization System): Sistema de despresurización automática.

AGR (Advanced Gas-cooled Reactor): Reactor Refrigerado por Gas Avanzado.

AP600 (Advanced Passive 600): Pasivo avanzado 600.

AP1000 (Advanced Passive 1000): Pasivo Avanzado 1000.

APR1000 (Advanced Power Reactor 1000): Reactor de potencia Avanzado 1000.

APR1400 (Advanced Power Reactor 1400): Reactor de potencia avanzado 1400.

ARIS (Advanced Reactors Information System): Sistema de Información de Reactores Avanzados.

BWR (Boiling Water Reactor): Reactor de Agua en Ebullición.

CAE (Canadian Aviation Electronics): Electrónica de Aviación Canadiense.

CARD: Demostradores en clase de reactores avanzados.

CMT (Core Make-up Tank): Depósito de aporte al núcleo.

CS (Lower Containment Sump): Sumidero de la contención.

CSS (Containment Spray System): Sistema de rociado de la contención.

CTI (Cassiopeia Technologies Inc.): Corporación de Tecnologías Cassiopedia.

DVI (Direct Vessel Injection): Inyección directa a la vasija.

ECCS (Emergency Core Cooling System). Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

ECSBS (Emergency Containment Spray Backup System): Sistema de reserve de rociado de contención de emergencia.

ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor): Reactor de Agua de Ebullición Simplificado Económico.

GCR (Gas Cooled Reactor): Reactor Refrigerado por Gas.

HTGR (High-Temperature Gas-Cooled Reactor): Reactor de Alta Temperatura Enfriado por Gas.

IAEA (International Atomic Energy Agency): Organismo Internacional e Energía Atómica.

INIS (International Nuclear Information System): Sistema Internacional de Documentación Nuclear.

IRWST (In-containment Refueling Water Storage Tank): Depósito de almacenamiento de agua de recarga en el interior a la contención.

LOCA (Loss of Coolant Accident): Accidente por Pérdida de Refrigerante.

LWGR (Light-Water-Cooled, Graphite-Moderated Reactor): Reactor de Agua Ligera Moderado por Grafito.

MWe (Mega Watts electric): Mega Watts eléctricos.

MWth (Mega Watts thermic): Mega Watts térmicos.

NSSS (Nuclear Steam Supply System): Sistema de suministro de Vapor Nuclear.

PCCS (Containment and Passive Containment Cooling System): Sistema de refrigeración de contención y contención pasiva.

PCS (Primary Containment Structure): Sistema de Contención Primaria.

PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor): Reactor de Agua pesada presurizada.

PRHR (Passive Residual Heat Removal): Eliminación de calor residual pasivo.

PWR (Pressurized Water Reactor): Reactor de agua a presión.

PXS (Passive Core Cooling System): Sistema de Enfriamiento de Núcleo Pasivo.

RCS (Reactor Coolant System): Sistema de refrigeración del reactor.

RPC (Reactor Power Control). Control de potencia del reactor.

SCRAM (Safety Control Rod Axe Man). Parada de emergencia.

SDS (Shutdown System). Sistema de parada.

SIP (Safety Injection Pump): Bombas de inyección de seguridad.

SIS (*Safety injection system*): *Sistema de inyección de seguridad.*

SIT (*Safety Injection Tank*): *Tanque de inyección de seguridad.*

SGPC (Steam Generator Pressure Control): Control de presión del generador de vapor.

SMR (Small Modular Reactor): Reactor Modular Pequeño.

INTRODUCCIÓN

La seguridad en reactores nucleares de agua a presión (PWR) se fundamenta en la defensa en profundidad, que establece múltiples niveles de protección para prevenir accidentes y mitigar sus consecuencias. Esta estrategia incluye barreras físicas (combustible, vasija, contención) y sistemas de seguridad diseñados para responder ante transitorios y accidentes.

Uno de los eventos de diseño más críticos en los PWR es la pérdida de refrigerante (LOCA), que implica una fuga significativa del refrigerante primario. Este tipo de accidente compromete la capacidad del reactor para evacuar el calor del combustible, pudiendo derivar en sobrecalentamiento y daño al núcleo si no se controla adecuadamente.

Históricamente, los reactores PWR han utilizado sistemas de seguridad activos, que dependen de señales eléctricas, bombas, válvulas motorizadas y acción del operador para inyectar refrigerante o evacuar calor. Sin embargo, tras eventos como el accidente de Fukushima, se ha potenciado el desarrollo de diseños con sistemas pasivos de seguridad, los cuales funcionan sin energía eléctrica ni intervención humana, utilizando fenómenos físicos como la convección natural, la gravedad y la expansión térmica.

Estos sistemas pasivos buscan garantizar una respuesta automática y sostenible durante varias horas o días, incluso en situaciones de pérdida total de energía (SBO, Station Blackout). Reactores como el AP-1000 incorporan esta filosofía, integrando componentes como tanques de agua elevados, intercambiadores de calor pasivos y válvulas autoactivadas por presión o temperatura.

En este trabajo, se evalúa la capacidad de estos sistemas en el caso del AP-1000 para mitigar un accidente tipo LOCA, simulando el evento con una herramienta

académica (simulador del AP-600), y comparando el diseño con otras propuestas avanzadas que incluyen o complementan la seguridad pasiva.

Objetivo principal de la tesis

Analizar el comportamiento y desempeño de los sistemas de seguridad pasivos del reactor AP-1000 frente a un accidente tipo LOCA, mediante la simulación de un escenario representativo utilizando el simulador académico del reactor AP-600 del OIEA.

Objetivos secundarios

Describir las principales características de diseño del AP-1000 en materia de seguridad pasiva, con énfasis en su sistema de enfriamiento pasivo del núcleo (PCCS), su sistema de contención, y los mecanismos de mitigación frente a LOCA.

Comparar el diseño del AP-1000 con otros reactores PWR avanzados que incorporan sistemas pasivos, tales como el APR-1400 (Core Makeup Tank), EPR (con seguridad activa y redundancia), VVER-1200 (sistema hidroacumulador de cuarta generación) y el CAP1400 (versión china derivada del AP-1000).

Analizar la evolución de variables clave durante el escenario LOCA en el simulador del AP-600, tales como presión en la vasija, temperatura del núcleo, nivel de refrigerante, y actuación de los sistemas de seguridad.

Evaluar la aplicabilidad de los resultados del simulador del AP-600 como una aproximación válida al comportamiento del AP-1000, considerando las similitudes de diseño y escalamiento entre ambos modelos.

Identificar fortalezas y posibles limitaciones del enfoque pasivo en el diseño del AP-1000 frente a eventos de pérdida de refrigerante, en comparación con enfoques híbridos (activos/pasivos) de otros diseños contemporáneos.

Antecedentes

El átomo, de suma importancia para nuestra existencia, ha sido estudiado desde el modelo de Dalton hasta el modelo mecánico cuántico actual, con el objetivo de describir con mayor precisión esta pequeña "porción de materia". Sin embargo, aunque es esencial, ha sido difícil de visualizar y comprender. Estudiarlo ha traído grandes beneficios para nosotros, ya que nos ha permitido comprender mejor nuestra propia estructura. Otro gran beneficio es la satisfacción de nuestra necesidad energética, la cual ha sido fundamental para nuestra calidad de vida y subsistencia a lo largo de la historia.

Otro concepto importante es el de los isótopos, que son átomos con la particularidad de tener el mismo número de protones, pero un número diferente de neutrones en el núcleo, lo cual es relevante para el combustible nuclear. Los isótopos se encuentran en la naturaleza, aunque no todos se emplean como combustible nuclear. Algunos isótopos, al tener más neutrones en el núcleo, se vuelven más inestables y producen radiactividad. Esta es una reacción nuclear que descompone el isótopo en otro elemento más estable, emitiendo radiación en el proceso, lo cual es de gran importancia para el abastecimiento de energía eléctrica.

Para lograr una gran cantidad de energía por medio de los isótopos adecuados para ser utilizados como combustible, se lleva a cabo un efecto denominado "reacción en cadena" que consiste en bombardear el núcleo del isótopo inestable con neutrones, para así desestabilizarlo totalmente y así llevarlo a que se desintegre en elementos más estables, añadiendo así que más neutrones sean desprendidos de su núcleo para impactar a otros núcleos del mismo tipo de isótopo para así lograr dicha "reacción en cadena"; dentro de todo este proceso al desintegrarse

el núcleo del isótopo inestable es cuando ocurre una liberación de gran cantidad de energía.

Después de comprender cómo se obtiene energía a través de la desintegración de un isótopo inestable, o, en otras palabras, mediante la “fisión nuclear”, este proceso fue aprovechado para la generación de electricidad en las centrales nucleares. Sin embargo, es importante mencionar que antes del uso comercial de la energía nuclear, su principal aplicación fue en el ámbito bélico. Desde la Segunda Guerra Mundial, con las bombas de Hiroshima y Nagasaki, hasta la Guerra Fría entre Estados Unidos y la extinta URSS, la energía nuclear tuvo fines militares. No obstante, gracias a un discurso del presidente de Estados Unidos, Dwight D. Eisenhower, quien presentó el programa "Atoms for Peace" (Átomos para la paz), se logró dar un giro de 180° en el uso de la energía nuclear. Con dicho programa, “se liberaron una serie de conocimientos científicos y tecnológicos que permitirían la posterior explotación comercial de la energía nuclear” (Instituto de Protección Radiológica e Ingeniería en Prevención de Riesgos, 2020).

Como menciona Blojintsev D.I. (s.f.) la primera central fue puesta en funcionamiento por primera vez en la Unión Soviética en el año 1954; la cual tenía una capacidad de generar 5000kWe. Sin embargo, con el pasar del tiempo surgieron distintos tipos de reactores como lo fue el AGR, BWR, GCR, HTGR, LWGR, PHWR, PWR; para el año 1968 existían alrededor del mundo sesenta y uno reactores en funcionamiento, de los distintos tipos ya mencionados (IAEA, 1968). Los principales reactores para el uso comercial fueron los del tipo BWR y PWR, pero el más utilizado de estos dos es el PWR, principalmente por estas razones (Fernández, 2015):

1. Ser el diseño elegido en 1955 para la primera aplicación tecnológica de la energía nuclear, el submarino nuclear Nautilus.
2. Ser el diseño utilizado para el primer reactor nuclear de generación eléctrica.

3. Dar lugar a una industria con diversos competidores y diferentes diseños que competían por ser el diseño más eficiente y seguro del mercado.
4. Dar lugar a modelos novedosos, que rompían con el diseño original, así como fracasos técnicos de los cuales aprender.

Asimismo, con el paso del tiempo, la energía nuclear se ha enfrentado a grandes dificultades debido a accidentes ocurridos a lo largo de su historia, específicamente en las centrales nucleares. Uno de estos incidentes fue el de 1979 en la central de Three Mile Island, en Estados Unidos. Debido a estos sucesos, ha sido necesario aumentar la seguridad en los reactores. Así, los principales tipos de reactores utilizados para la generación comercial de energía eléctrica han mejorado sus sistemas de seguridad, evolucionando generación tras generación.

La primera generación de reactores que va de los años cincuenta a los sesenta, fueron los primeros prototipos iniciales de reactores nucleares. La segunda generación de reactores es de los años setenta, los años ochenta y los años noventa; estos reactores representan los primeros reactores comerciales, y son lo que en su mayoría actualmente siguen en funcionamiento alrededor del mundo. La tercera generación y la tercera generación+, son reactores que buscan mejoras en la seguridad, fiabilidad, operabilidad y estandarización de los diseños. Actualmente ya están en construcción este tipo de reactores en países como Estados Unidos y China.

Contenido de la tesis

En el capítulo 1 se profundizará el conocimiento teórico del reactor AP1000, lo relacionado a sus componentes, así como sus aspectos técnicos del mismo reactor. En el capítulo 2 se hará la descripción de los diferentes simuladores, donde principalmente se hará una descripción de los simuladores académicos de la OIEA. En el capítulo 3 se describirá el simulador del AP600, así como su propósito, las ca-

racterísticas del simulador, alcances, y fallas. En el capítulo 4, se mostrará la simulación de la pérdida de refrigerante de la vasija del reactor a través de la aplicación de fallas en el simulador del reactor. En capítulo 5, se pretende hacer una comparación del reactor AP1000 con otros reactores tales como APR1400, VVER-1200, EPR, etc. Así para poder visualizar sus ventajas y sus desventajas ante sus sistemas de seguridad frente a un accidente grave. De la simulación podremos obtener resultados que nos ayudarán a concluir la respuesta que tiene el reactor AP1000 ante estos accidentes.

CAPÍTULO 1

REACTOR NUCLEAR AP-1000

El AP1000, siendo su nombre completo Advanced Passive PWR. Un reactor nuclear de generación de reactores III+, creado por la empresa *Westinghouse Electric Company* (ARIS, 2011). Este reactor es capaz de generar una potencia eléctrica de 1200 MWe y una potencia térmica de 3400 MWth. Al pertenecer a la generación III+ sus sistemas de seguridad son de tipo como lo dice su nombre, sistema pasivo avanzado, para así reducir los sistemas activos de seguridad, para así lograr intrínsecamente una mayor seguridad en el reactor.

Su diseño se basa principalmente en un reactor anterior a él, el AP600, y así mismo, mantiene muchos de los componentes del AP600 que se probaron en PWR's anteriores.

Del AP1000, se pueden destacar tres ventajas de otros reactores y que son de suma importancia dentro del diseño de un reactor, Westinghouse (2020), las cuales son:

- Seguridad inigualable.
- Competitividad económica.
- Operaciones mejoradas y más eficientes.

Como ya se ha mencionado, dentro de un reactor es de suma importancia la seguridad, debido a la experiencia de accidentes nucleares pasados. Llevando así que dentro del diseño, la seguridad sea de suma importancia en esta generación de PWR. Cuenta con sistemas pasivos de seguridad. Donde este sistema de seguridad utiliza principalmente las fuerzas naturales, como lo son la circulación natural,

la gravedad, diferencias de temperaturas y el gas comprimido. Por la misma naturaleza del sistema de seguridad, se reducen elementos relacionados con la seguridad. Dentro de este reactor se pretende reducir:

- Menos válvulas relacionadas con la seguridad.
- Menos tuberías relacionadas con la seguridad.
- Menos cable de control.
- Menos bombas.
- Menos volumen de construcción sísmica.

El AP1000 soporta terremotos con amplios márgenes de seguridad, diseñado para soportar un nivel sísmico por diseño que este fijo en 0.3g (INIS, 2005).

1.1 Refrigerante

Para la extracción del calor del reactor AP1000 el refrigerante es el agua ligera, donde así mismo el agua ligera se utiliza como moderador. El refrigerante fluye a través de un circuito cerrado (ARIS, 2011):

Las bombas de refrigerante del reactor AP1000 son bombas de alta inercia, altamente confiables, de bajo mantenimiento, herméticamente selladas que hacen circular el refrigerante del reactor a través del núcleo del reactor, las tuberías del circuito y los generadores de vapor.

1.2 Combustible y estructura

El núcleo del reactor consiste en 157 ensambles (17×17) de 426.7 cm de longitud, distribuidos en tres regiones radiales con diferentes enriquecimientos cada una; el enriquecimiento del combustible va desde 2.35 a 4.8%. El núcleo está diseñado para un ciclo de combustible de 18 meses con un factor de capacidad del 93%, con un quemado promedio de descarga de hasta 60,000 MWd/t.

Cada ensamble consiste en 264 barras de combustible en un arreglo cuadrado de 17x17, 24 tubos guía y 1 tubo de instrumentación dentro de una estructura de soporte. En la Tabla 1 se presentan los aspectos de la administración de combustible en el AP1000.

Tabla 1 Aspectos de la Administración de Combustible en el AP1000

Tipo de combustible	UO2 sinterizado
Enriquecimiento promedio del U235	2.35% a 4.45 %
Total de uranio en el núcleo	~ 84.5 t
Quemado de combustible	60 GWd / t
Longitud del ciclo de combustible	18 meses
Tiempo de parada para recarga de combustible	18 días
Número de ensambles de combustible en el núcleo	157
Arreglo del ensamble	17 x 17
Número de barras de control	69 (53 negras y 16 grises)

Nota. Recuperado de INIS, por OIEA

En la Figura 1 se puede ver una vista isométrica de lo que principalmente contiene en el interior de la contención de la planta, por ejemplo: generadores de vapor, presurizador, etc.

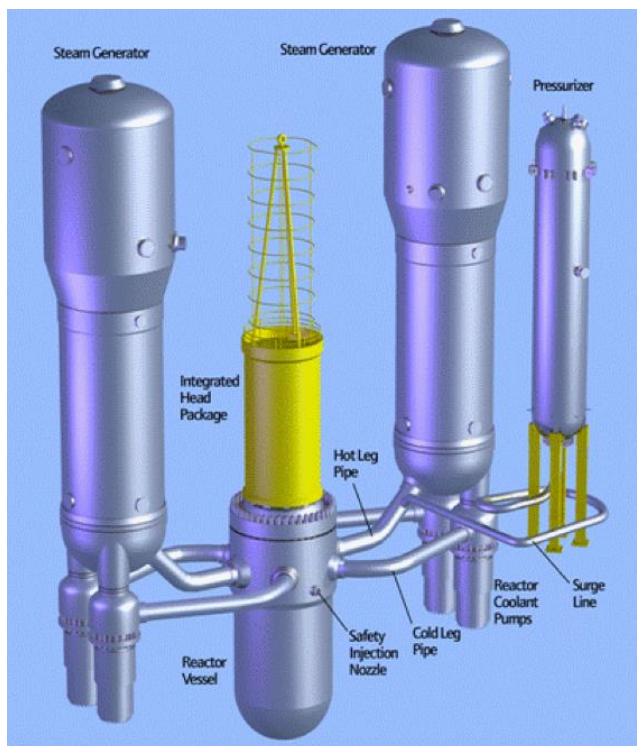


Figura 1 Vista isométrica de AP1000

(Recuperada de ARIS, por OIEA)

1.3 Situación de la tecnología

En la Tabla 2 se presenta información sobre la situación actual de los reactores AP-1000 tomada de la página del PRIS de el OIEA.

Tabla 2 Situación actual del reactor AP1000

China	Inicio de construcción	Primera conexión a la red	Estatus
Haiyang-1	24 Sep, 2009	17 Ago, 2018	En operación

Haiyang-2	20 Jun, 2010	13 Oct, 2018	En operación
Sanmen-1	19 Abr, 2009	30 Jun, 2018	En operación
Sanmen-2	15 Dic, 2009	24 Ago, 2018	En operación

EU	Inicio de construcción	Primera conexión a la red	Estatus
Vogtle-3	12 Mar, 2013	31 Mar, 2023	En operación
Vogtle-4	19 Nov, 2013	29 Abr, 2024	En operación

Nota. Recuperado de PRIS, por OIEA

De la Tabla 2 podemos ver que existen 6 reactores del tipo AP1000; los seis están en operación. La primera planta del tipo AP1000 en ponerse en conexión a la red fue la Sanmen-1, que está ubicada en Sanmen, provincia de Zhejiang (CISION, 2018). Así mismo, se puede ver que China cuenta con cuatro reactores del tipo AP1000. Estados Unidos cuenta con dos reactores de este tipo, donde actualmente los dos reactores ya se encuentran en funcionamiento.

CAPÍTULO 2

SIMULADORES PARA EL ENTRENAMIENTO

2.1 La simulación

La simulación es parte primordial para la ingeniería y las ciencias exactas, porque es capaz de presentar escenarios muy aproximados a la realidad, sin necesidad de manipular los objetos físicos o la propia naturaleza, que podría ser peligroso, y sumamente costoso. Con la simulación se pretende aparentar un modelo, el cual se pone a prueba en diferentes situaciones para así recabar la información que arroja, que será muy importante para el diseño real de un sistema que se pretende llevar a cabo.

La simulación asistida por computadora se ha utilizado desde hace bastante tiempo, remontándose a la Segunda Guerra Mundial. En aquella época, surgió un problema relacionado con la física, específicamente con el comportamiento de los neutrones. Comprender mejor el neutrón resultaba fundamental para desarrollar la bomba atómica, que fue utilizada al final de la Segunda Guerra Mundial.

Este problema fue abordado por los científicos John von Neumann y Stanislaw Ulam, quienes emplearon el método Monte Carlo. Este método estadístico permite obtener soluciones aproximadas para una gran variedad de problemas matemáticos, ya sean estocásticos o deterministas, mediante el uso de computadoras (FIB, s.f.).

La simulación se puede utilizar en diferentes situaciones, sin embargo, podríamos mencionar donde es más usual la aplicación (Cubillos, 2004):

- Investigación.
- Rediseño.
- Análisis y mejoras en la operación.
- Diseño de equipos procesos y simulación.
- Síntesis de procesos.

Además, dentro de la actual investigación la simulación será aplicada principalmente al análisis y mejoras en la operación, en este caso aplicando fallas predefinidas en la simulación del reactor AP600.

En ocasiones cuando el problema es muy complejo para realizar la simulación, es necesario estructurarla para un trato más adecuado, para así lograr resultados óptimos. Aunque no hay un canon que se tenga que cumplir de forma ortodoxa, si es sumamente adecuado cumplir con ciertos pasos (Vargas, 2015):

1. **Elaborar un plan de estudio**, que consiste en definir objetivos, identificar limitaciones y restricciones, conocer las especificaciones, desarrollar planeación y definir resultados.
2. **Definir el sistema**, que tiene que ver con la determinación de la información requerida y con el uso adecuado de la información obtenida;
3. **Construir el modelo**, que es la representación conceptual, numérica o gráfica de un sistema.
4. **Ejecutar experimentos**, siempre teniendo presente el objetivo, se hacen las replicaciones necesarias para lograr observar los cambios que ocurren en los resultados.
5. **Analizar los resultados**, se busca encontrar los cuellos de botella dentro de la simulación misma.
6. **Reportar resultados**, siendo el último paso, la información obtenida de los experimentos y luego analizada, tiene que ser reportada de forma clara y concisa.

2.2 Tipos de simuladores

Los simuladores que proporciona la IAEA son de invaluable valor para tener un conocimiento más claro del funcionamiento de los reactores que existen, principalmente se simula la operación normal y la operación de emergencia de la planta. De igual forma, describiremos los tipos de simuladores que se proporcionan (IAEA, 1998):

1. **Simuladores de tareas por partes**, están diseñados para la simulación de una parte específica de la planta. Un ejemplo podría ser la puesta en marcha y la operación del generador de Diésel.
2. **Simuladores de principio básico**, esclarece los conceptos generales, muestra los procesos físicos fundamentales de la planta; también proporciona información general del comportamiento de la planta o el conocimiento básico de los principales modos de operación.
3. **Simuladores compactos**, ayuda al entrenamiento de los procedimientos de operación de la central en forma simplificada.
4. **Simuladores gráficos**, provee una representación de los parámetros de control y el entorno operativo de forma gráfica. Un ejemplo es el cuarto de paneles de control que puede ser desplegado en unidades de display.
5. **Simuladores multifuncionales**, este tipo de simuladores en ocasiones son usados para describir simuladores compactos o simuladores gráficos.
6. **Analizador de plantas**, estos dispositivos estudian transitorios o accidentes en plantas con detalle.

2.3 Simuladores académicos del OIEA

La OIEA ha proporcionado simuladores que tienen la capacidad de funcionar en computadores personales que son adecuados para conocer la tecnología de diferentes tipos de centrales, para aquellos estén interesados en la investigación de centrales, donde estos son capaces de simular respuestas de algunos tipos de reactores durante su operación normal, y en accidentes que pudieran ocurrir. En este apartado se comentará los distintos programas de simulación (OIEA, 2001):

Simulador AP-600. Algunas de las características del simulador son las siguientes:

- No cuenta con la posibilidad de simular accidentes graves.
- Cuenta con un sistema de eliminación pasiva de calor residual.
- Cuenta con un sistema de refrigeración por contención pasiva.
- Cuenta con un sistema de despresurización automática de cuatro etapas.
- Dos tanques acumuladores.
- Dos depósitos de aporte al núcleo.

Estas son algunas de sus características, en el siguiente capítulo se hará un análisis más profundo de este simulador, que es el que nos ayudará a cumplir con los objetivos de esta tesis. En la Figura 2 podemos ver la pantalla de la descripción general del simulador.

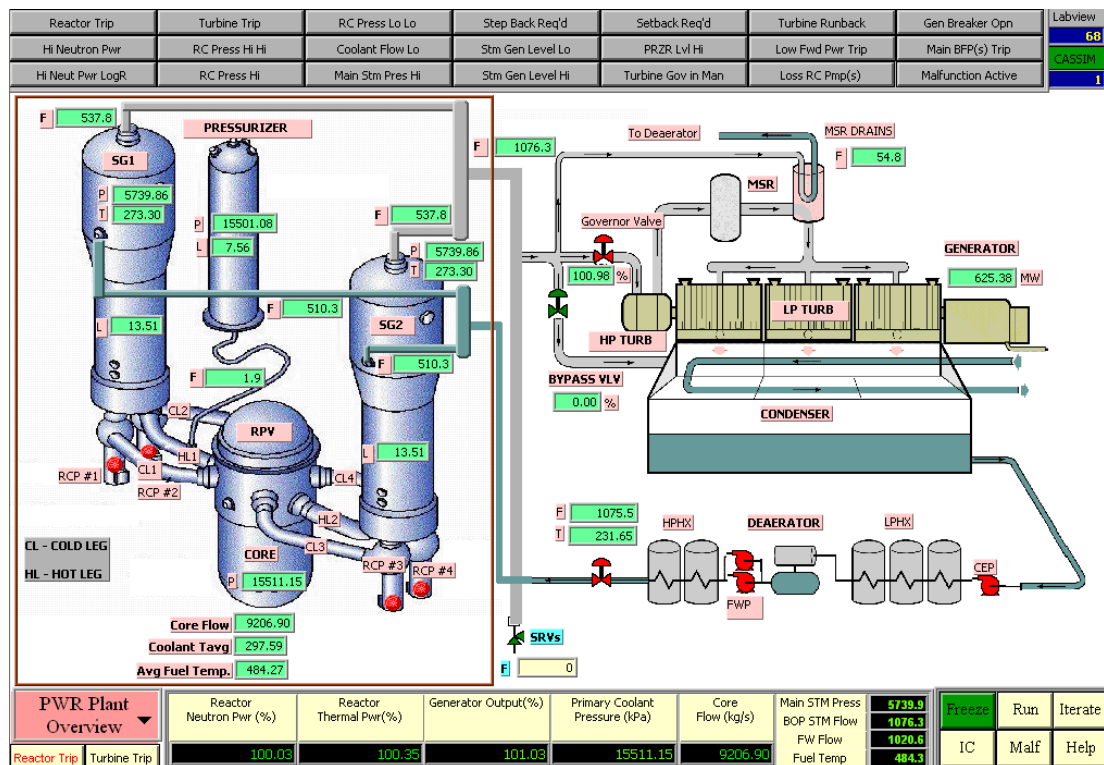


Figura 2 Simulador AP-600

(Recuperado del simulador AP-600, por OIEA)

Simulador PHWR. El simulador fue desarrollado por la Corporación Internacional de Simulación CTI, en el año 2005. Una característica muy importante dentro del simulador es que el simulador funciona en tiempo real y su respuesta dinámica permite visualizar una señal realista del sistema. El énfasis del simulador es darle al usuario un nivel de realismo en los parámetros que están dentro de la planta y que pueden ser críticos en la seguridad de la planta, los cuales pueden estar dentro de los principales procesos, sistemas de control y protección. En este simulador no permite modelar accidentes graves. En la Figura 3 podemos ver la pantalla de la descripción general del simulador.

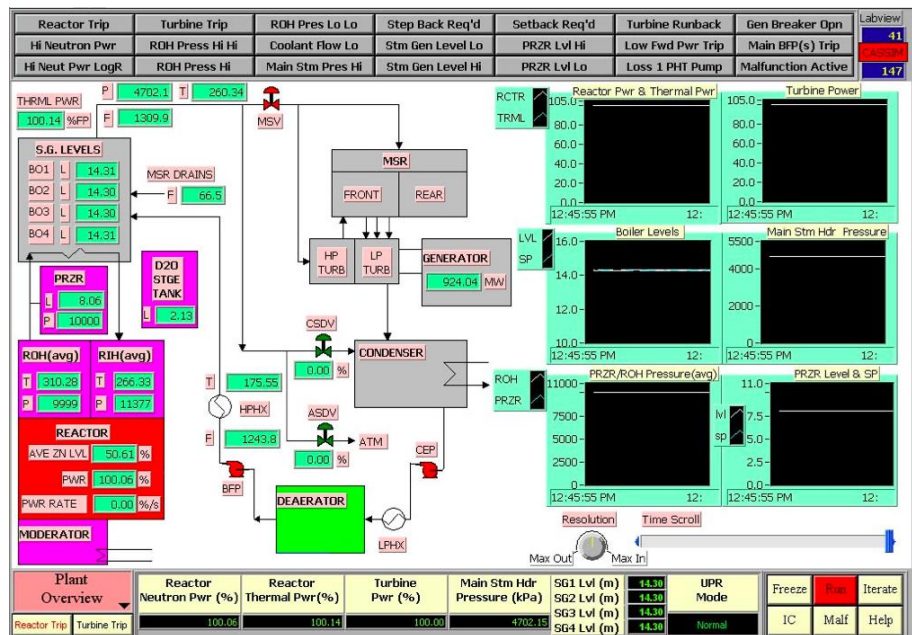


Figura 3 Simulador PHWR

(Recuperado de manual del Simulador del Reactor PHWR, por OIEA)

Simulador informático compacto de VVER-1000. Desarrollado por el Departamento de Reactores del Instituto Estatal Moscovita de Ingeniería Física. Dividida principalmente en tres regímenes de trabajo:

- La preparación de sesión de simulación.
- Funcionamiento de los modelos.
- El análisis de los resultados de la simulación.

Al ser un simulador que se basa en un paquete de software integrado para abarcar el desarrollo y funcionamiento de los complejos de la simulación, es un sistema que puede proporcionar las siguientes posibilidades como simulador:

- Forma ordenada de almacenamiento y presentación de archivos de trabajo.
- Fácil funcionamiento de otros componentes.
- Método sencillo para configurar las sesiones de simulación.
- Almacenamiento de archivos de destino.

Este sistema de simulación, que es bastante completo para el análisis del núcleo del reactor, el cual consta con los siguientes modelos:

- Combustible, representado en tres dimensiones.
- El refrigerante del núcleo, de forma termo-hidráulico homogéneo para este modelo.
- Modelo cinético neutrónico.
- Modelo regulador de boro.

El simulador también es capaz simular la desconexión del sistema de regulación de la central, para operarla de forma manual. El simulador, además, es capaz de presentar un proceso de vigilancia para el personal que es aprendiz al utilizar este simulador. En la figura 4 podemos ver la pantalla de la descripción general del simulador.

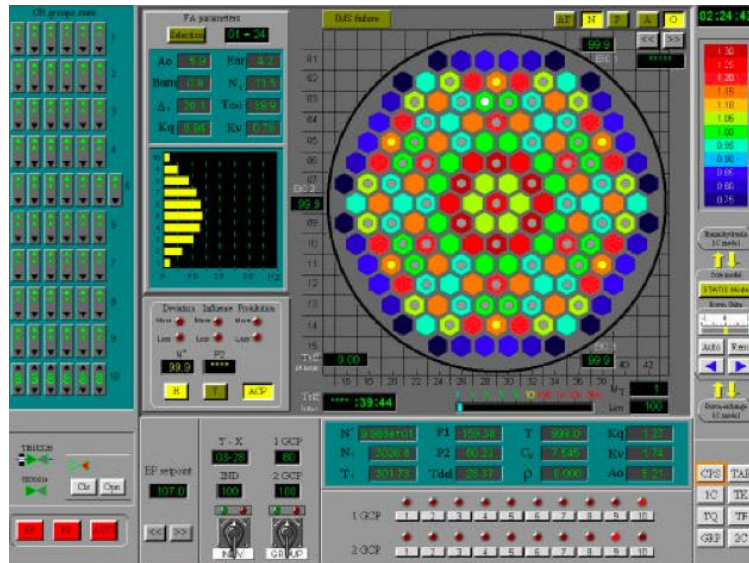


Figura 4 Simulador informático compacto de VVER-1000

(Recuperado de Simuladores en las clases, por OIEA)

Simulador ABWR. El simulador sirve como herramienta tanto para profesores, como ingenieros que estén relacionados con el ámbito de la producción de la energía eléctrica a través de la energía nuclear.

El simulador puede correr en una PC de casa. El simulador puede correr en tiempo real y tener una respuesta fiel en comparación con el funcionamiento normal y en situaciones de accidente de una planta real de este tipo. La interacción que hay entre la simulación y el usuario es a través del hardware (ratón, teclado, pantalla de computadora).

Algo que se debe tener presente es que para tener un uso adecuado de este software es necesario tener un conocimiento previo del funcionamiento del Reactor BWR. En la figura 5 podemos ver la pantalla de la descripción general del simulador.

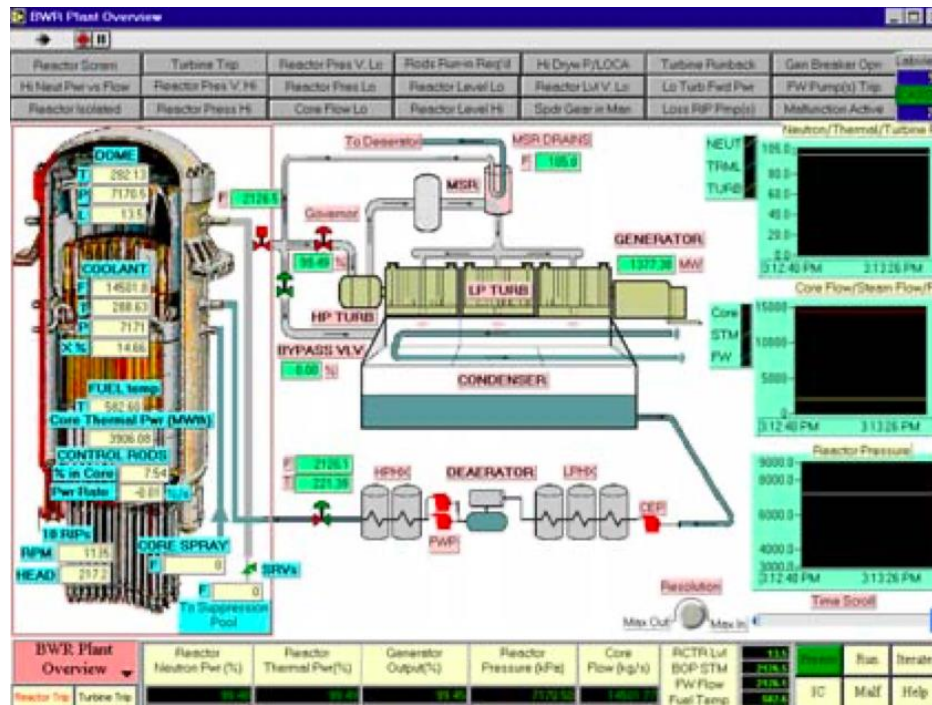


Figura 5 Simulador ABWR

(Recuperado de manual del Simulador del Reactor ABWR, por OIEA)

Simulador ESBWR. Este simulador fue desarrollado por la Corporación Internacional de Simulación CTI, en el año 2008. El simulador está basado en la circulación natural la cual ayuda brindar mayor seguridad a la planta, porque remueve elementos de los reactores de generaciones anteriores que podrían poner en riesgo la seguridad de la planta.

El simulador cuenta con sistema de enfriamiento del núcleo de emergencia pasivo que garantiza un margen extenso de seguridad. Este sistema está dividido en cuatro subsistemas:

- Sistema enfriamiento por gravedad.

- Sistema de despresurización automática.
- Sistema de condensación aislado.
- Sistema de control de líquidos en espera.

El simulador cuenta con una interfaz usuario-máquina que imita a la instrumentación real del panel de control. El simulador no tiene la capacidad simular accidentes graves. En la Figura 6 podemos ver la pantalla de la descripción general del simulador.

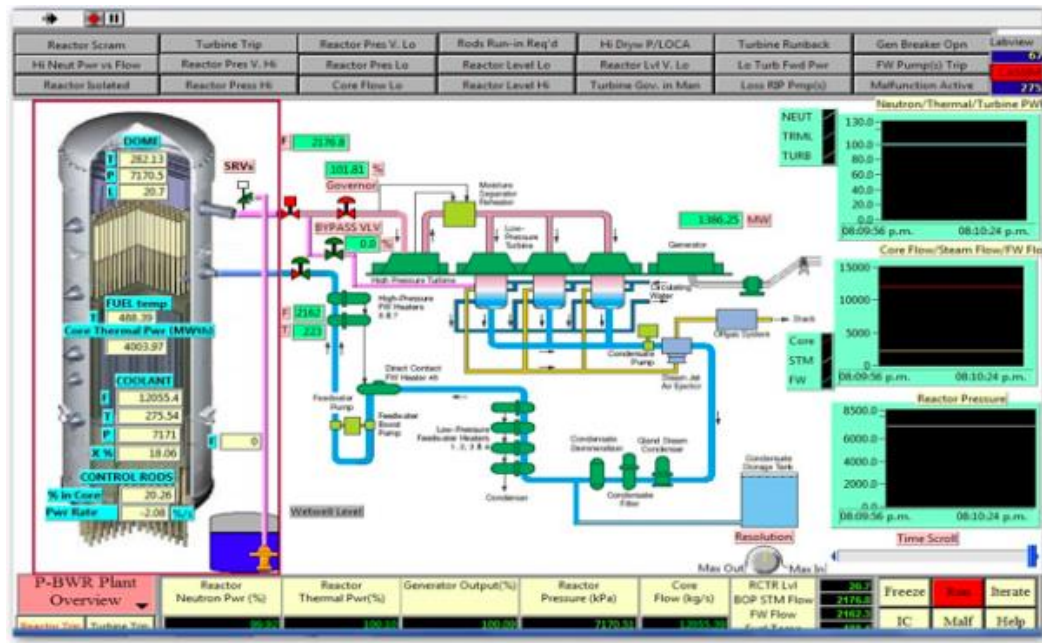


Figura 6 Simulador ESBWR

(Recuperado de simuladores de reactores nucleares para la Educación y en el entrenamiento, por OIEA)

Simulador iPWR. El simulador fue desarrollado por Tecnatom, en el año 2017, que es del tipo SMR (reactores modulares pequeños). En este tipo de reactor su característica es la colocación del circuito primario dentro del

mismo recipiente del reactor, para así lograr retirar tuberías que podrían ser más propensas a accidentes, logrando así que el reactor sea más seguro. Las características del simulador de este reactor se mencionan a continuación:

- El simulador cuenta con ciertos sistemas de seguridad para simular en caso de un accidente, los cuales son: sistema de inyección de agua que es impulsado por la gravedad, sistema de inyección de presión, sistema de protección y control, y sistema de eliminación de calor de decaimiento pasivo.
- En el simulador cuenta con la simulación de un accidente grave, el cual consta del apagón de la planta. Dentro de la simulación al activar el accidente se protegerá automáticamente tanto el reactor como la turbina del reactor hasta que se logre la estabilización. En la Figura 7 podemos ver la pantalla de la descripción general del simulador.

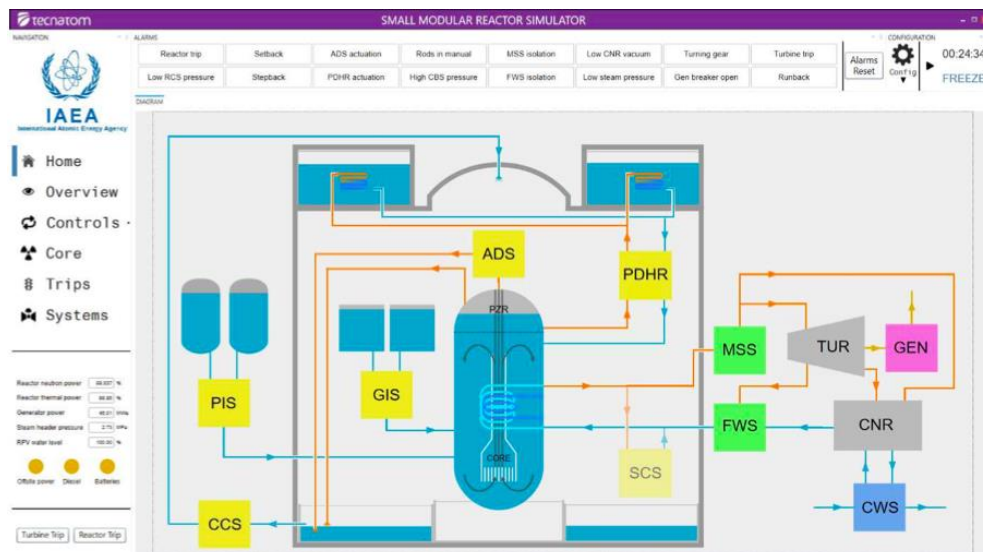


Figura 7 Simulador iPWR

(Recuperado del manual del reactor iPWR, por OIEA)

CAPÍTULO 3

Simulador del Reactor AP-600

El simulador AP-600 no fue diseñado con fines comerciales, sino que su propósito principal es educativo. Está dirigido, principalmente, a profesores universitarios, ingenieros, científicos, y otros profesionales relacionados con la industria nuclear. Este simulador está especialmente destinado a facilitar la comprensión del funcionamiento del reactor, tanto durante su operación normal como en la respuesta a diferentes transitorios.

Como se mencionó anteriormente, este simulador puede ejecutarse en cualquier PC común. Es capaz de realizar simulaciones en tiempo real, ofreciendo una respuesta muy precisa durante las operaciones normales de la planta, así como en la simulación de posibles accidentes dentro de la misma.

Para que pueda correr el simulador en una PC necesita cumplir con ciertos requisitos mínimos, los cuales son los siguientes:

- 1.7 Ghz CPU speed.
- 512 Mbytes de RAM.
- 30 Gbytes de disco duro.
- Tarjeta de video de alta resolución.
- Monitor SVGA de alta resolución de 15 pulgadas.
- Teclado y un ratón.

El simulador puede correr ya sea en Windows XP o Windows 2000.

La simulación usa un enfoque de modelado modular: modelos básicos para cada tipo de dispositivos y procesos para ser representados como algoritmos y para ser desarrollados en FORTRAN. Estos modelos son una combinación de ecuaciones diferenciales de primer orden, relaciones algebraicas y lógica.

A continuación, se hablará de una forma más detallada, del simulador AP-600, sus características, las diferentes pantallas, y alcances, donde se tomará como principal fuente el propio manual del simulador AP-600 (Cassiopeia Technologies Inc., 2011).

El simulador AP-600 cuenta con las siguientes pantallas de visualización:

1. Perspectiva general de la planta.
2. Circuitos de control.
3. Barras de control/parado y reactividad.
4. Control de potencia del reactor.
5. Disparo de parámetros.
6. Sistema de refrigeración del reactor.
7. Inventario del refrigerante y presurizador.
8. Control de inventario del refrigerante.
9. Control de presión del refrigerante.
10. Generador de turbina.
11. Agua de alimentación y extracción de vapor.
12. Demanda de MW SP y SGPC.
13. Núcleo de refrigeración pasiva.
14. Tendencias.

3.1 Perspectiva general de la planta

En esta pantalla no hay entradas asociadas. Los sistemas y los parámetros visualizados son los que se describirán a continuación:

- El reactor es un modelo cinético espacial tridimensional con seis grupos de neutrones retardados; el modelo de calor de decaimiento usa una aproximación de un grupo de tres; los cálculos de la reactividad incluyen control de radioactividad y control de dispositivos, xenón, temperatura de combustible, temperatura del moderador, y boro. Los parámetros que se muestran son los siguientes:
 - I. Potencia neutrónica (% potencia total).
 - II. Potencia térmica del reactor (% potencia total).
- Lazo principal del refrigerante del reactor.
- Los dos generadores de vapor están modelados individualmente.
- La salida del generador es calculada mediante el flujo de vapor a la turbina.
- El condensador y la bomba de extracción de condensados no son simulados.
- La simulación del sistema de agua de alimentación está simplificado.

En la Figura 9 se puede ver la pantalla de la perspectiva general de la planta, donde se puede ver lo ya mencionado.

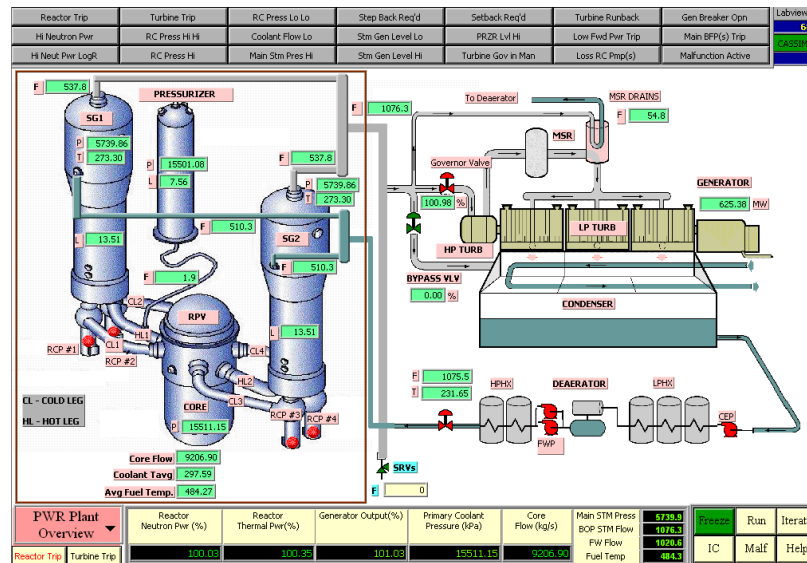


Figura 9 Captura de pantalla de la pantalla perspectiva general de la planta.

(Recuperado del simulador AP600, por Cassiopeia Technologies)

3.2 Lazos de control del AP-600

La función de control de la potencia de la planta AP-600 está realizada por dos modos de control. En la Figura 10 se puede ver la pantalla relacionado a esta a esta sección, circuitos de control:

- 1) Turbina principal. El generador de potencia es controlado conforme a la potencia demandada por un valor de referencia remoto, y/o por un valor derivado de la desviación actual de la frecuencia del generador.
- 2) Reactor principal. El control de potencia del reactor está determinado por la entrada del operador, y/o por las condiciones alteradas de la planta, para así ajustar un nuevo punto de referencia promedio para la temperatura del refrigerante, así poder ajustarla con la potencia del reactor.

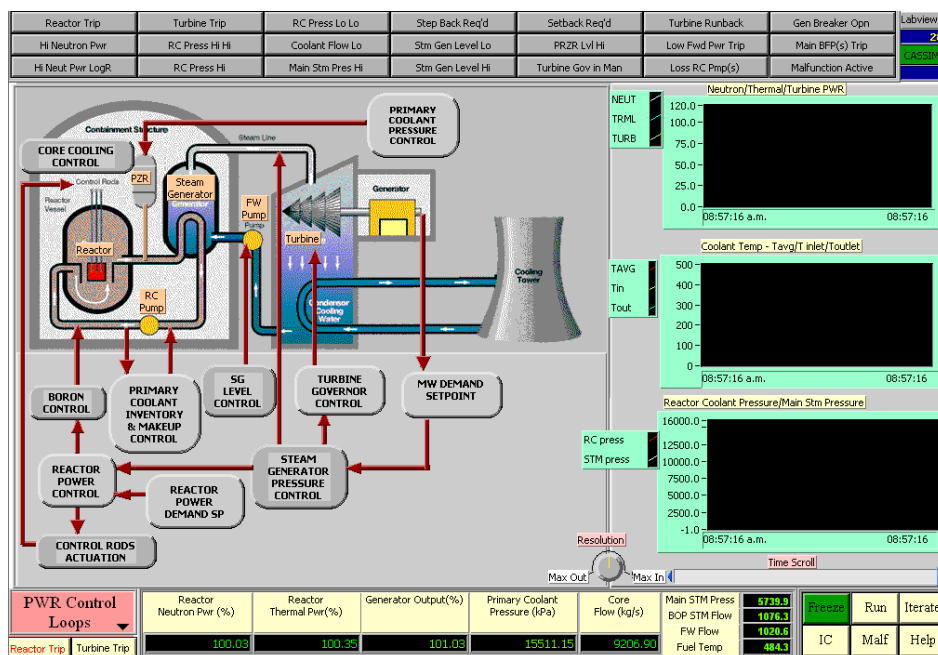


Figura 10 Captura de pantalla de la pantalla lazos de control del AP-600

(Recuperado del simulador AP600, por Cassiopeia Technologies)

3.3 Barras de control y barras de apagado del AP-600

Principalmente lo que se muestra en la pantalla es el estado del SDS, también se muestra la aportación de reactividad de cada dispositivo y los fenómenos físicos que se presentan y que son importantes dentro de las operaciones del reactor. Así mismo, dentro de esta misma pantalla se puede apreciar el movimiento de las barras de control, así como los tres estados de control de la reactividad para el control de potencia. Ahora podemos en la Figura 11 una pantalla solo de las diferentes regiones:

- Región A y C, las barras oscuras se encargan de la forma de potencia axial. Las barras oscuras tienen cuatro bancos para poder accionar juntos en el control de la potencia axial. Estos bancos son controlados por el sistema RPC de forma automática, pero que también se pueden controlar de forma manual.

- Región B y D, las barras de grises principalmente trabajan en estas zonas para controlar la temperatura promedio del refrigerante. Las barras grises tienen cuatro bancos que son controlados por el sistema RPC de forma automática, pero también se pueden controlar de forma manual.
- Región E, aquí se hace uso tanto de las barras oscuras, como las barras grises hasta formar cualquiera de las zonas anteriores (A, B, C, D).

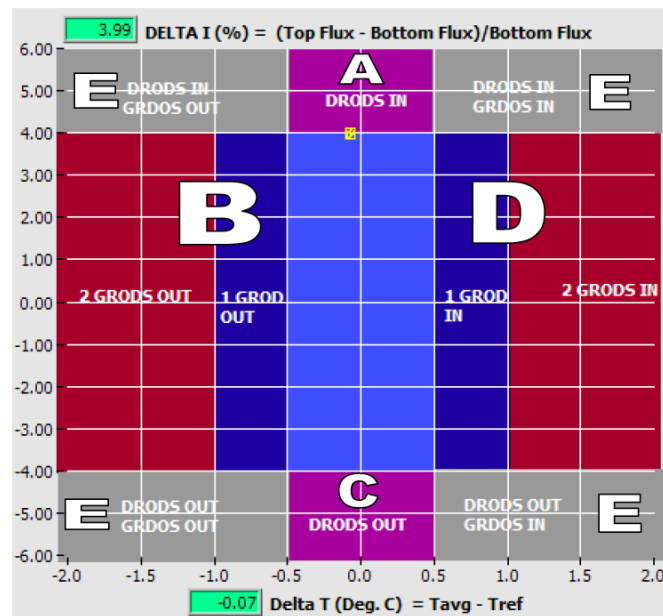


Figura 11 Diagrama de límite de control
(Recuperado del manual de usuario del simulador del reactor avanzado de agua presurizada)

También es importante mencionar que el sistema de control de la concentración de boro puede ser utilizado para regular la radiactividad del núcleo de manera lenta y a largo plazo. Sin embargo, este sistema se emplea únicamente cuando es estrictamente necesario.

La pantalla también muestra la intensidad de flujo del núcleo del reactor, y la intensidad del flujo es señalizado a través de una escala del 0 (color gris) al 1.2 (color rojo). En la Figura 12 se muestra la pantalla general de esta sección.

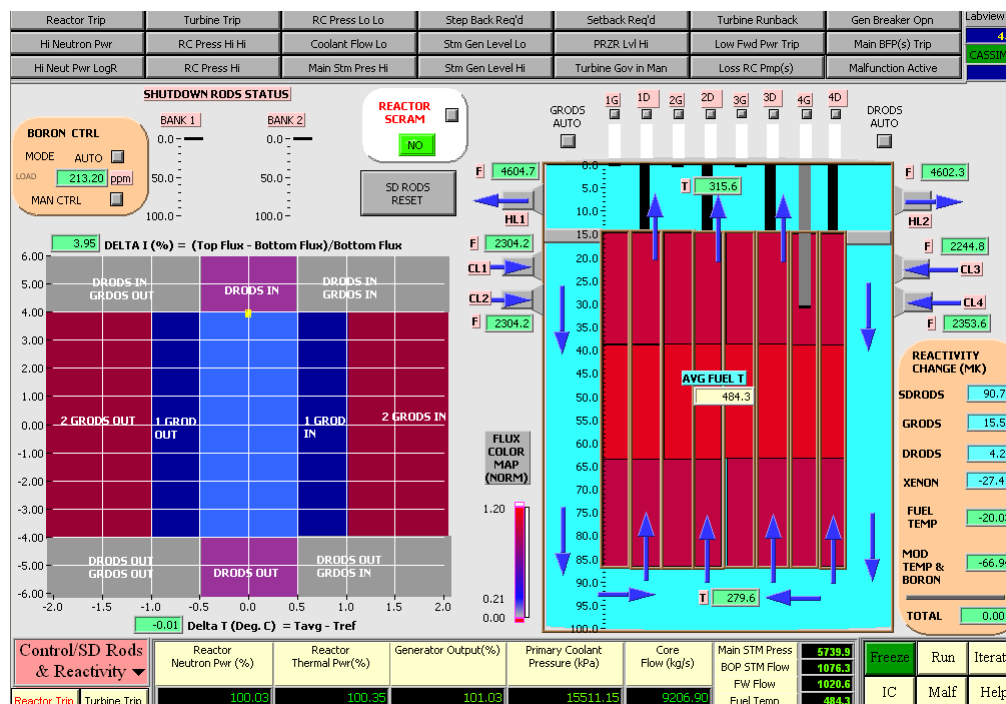


Figura 12 Captura de pantalla de la pantalla barras de control y barras de apagado del AP-600

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

3.4 Control de potencia del reactor AP-600

Esta pantalla controla el punto de ajuste de la potencia del reactor y su razón de cambio, mientras esté por debajo de RPC en el modo “Reactor principal”. Así también, es necesario mencionar que el estado de control del reactor es indicado a través de cuatro bloques, los cuales son. En la Figura 13 se puede ver la pantalla de esta sección con sus cuatro bloques:

- Mode (modo), indicará principalmente el tipo de control que esta, en “turbin principal” o “reactor principal”.

- SETBACK (reducción rápida de potencia), el estado está indicado por si o no. El setback se inicia automáticamente bajo las condiciones establecidas del control de potencia del reactor, en ocasiones el operador necesita iniciar el setback de forma manual, realizándolo desde esta misma pantalla del simulador.
- STEPBACK (reducción gradual de potencia), el estado está indicado por si o no. El stepback se inicia automáticamente bajo las condiciones establecidas del control de potencia del reactor, en ocasiones el operador necesita iniciar el stepback de forma manual, realizándolo desde esta misma pantalla del simulador.
- SCRAM (parada rápida del reactor), el estado está indicado por si o no. El disparo del reactor es iniciado por el sistema de parado. En la pantalla “Parámetros de disparo del AP-600” se mencionan los doce parámetros que pueden provocar la activación de esta función, SCRAM; sin embargo, desde esta pantalla se pueden restablecer dichos parámetros.

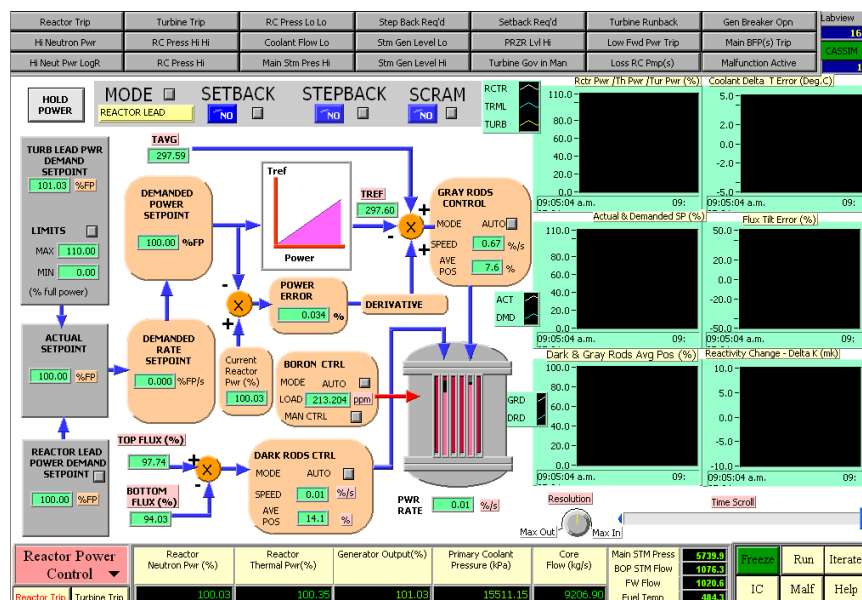


Figura 13 Captura de pantalla de la pantalla barras de control y barras de paro de PWR

(Recuperado del simulador AP600, por Cassiopeia Technologies)

3.5 Parámetros de disparo de AP-600

En esta pantalla se puede visualizar los parámetros que provocan que se activen SCRAM, STEPBK, SETBACK. En la Figura 14 se muestra la pantalla con los diferentes parámetros que activan estos bloques.

- STEPBK, es la reducción rápida de la potencia del reactor cuando se supera los límites de los parámetros establecidos, y así ayudar a resguardar la seguridad del reactor. Algunos de los parámetros establecidos son los siguientes:

- 1) Presión alta del refrigerante del reactor (se activa STEPBACK si $P > 16051 \text{ kPa}$).
 - 2) Pérdida de una bomba del refrigerante del reactor (objetivo 60% FP).
 - 3) Pérdida de dos bombas del refrigerante del reactor (objetivo 2% FP).
- SETBACK, es la reducción gradual de la potencia del reactor cuando se supera los límites de los parámetros establecidos, y así ayudar a resguardar la seguridad del reactor. Algunos de los parámetros establecidos son los siguientes:
- 1) Presión alta del cabezal principal de vapor (se activa SETBACK si $P > 6150 \text{ kPa}$).
 - 2) Nivel alto del presurizador (se activa SETBACK si la altura es mayor a 12 metros).
 - 3) Se activa manualmente SETBACK.
- SCRAM, es la parada rápida del reactor mediante la inserción manual o automática de las barras de control, para evitar consecuencias graves. Algunos de los parámetros establecidos son los siguientes:
- 1) Disparo por nivel bajo del generador de vapor (disparo del punto de ajuste = 11.94 metros),
 - 2) Disparo por alta presión del refrigerante de salida del reactor (disparo del punto de ajuste = 16,200 kPa),
 - 3) Disparo por bajo flujo del refrigerante (disparo del punto de ajuste = 2000 kg/s).

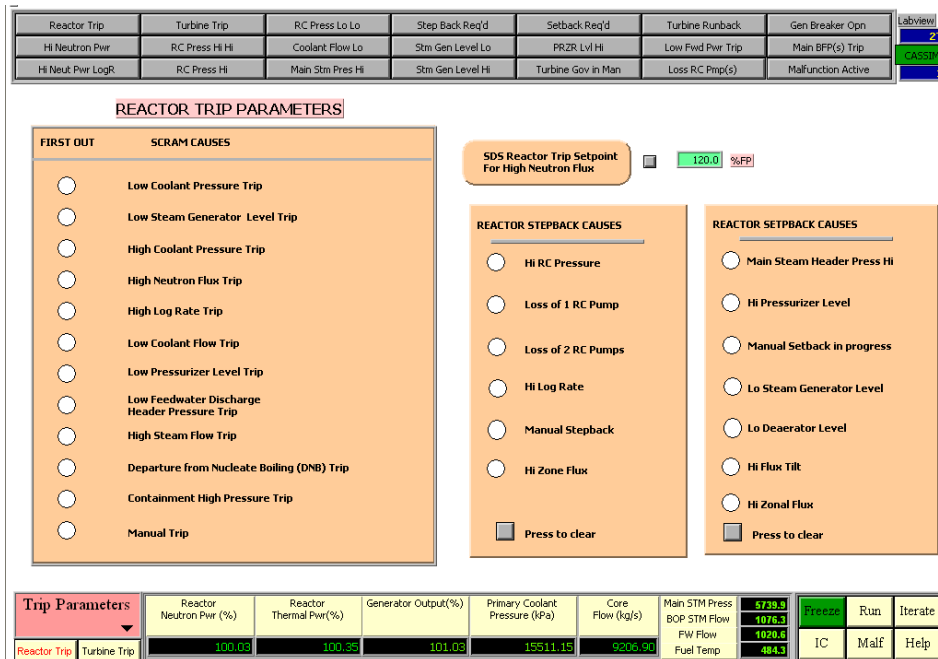


Figura 14 Captura de pantalla de la pantalla parámetros de disparo del AP-600
(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

3.6 Sistema de refrigeración del reactor AP-600

En esta pantalla se muestra principalmente los elementos del RCS, los cuales son los siguientes. En la Figura 15 se muestra la pantalla con los elementos de RCS:

- Dos generadores de vapor.
- Cuatro lazos recirculación.
- Un presurizador.
- Un condensador de descarga.

Dentro de todo este sistema se muestran varios parámetros: temperatura promedio del combustible [°C], temperatura promedio del refrigerante [°C], flujo promedio del núcleo [kg/s], entre otros más.

En la bomba del refrigerante del reactor los parámetros que se muestran son: flujo de descarga [kg/tiempo], presión de descarga [kPa], la temperatura de la descarga [°C], entre otros más.

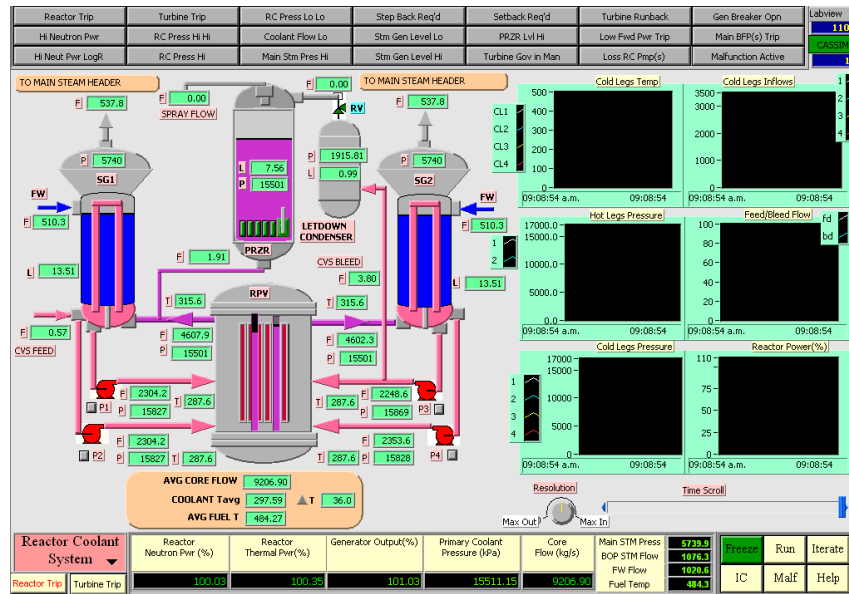


Figura 15 Captura de pantalla del sistema de refrigeración del reactor PWR

(Recuperado del simulador AP600, por Cassiopeia Technologies)

3.7 Presurizador e inventario de refrigerante del AP-600

La pantalla muestra sistema de control de presión del refrigerante, así como el condensador de descarga, regulador de presión, circuitos de alimentación y extracción, presurizador, y tanque de almacenamiento de aporte de refrigerante. También se muestran los siguientes parámetros en el tiempo. En la Figura 16 se muestra la pantalla de esta sección:

- Presión en el presurizador [kPa]; presión a la salida del núcleo del reactor [kPa].

- Nivel de condensador de descarga [m]; presión de condensador de descarga [kPa].
- Nivel del presurizador [m] y punto de ajuste [m].
- Flujo de rociado del presurizador [kg/s].
- Flujo de la extracción del refrigerante [kg/s]; flujo de alimentación del refrigerante [kg/s].

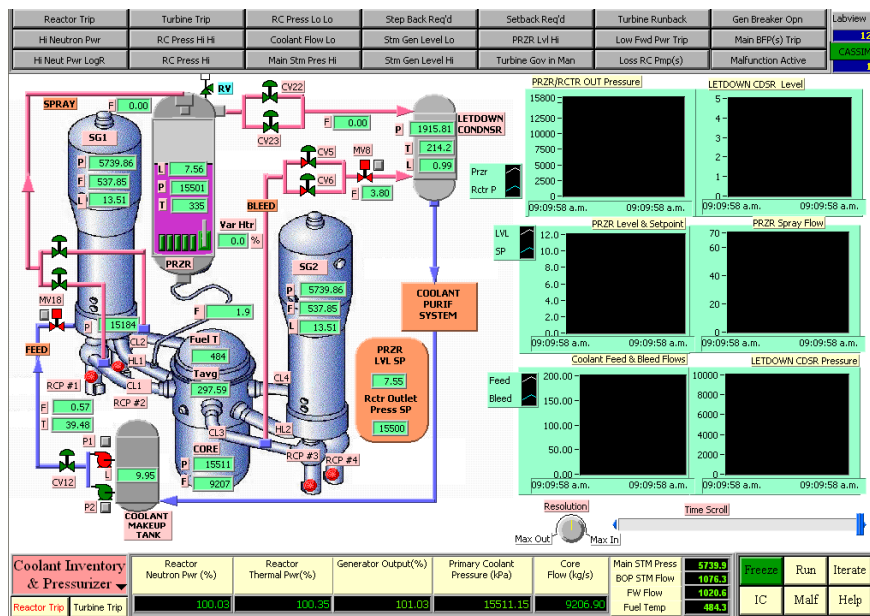


Figura 16 Captura de pantalla del presurizador e inventario de refrigerante del AP-600

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

3.8 Control de inventario del refrigerante del AP-600

En esta pantalla se puede visualizar los parámetros importantes para el control del inventario en el lazo del refrigerante del reactor. El control del inventario se logra al controlar el nivel del presurizador. Los parámetros que se visualizan son los

siguientes. En la Figura 17 se puede visualizar la pantalla de esta sección donde muestran las diferentes variables:

- Potencia neutrónica del reactor [%]; potencia térmica del reactor [%].
- Presión del refrigerante del reactor [kPa] y el punto de ajuste [kPa].
- El nivel del presurizador [m] y el punto de ajuste [m].
- La posición de la válvula de alimentación de la aportación del refrigerante del reactor [%]; la posición de la válvula de extracción del refrigerante del reactor [%].

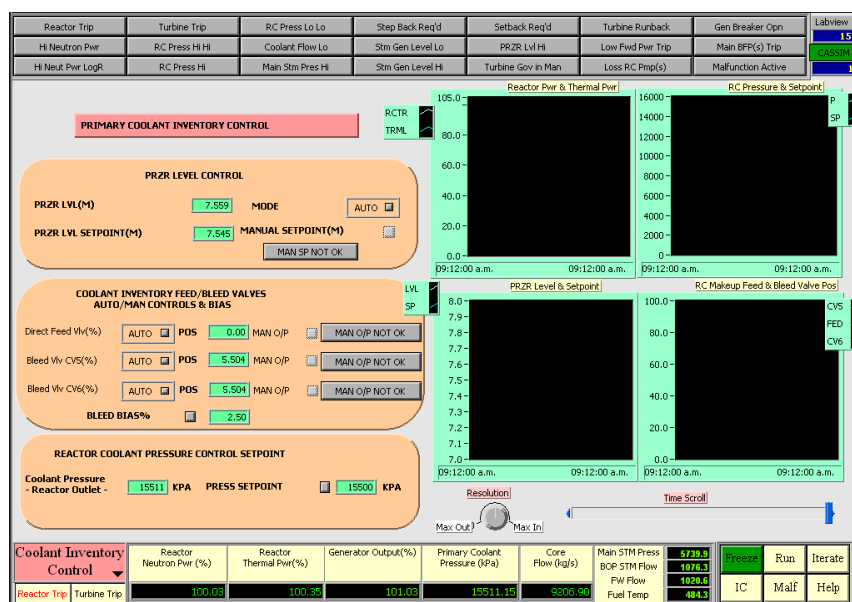


Figura 17. Captura de pantalla del control de inventario del refrigerante del AP-600

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

3.9 Control de presión del refrigerante del AP-600

En esta pantalla (ver Figura 18) se puede lograr el control de la presión del refrigerante del reactor mediante el presurizador. Su estructura principalmente está compuesta:

- De seis calentadores que principalmente se encuentran en modo automático, pero que pueden ser cambiado a modo manual con el menú emergente.
- Control de válvulas de alivio del presurizador que normalmente está en modo automático, pero que puede ser cambiado a modo manual.
- Control de válvulas de rociado del presurizador que normalmente está en modo automático, pero que pueden ser cambiado a modo manual.
- Tanto el punto de ajuste de la presión de salida y la actual presión de salida son mostrados.

Las tendencias en el tiempo que se muestran en esta pantalla son:

- Potencia neutrónica del reactor y potencia térmica del reactor, ambos medidos en [%].
- Presión de salida del reactor y punto de ajuste, ambos medidos en [kPa].
- Nivel del presurizador y punto de ajuste, ambos medidos en [m].
- Posición de la válvula de alivio del presurizador, medido en [%].

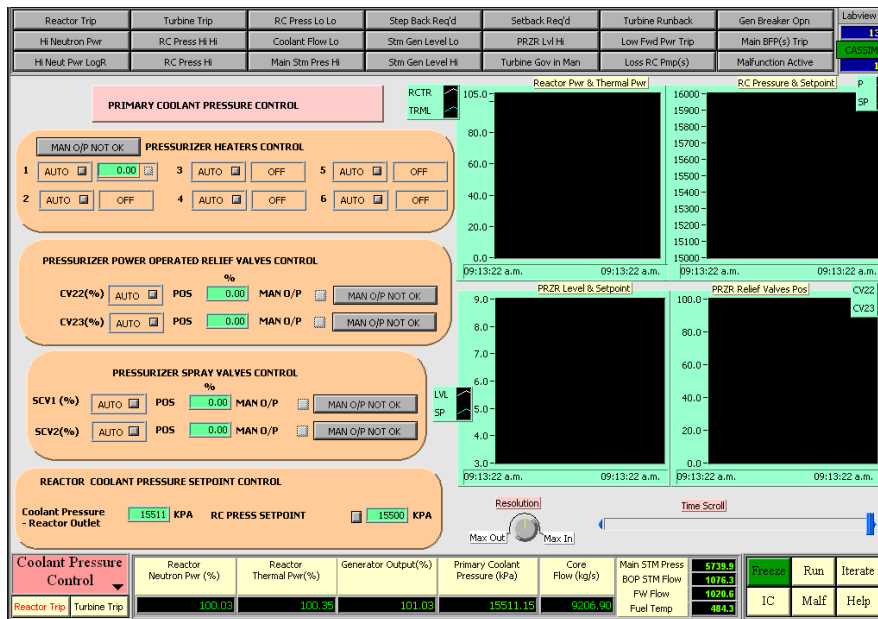


Figura 18 Captura de pantalla del control de presión del refrigerante del AP-600

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

3.10 Generador y turbina del AP-600

En la pantalla (ver Figura 19) se muestra principalmente los parámetros importantes tanto en el generador como en la turbina:

- Presión de vapor principal [kPa] y flujo de vapor principal [kg/s].
- Presión del colector de vapor principal [kPa].
- Flujo de vapor a la turbina [kg/s].
- Salida del generador [MW]; servicios de estación [MW].
- Velocidad de rotación de turbina/generador [rpm].
- Estado de control [auto/manual], apertura [%] de las válvulas de derivación.
- Posición de válvulas de control de gobernador [%].
- Estado de disparo del interruptor del generador.
- Estado de control de la turbina – automático o manual.

- Reducción de potencia de turbina.
- Estado de disparo de turbina.
- Controles puesta en marcha/aceleración de turbina.
- Control automático/manual de la válvula de derivación de vapor.

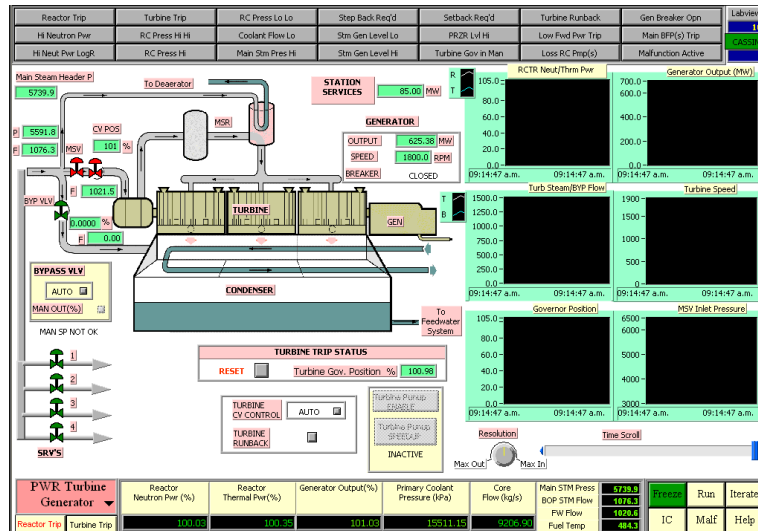


Figura 19 Captura de pantalla del generador y turbina del AP-600

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

3.11 Vapor de extracción y agua de alimentación del AP-600

En general la pantalla (ver Figura 20) muestra el sistema de agua de alimentación, donde se muestran también los calentadores de baja y alta presión, el condensador, el desgasificador, bombas de alimentación de la caldera, con sus válvulas asociadas respectivamente.

Dentro de este sistema hay varios parámetros y controles emergentes que se pueden ver y modificar. Algunos son los siguientes:

- Parámetros

- 1) Presión del colector de vapor principal [kPa], flujo de vapor que fluye tanto en la válvula del derivador como en la válvula del regulador de turbina [kg/s].
- 2) Nivel del desgasificador [m], y presión del desgasificador [kPa].
- 3) La velocidad del flujo del agua de alimentación [kg/s], y temperatura del agua de alimentación [°C].

- Controles

- 1) Control emergente automático/manual para las válvulas de control de nivel de la caldera.
- 2) Control emergente para el control de punto de ajuste de la caldera.
- 3) Menú emergente para los controles prendido/apagado.

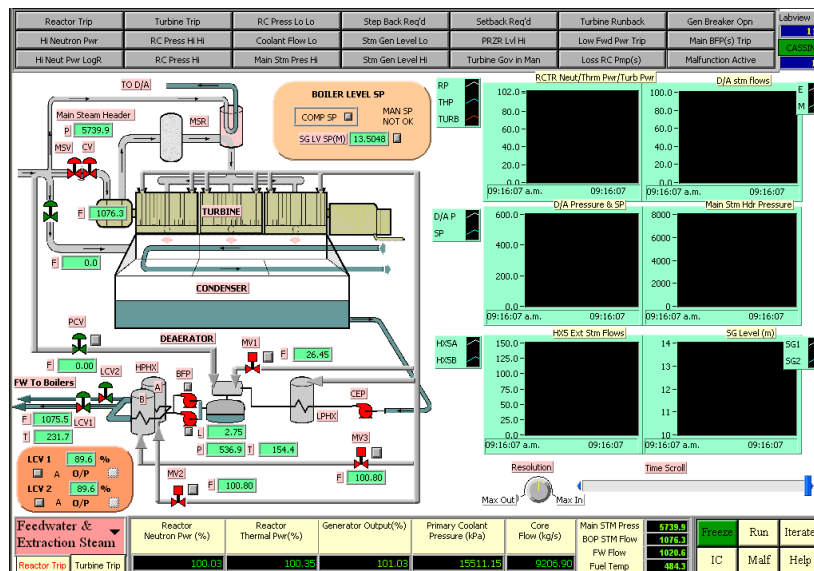


Figura 20 Captura de pantalla del generador y turbina del AP-600

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

3.12 Punto de ajuste de la demanda de MW en el PWR y SGPC

La función principal de esta pantalla (ver Figura 21) es permitir el control del punto de ajuste de carga de la estación y su tasa de cambio mientras permanece en el modo de control de turbina principal. En esta pantalla se puede especificar tanto la carga de estación y la tasa de cambio del punto, a través del apartado de carga de objetivo.

También dentro de esta pantalla se puede modificar el punto de ajuste de la presión del generador del vapor, sin embargo, no es tan usual hacerlo, pero este podría verse modificado solo para realizar el estudio de la respuesta del reactor AP-600.

Las tendencias que se pueden visualizarse en esta pantalla son:

- Nivel 1 y 2 del generador del vapor.
- Potencia de la turbina y carga del objetivo actual.
- Presión tanto en el punto de ajuste y el colector de vapor principal.
- Potencia neutrónica del reactor y potencia térmica del reactor.

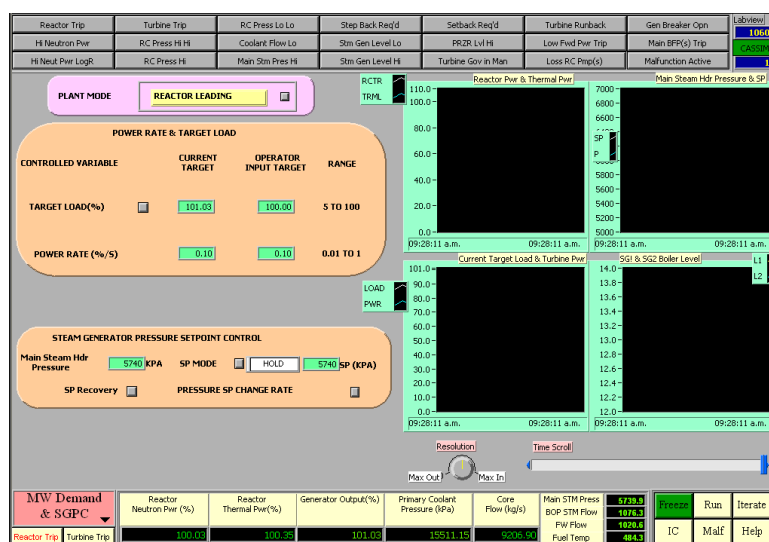


Figura 21 Captura de pantalla del punto de ajuste de la demanda de MW en el PWR y SGPC

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

3.13 Enfriamiento del núcleo pasivo del AP-600

En esta pantalla (ver Figura 22) se puede visualizar el arreglo del sistema de enfriamiento del núcleo del reactor. Cabe recordar que este sistema de seguridad cuenta con sistema pasivo de seguridad, que por efecto hace uso de la circulación natural en los distintos procesos, donde se involucran los siguientes subsistemas:

- Sistema PRHR. El sistema ayuda a la eliminación del calor del núcleo por medio de la circulación natural, este sistema consiste en un intercambiador de calor tipo C-Tube, como se muestra a continuación.

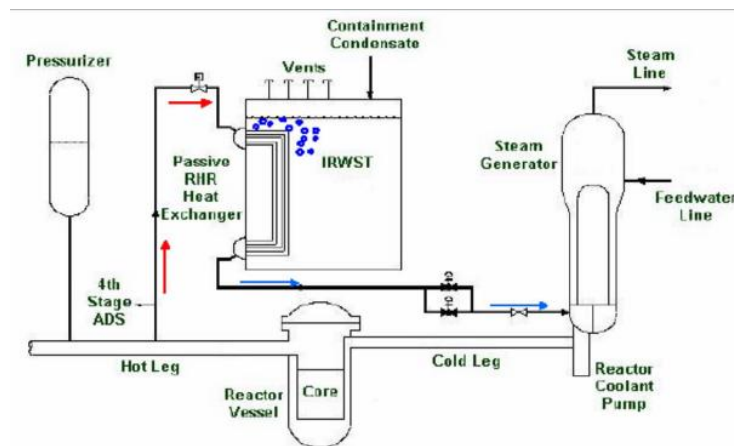


Figura 22 Diagrama del sistema PRHR

(Recuperado del manual de usuario del simulador del reactor avanzado de agua presurizado)

- CMT. Estos depósitos ayudan a reemplazar de una forma efectiva los sistemas de inyección de alta presión en los PWR's convencionales; estos depósitos están hechos de acero inoxidable de gran volumen.
- ADS. Este sistema ayuda a la reducción de forma controlada de la presión del sistema primario; el sistema consta de cuatro etapas de válvulas.
- ACC. En estos depósitos de almacenamiento esféricos están llenos de agua borada fría y pre-presurizados con nitrógeno; cuando la presión del sistema está por debajo de la presión de estos acumuladores, son activadas las válvulas de estos acumuladores para inyectar el refrigerante al sistema y así compensar la presión.
- IRWST. La función de este depósito es almacenar agua borada que ayuda a reducir la reactividad; también se encontrara dentro de este depósito conectado el intercambiador de calor PRHR que cumple con la función de disipar el calor del sistema. Esta piscina es muy grande y está hecha de concreto.
- Recirculación del sumidero de la contención. Ésta permite una circulación natural entre el núcleo y la contención, para así lograr que el calor del núcleo se disipe.
- PCCS. Es un recipiente de acero grande donde aloja al NSSS y todos los sistemas de inyección de seguridad pasivo (ver Figura 23). Así mismo el recipiente este alojado dentro de una estructura de contención que está hecha de concreto.

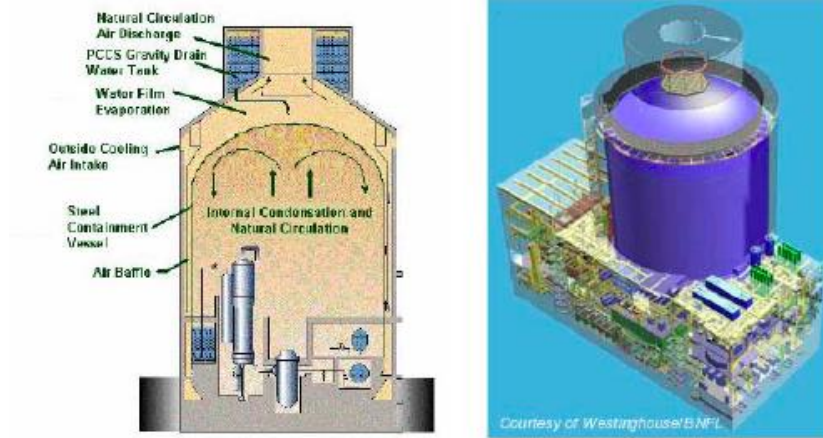


Figura 23 Diagrama del sistema PCCS

(Recuperado del manual de usuario del simulador del reactor avanzado de agua presurizada)

En la Figura 24 se puede ver la pantalla del sistema de enfriamiento del núcleo, esta será muy útil más adelante para la simulación que se hará más tarde.

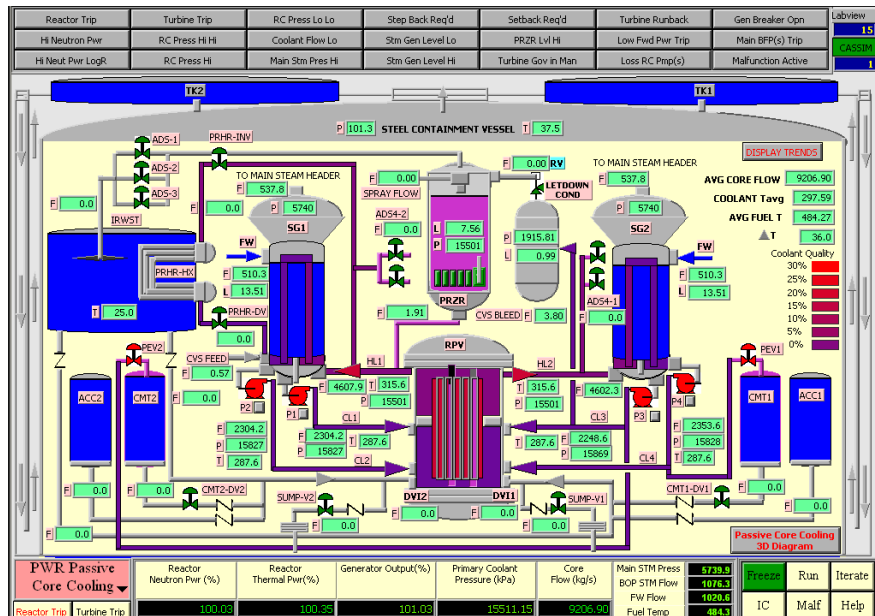


Figura 24 Captura de pantalla del enfriamiento del núcleo pasivo del AP-600

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

3.14 Tendencias AP-600

La pantalla (ver Figura 25) muestra el comportamiento de forma gráfica de los distintos parámetros que hay dentro del reactor, y que en la gráfica se pueden superponer los distintos parámetros para poder compararse dentro de esta misma gráfica. Los parámetros que se pueden encontrar están por encima de unos noventa parámetros, y se mencionaran algunos:

- Potencia del reactor [Normalizada].
- Carga de Boro [RRP].
- Flujo promedio del núcleo [kg/s].
- Temperatura promedio del combustible [°C].
- Presión de salida promedio del reactor [kPa].
- Nivel de presurizador [m].
- Liberación de potencia térmica por combustible nuclear [MWt].

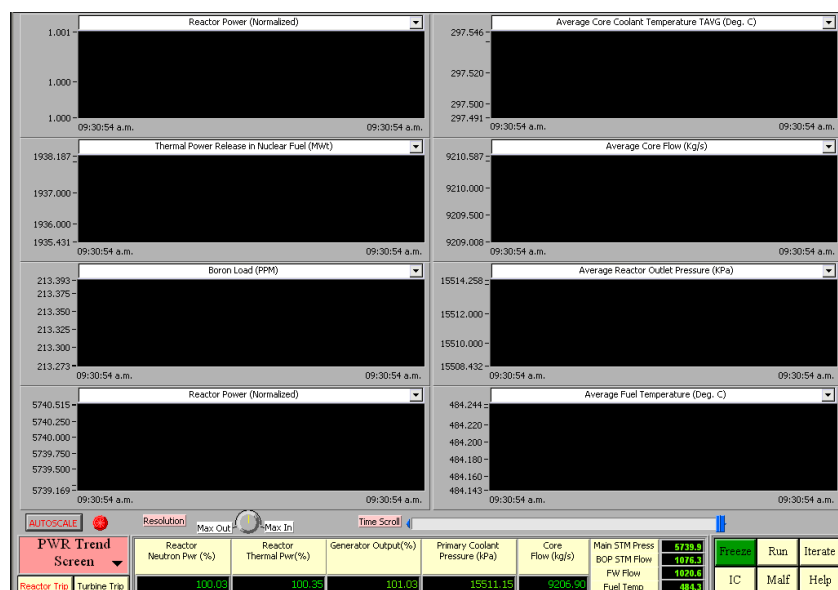


Figura 25 Captura de pantalla de las tendencias AP-600

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

CAPÍTULO 4

Análisis de la respuesta del reactor AP-1000 ante un accidente de pérdida de refrigerante

4.1 Concepto de LOCA en reactores PWR

Antes de comenzar el análisis es necesario describir el concepto LOCA para la mejor comprensión de este capítulo. LOCA es el accidente por pérdida de refrigerante, se produce principalmente en el circuito primario: piernas frías, pierna caliente, bombas, válvulas, etc.

4.2 Descripción del escenario de ruptura en la pierna fría N°4

Comenzaremos con el análisis del LOCA en el simulador del AP-600. Este LOCA se caracteriza por el rompimiento en cizalla de la pierna fría N° 4. En la Figura 26 se puede observar la ubicación de la pierna fría.

Es importante aclarar que este tipo de reactor cuenta con dos generadores de vapor (intercambiadores de calor), cada uno de los cuales dispone de dos piernas frías y una pierna caliente. Estas están conectadas directamente al reactor, formando el circuito primario del sistema.

Al romperse la pierna fría N°4 se comienza a perder el refrigerante que va de los generadores al reactor, causando graves problemas, los cuales se describen a continuación.

4.3 Respuesta inmediata del reactor

Cuando se inicia este LOCA, la pérdida de refrigerante genera una disminución de la presión en el reactor, lo que a su vez desencadena un SCRAM. Esto provoca la interrupción de la producción de vapor y, consecuentemente, la pérdida de generación de potencia en la central. Durante todo este proceso, el presurizador del reactor también se ve afectado por la reducción de presión, causada principalmente por la pérdida de refrigerante en la pierna fría N° 4.

4.4 Funcionamiento de los sistemas pasivos de seguridad

El sistema de refrigeración pasivo del nucleó como ya se mencionó anteriormente consta de varios elementos como: acumuladores (ACC), sistema de eliminación pasivo de calor residual (PRHR), depósito de aporte al nucleó (CMT), sistema automático de despresurización (ADS), depósito de almacenamiento de agua de recarga en el interior de la contención (IRWST), etc. A continuación, se describirá en que momento actúan estos elementos del sistema de enfriamiento al momento de que ocurra un LOCA.

4.4.1 Activación del PRHR HX y CMT

Al producirse un LOCA, inmediatamente se produce un SCRAM en el reactor para apagar el mismo, y así aislar los generadores de vapor, para así, sean activadas las válvulas de PRHR HX, que producirá una circulación natural para reducir la temperatura del refrigerante del circuito primario, sin embargo, provocará el aumento de la temperatura en el refrigerante que contiene el IRWST. Así mismo, las válvulas del CMT se activan al mismo tiempo que se activan las válvulas del PRHR HX con la finalidad de que el CMT pueda circular el refrigerante al DVI del reactor.

4.4.2 Activación del ADS 1-3 y ACC

Debido a la ruptura, el refrigerante continuará escapando del circuito primario, lo que también provocará una disminución progresiva del inventario del CMT. Aproximadamente 90 segundos después de iniciado el LOCA, el inventario del CMT se habrá reducido por debajo del 67.5% de su capacidad, lo que activará otro elemento del sistema pasivo de refrigeración: el sistema ADS 1-3.

Las válvulas del ADS 1-3 se abrirán para reducir la presión del sistema primario. Una vez que esta presión caiga por debajo de la presión operativa de los ACC, estos comenzarán a inyectar agua borada en el DVI del reactor.

4.4.3 Activación del ADS-4 y entrada en operación del IRWST al DVI

Pasado 15 minutos del evento la capacidad del inventario del CMT se reducirá por debajo del 20% de su capacidad, y esto provocará que las válvulas del ADS-4 sean abiertas para seguir reduciendo la presión del sistema primario, hasta que esté por debajo de la presión del IRWST. Todo lo mencionado anteriormente conllevará a la circulación de agua borada del IRWST al DVI del reactor.

Es necesario mencionar que el refrigerante que está en el IRWST se evaporará por el intercambiador de calor que está en el PRHR, que está extrayendo el calor de núcleo. Al evaporarse el refrigerante llegará a la parte superior de la contención, donde esta estructura al tener una baja temperatura en la parte superior provocará que el refrigerante se condense al tocar la misma, y que por gravedad el refrigerante regrese hasta el fondo de la contención.

4.5 Proceso de recirculación del sumidero de la contención

Este refrigerante se volverá a inyectar al núcleo del reactor, por medio del sumidero de la contención. Esta inyección se vuelve posible gracias a las válvulas del sumidero que conectan con el DVI del reactor. Entre el sumidero de la contención y el IRWST se igualará el nivel del líquido para establecer un enfriamiento por recirculación a largo plazo y así el ciclo continué hasta lograr extraer el calor de decaimiento y por ende, reducir la temperatura del núcleo para lograr que el sistema sea seguro.

4.6 Evolución temporal del accidente en la simulación

En la Figura 27 se muestra en la pantalla del simulador la ruptura de la pierna fría N° 4, que es el momento justo cuando da inicio el LOCA. Dentro de la pantalla se puede apreciar que el sistema de refrigeración del reactor todavía no ha entrado en funcionamiento, hasta un determinado tiempo, el cual se verá más adelante.

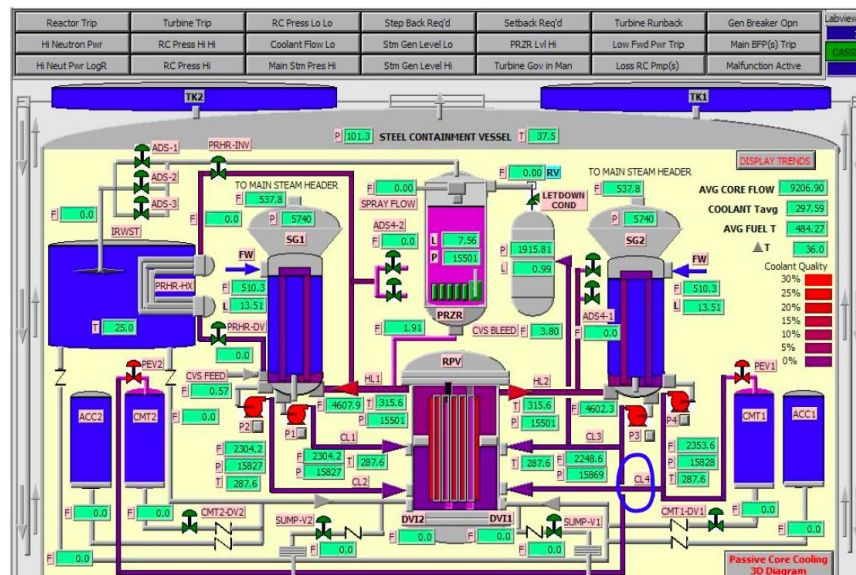


Figura 26 Circuito primario donde se encuentra la pierna fría N°4, señalada con el círculo azul

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

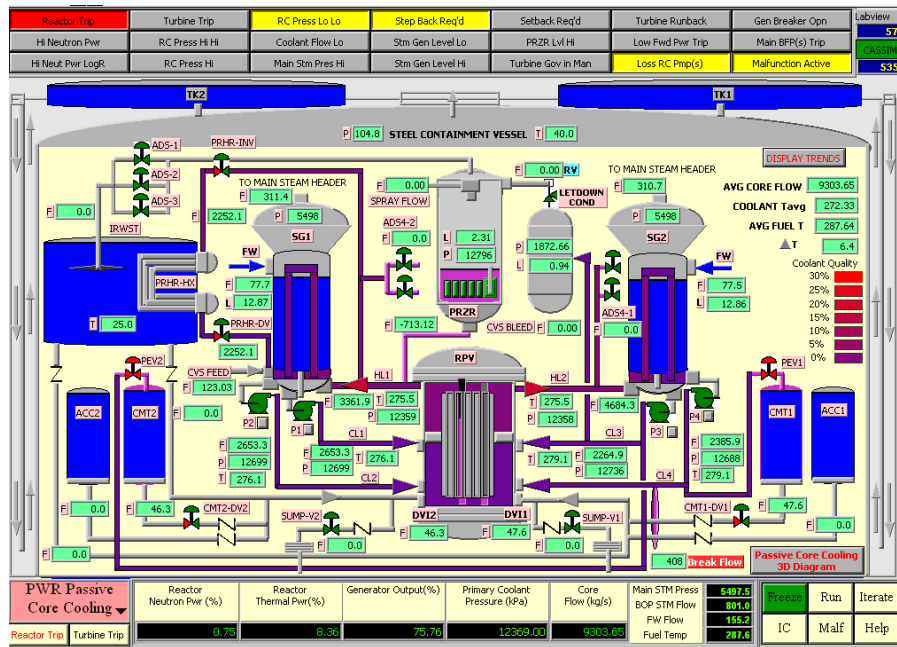


Figura 27 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo cuando entra en funcionamiento el CMT y parte del PRHR

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

4.6.1 Fase inicial (primeros segundos a minutos)

Aproximadamente 53 segundos después de que ocurre el LOCA, tanto las válvulas del CMT como las del PRHR HX se abren para iniciar el enfriamiento. El CMT proporciona el refrigerante que contiene y lo inyecta directamente al núcleo del reactor a través del DVI. Asimismo, las válvulas del PRHR HX, al abrirse, permiten que circule el refrigerante directamente al intercambiador de calor ubicado en el IRWST, para extraer el calor de decaimiento del núcleo. Esta extracción se logra gracias al circuito entre las válvulas PRHR INV y PRHR DV, que produce una diferencia de temperatura que facilita la circulación natural del refrigerante en el núcleo (véase la Figura 27).

Aproximadamente a los 71 segundos de que ocurre el LOCA, otro elemento más del sistema que comienza a inyectar refrigerante al núcleo por la pérdida de este,

son los acumuladores (ver Figura 28). Entonces en este momento se puede apreciar que tanto CMT y ACC son los principales inyectores al núcleo del reactor.

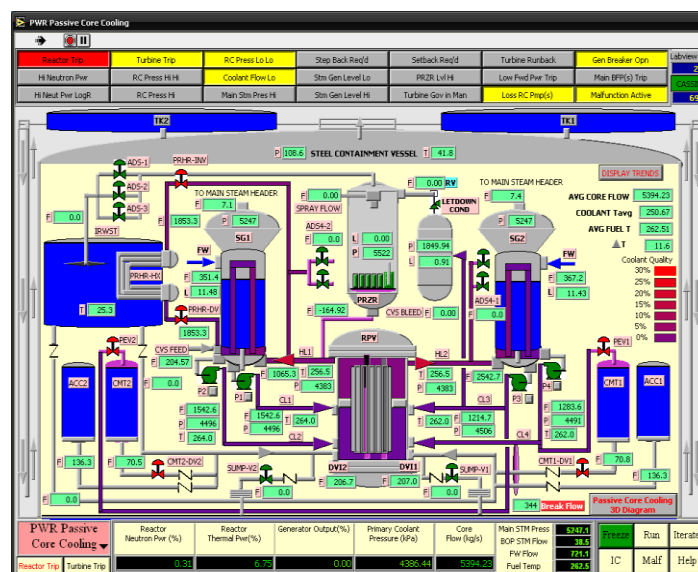


Figura 28 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo cuando entra en funcionamiento ACC

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

4.6.2 Fase intermedia (de minutos a horas)

Transcurridos 505 segundos (8.41 minutos) el IRWST comienza a inyectar refrigerante al núcleo del reactor a través del DVI (ver Figura 29). En este momento solo los sistemas IRWST y CMT son los únicos que están inyectando refrigerante al núcleo; los acumuladores han dejado de aportar refrigerante. Así mismo, es necesario mencionar que el refrigerante que se encuentra dentro del IRWST tiene una temperatura inicial de 25°C, sin embargo, al contener el intercambiador de calor, su temperatura va aumentando con el paso del tiempo. Para este lapso su temperatura es de 28.1°C (8.41 minutos).

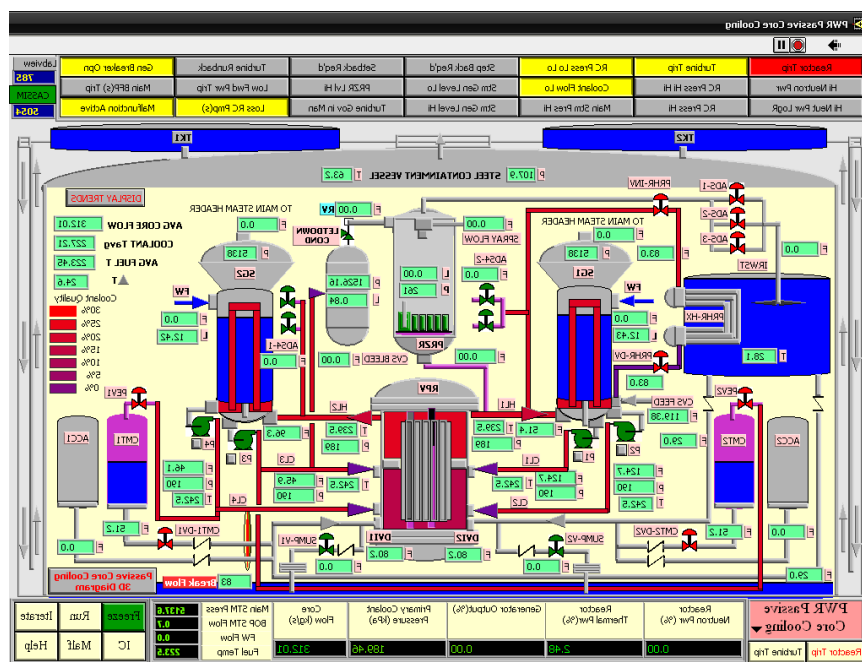


Figura 29 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo cuando entra en funcionamiento IRWST

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

En la Figura 30 se muestra el momento cuando comienza la recirculación en el sumidero, donde se puede apreciar en la imagen como el nivel del refrigerante ha crecido, debido a la pérdida del refrigerante por la ruptura en la pierna fría número cuatro, así también, por las válvulas de la segunda etapa del ADS que están conectadas a las piernas calientes del sistema primario, para así lograr que el refrigerante salga en forma de vapor, pero al ser expulsado el mismo se va a la contención y éste se condensa para que por gravedad se vaya hasta el fondo de la contención para que recircule por el sumidero.

En este momento la inyección al núcleo se debe principalmente tanto por el CMT, el IRWST y por primera vez por la recirculación del sumidero.

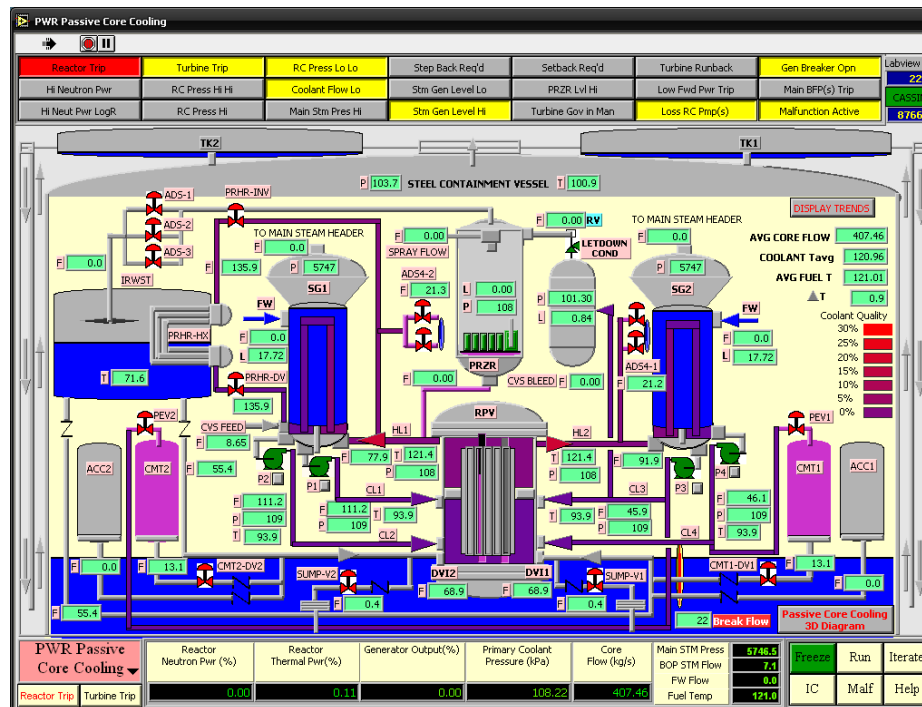


Figura 30 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo cuando entra en funcionamiento la recirculación del sumidero

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

4.6.3 Fase final y estabilización (10 a 16 horas después)

Un elemento importante en la extracción de calor residual del núcleo es el IRWST, y en las Figuras 31 y 32 se puede apreciar algo destacado acerca del IRWST. En la Figura 31 se puede apreciar el momento cuando han pasado 5 horas después del LOCA, donde así mismo, se aprecia como se ha incrementado la temperatura del IRWST hasta llegar a su máxima temperatura de 109.7°C.

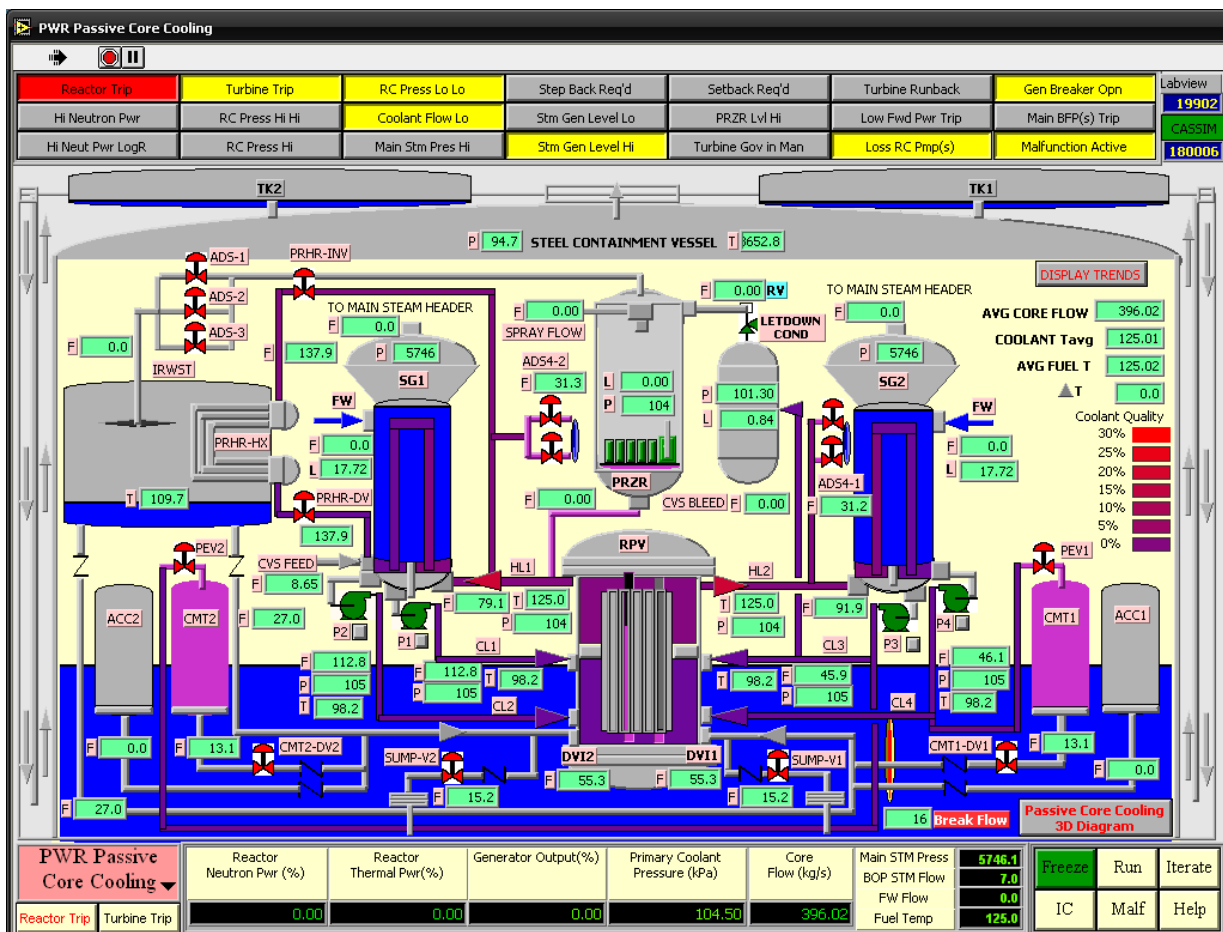


Figura 31 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo 5 horas después de que ocurrió el LOCA

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

Sin embargo, en la Figura 32 se observa que, tras alcanzar el incremento máximo de la temperatura del IRWST, ésta comienza a disminuir, situándose en ese momento en 88.4°C. En este punto, se puede apreciar que el IRWST cumple su función de inyectar refrigerante al núcleo y extraer el calor residual de éste, logrando así la reducción de la temperatura. Esto permite visualizar que la función del sistema pasivo de seguridad para disminuir la temperatura se está llevando a cabo de manera adecuada.

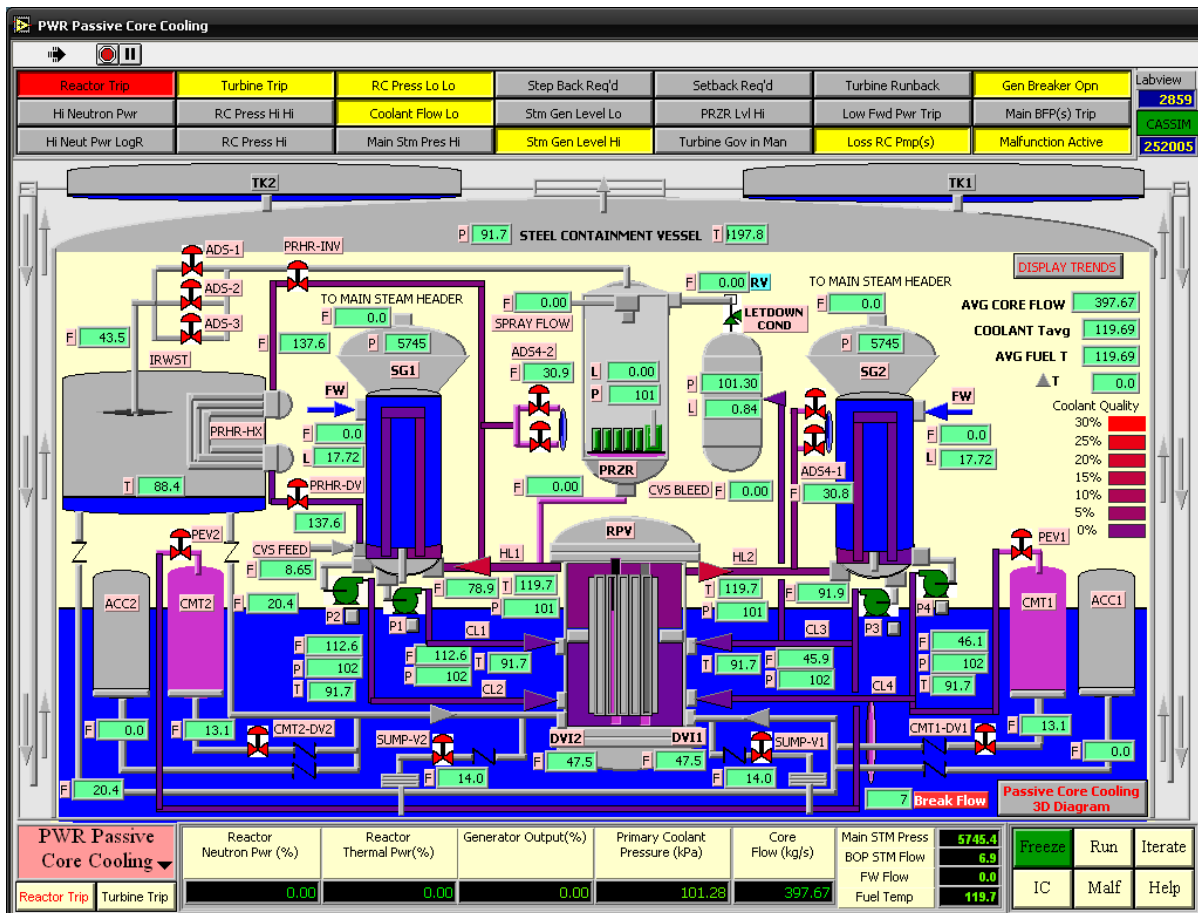


Figura 32 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo 7 horas después de que ocurrió el LOCA

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

Cuando ha transcurrido 10 horas después del LOCA, la temperatura del sistema va disminuyendo, donde se puede ver claramente en el ya mencionado IRWST, que su temperatura sigue disminuyendo. Los únicos elementos del sistema de refrigeración que siguen inyectando refrigerante al núcleo son IRWST, CMT y la recirculación del sumidero (véase la Figura 33).

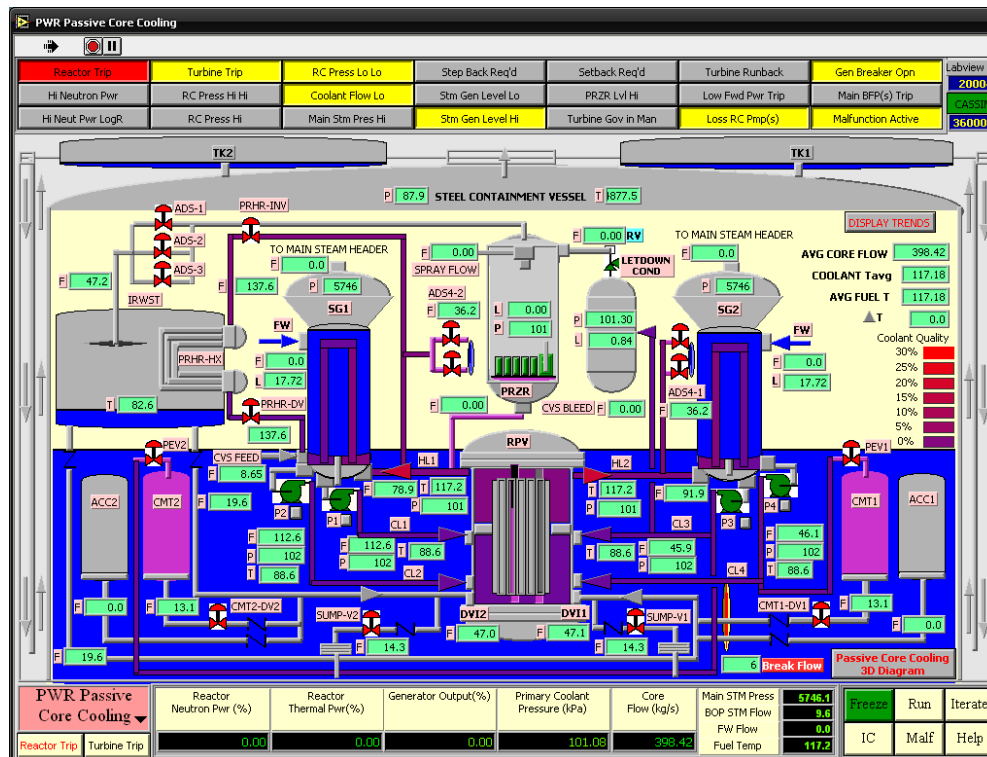


Figura 33 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo 10 horas después de que ocurrió el LOCA

Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies

4.7 Análisis del comportamiento térmico

Al llegar a las 16 horas desde el inicio del LOCA, se observa que la temperatura del IRWST continúa disminuyendo. Un aspecto que no se había mencionado previamente es el comportamiento de la temperatura del combustible del núcleo. Desde la entrada en funcionamiento del CMT, el combustible tenía una temperatura inicial de 286.6°C; sin embargo, tras 16 horas, ésta se ha reducido a 115.43°C. Esto confirma que el sistema pasivo sigue cumpliendo eficazmente su objetivo de extraer el calor residual, logrando así una reducción progresiva de la temperatura del núcleo.

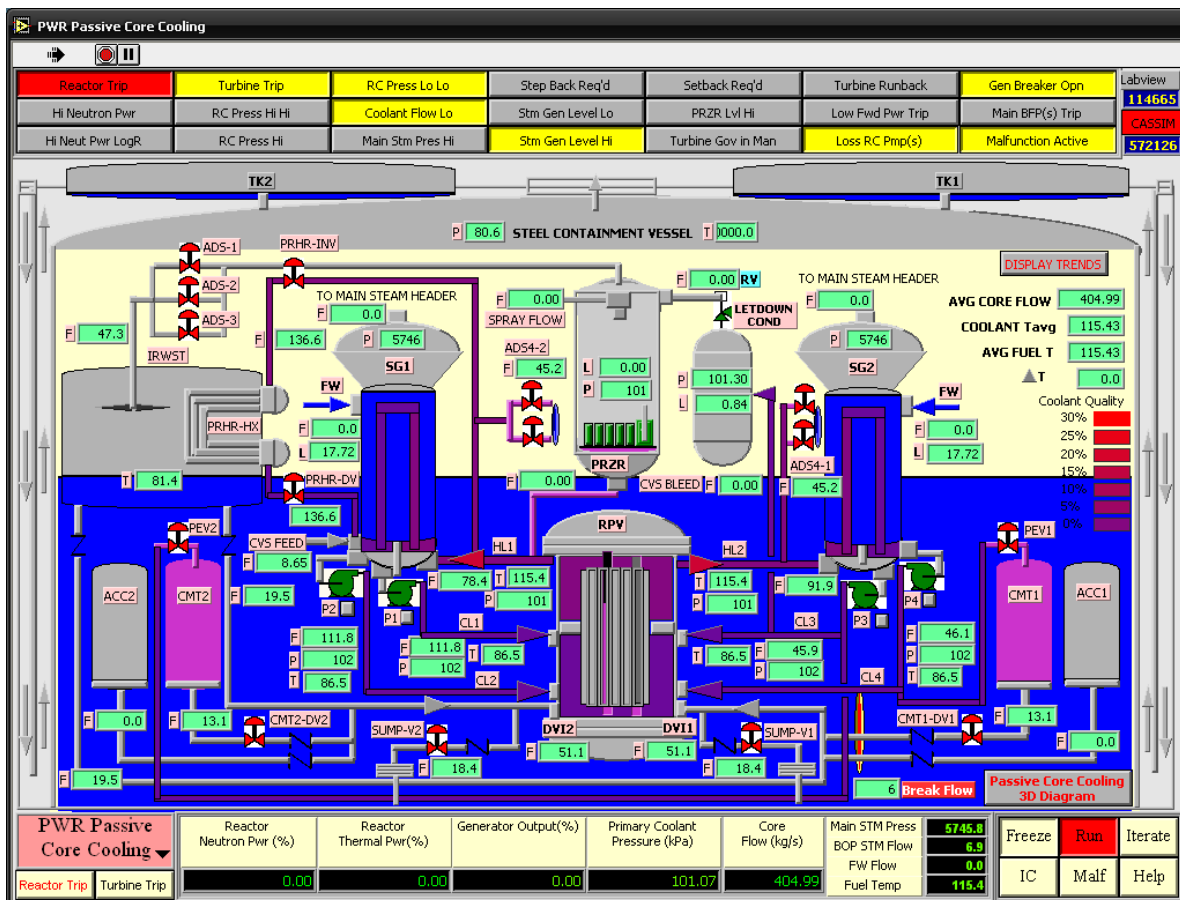


Figura 34 Sistema de enfriamiento pasivo de seguridad del núcleo 16 (15.89) horas después de que ocurrió el LOCA.

(Recuperado del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

En la Figura 34 se muestra la última captura de pantalla de la simulación en un instante en el cual ha llegado un momento de estabilización de la refrigeración en la contención, por lo que se deja de correr la simulación por más tiempo, debido a que ya no ocurren cambios sustanciales dentro de la misma simulación.

La Tabla 3 contiene los valores de variables importantes en el análisis del sistema de refrigeración.

Nota. Se describen las distintas etapas:

- Etapa A: CMT en servicio
- Etapa B: ACC en servicio
- Etapa C: RC comienza a despresurizar
- Etapa D: IRWST en servicio
- Etapa E: Recirculación del sumidero
- Etapa F: 5 horas después del LOCA
- Etapa G: 7 horas después del LOCA
- Etapa I: 10 horas después del LOCA
- Etapa H: 16 ($\cong 15.89$) horas después del LOCA

Tabla 3. Valores de las principales variables del análisis sistema de refrigeración del núcleo.

Etapas de inyección	A	B	C	D	E	F	G	I	H
Tiempo transcurrido después de la ruptura [s]	46.34	69.9	323.6	505.4	8766	18000	25200	36000	57212
Potencia del reactor [%]	0.7	0.3	0	0	0	0	0	0	0
Potencia de la turbina [%]	75.3	0	0	0	0	0	0	0	0

Potencia térmica del reactor [%]	8.4	6.75	3.2	2.48	0.11	0	0	0	0
Flujo de ruptura [kg/s]	411	345	214	83	22	16	7	6	6
Flujo de inyección total [kg/s]	108.9	413.8	373	160.4	137.8	110.6	95	94.1	92.2
Flujo del núcleo [kg/s]	9344.8	5098.8	280.8	312	407.46	396	397.6	398.4	404.99
Tavg [°C]	271.2	247.78	263.5	227.2	120.9	125	119.6	117.2	115.43
Temperatura de combustible [°C]	286.6	259.33	263.9	223.4	121	125	119.6	117.2	115.43
Nivel PRZR [m]	2.19	0	0	0	0	0	0	0	0
Presión PRZR [kPa]	12,724	5194	886	260.9	108	104	101	101	101
Presión del refrigerante en la pierna fría [kPa]	12,638	4378	816	190	109	105	102	102	102
Presión de la contención [kPa]	104.8	108.8	111.6	107.9	103.7	94.7	91.7	87.9	80.6
Temperatura de la contención [°C]	41.4	43.2	55.4	63.2	100.9	***	***	***	***
Temperatura del tanque del IRWST [°C]	25	25.3	26.6	28.1	71.6	109.7	88.4	82.6	81.4

Nota: Valores obtenidos del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies.

4.9 Discusión sobre la efectividad de los sistemas pasivos

El escenario simulado demuestra que los sistemas pasivos del AP-1000 responden eficazmente a un LOCA sin necesidad de sistemas activos. Estos garantizan el enfriamiento del núcleo, la extracción del calor residual y la estabilidad a largo plazo.

No obstante, es importante reconocer que la dependencia de la gravedad y la cir-

culación natural pueden limitar la flexibilidad operativa frente a escenarios más complejos.

4.10 Conclusiones parciales del escenario analizado

- Los sistemas pasivos del AP-1000 aseguran el enfriamiento del núcleo en un LOCA de gran magnitud.
- La secuencia temporal muestra cómo cada sistema actúa en el momento preciso para mantener la integridad del reactor.
- El análisis confirma que, tras 16 horas, la temperatura del núcleo y del combustible se reducen a niveles seguros, validando el diseño de seguridad del reactor.

CAPÍTULO 5

Comparación del comportamiento del reactor AP-1000 frente a accidentes tipo LOCA con otros reactores avanzados

En este capítulo vamos a hacer una comparación entre varios reactores avanzados, tales como APR1400, EPR, VVER-1200 y CAP1400 contra el reactor AP-1000. Comenzaremos con el reactor APR 1400, donde nuestro análisis se hará más profundo con este reactor. Por lo tanto, antes de comenzar a compararlos, hablaremos un poco del reactor APR1400.

5.1 El reactor APR1400

El APR1400 es un reactor nuclear de tipo PWR desarrollado por la compañía KEPCO. Introduce mejoras significativas en términos de seguridad, rendimiento, tiempos de construcción y costos económicos, con respecto a predecesor, OPR1000 (KEPCO, 2013). En la Figura 35 podemos ver esquema general de la planta de este reactor

El APR1400 tiene una capacidad de generación térmica de 3983 MWth y una capacidad de generación eléctrica de 1400 MWe. Utiliza agua tanto como moderador como refrigerante, y su vida útil está diseñada para 60 años.

Su sistema de seguridad compuesto por cuatro trenes conectados a la vasija del reactor, los cuales permiten la inyección de refrigerante en caso de emergencia. En la Figura 36 se puede ver el esquema el sistema de seguridad de este reactor.

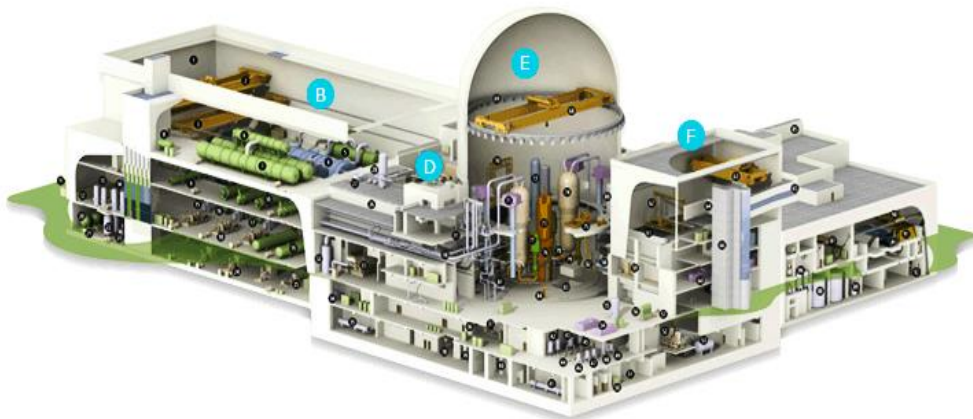


Figura 35 Reactor APR1400

(Recuperado de KEPCO, por KHNP)

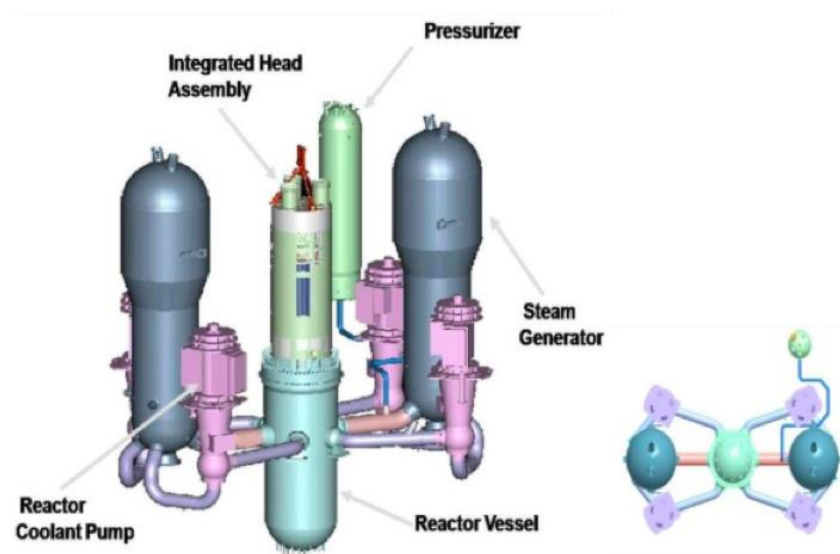


Figura 36 Configuración del sistema de refrigeración del reactor APR1400

(Recuperado de ARIS, por OIEA)

Para el reactor APR1400 se tomó un informe de una simulación que se realizó (Muhammad Zubair, 2021), se logra a través de Flownex.

El SIS está compuesto de cuatro trenes, como anteriormente se mencionó. Estos trenes están conectados directamente al DVI. Su rol principal cuando ocurre un LOCA es rellenar con refrigerante al núcleo del reactor a través de DVI. En la Figura 37 se puede ver el esquema de SIS con sus cuatro trenes y sus respectivos SIT y SIP.

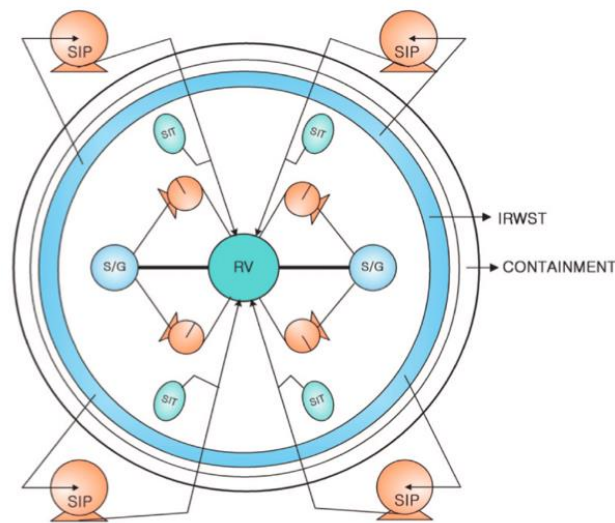


Figura 37 SIS de APR1400 donde se pueden ver los trenes que inyectan directamente al núcleo

(Recuperado de Progress in Nuclear Energy, por ScienceDirect)

En esta simulación se logra ver lo que ocurriría hasta en los primeros 10 [s]. Es necesario hacer una aclaración que en esta simulación, se logran datos de diferentes tamaños de ruptura en una pierna fría (como en el caso de la simulación del AP1000). Los diferentes tamaños son: 100 [mm], 105 [mm], 110 [mm], 115 [mm], 120 [mm], 125 [mm], 130 [mm], 135 [mm], 140 [mm], 145 [mm], 150 [mm]. Todas estas medidas nos darán un bosquejo de cómo van variando las diferentes variables que son de nuestro interés: temperatura, presión, el flujo en el núcleo, flujo de la ruptura.

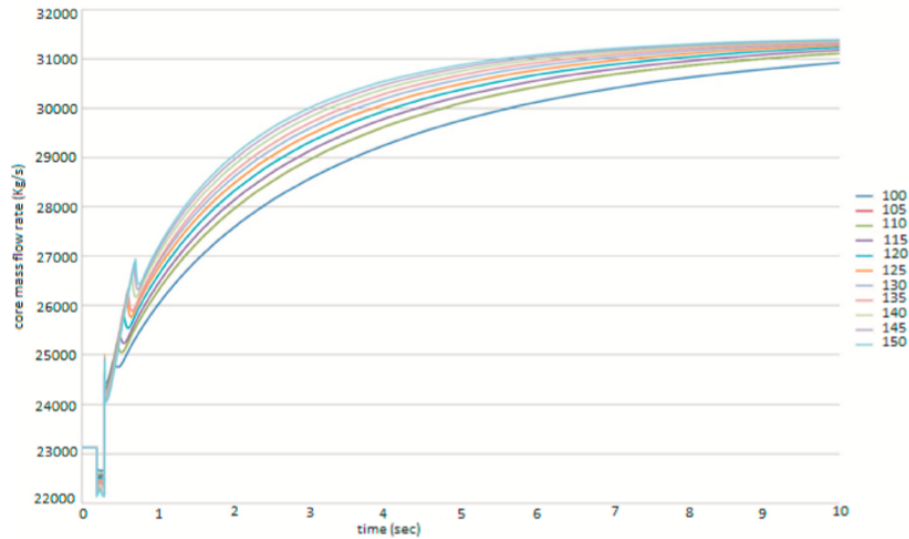


Figura 38 Comportamiento de flujo en el núcleo del reactor APR1400

(Recuperado de Progress in Nuclear Energy, por ScienceDirect)

En la Figura 38 podemos ver que al inicio de la simulación es $t_0=0$ [s] con un flujo inicial en el núcleo del reactor $f_c=23,000$ [kg/s]. En el tiempo $t_1=0.2$ [s] se inserta el LOCA al romperse una pierna fría. En el tiempo $t_2=0.3$ [s] el SIS entra en funcionamiento. En la figura 38 podemos ver aproximadamente que en el tiempo t_1 que se inserta el LOCA como decae el flujo, sin embargo, el tiempo t_2 cuando el SIS entra en funcionamiento comienza a rellenar el núcleo para alimentarlo de refrigerante. En la figura 39 se puede ver como es el comportamiento del SIS para alimentar de refrigerante al núcleo del reactor.

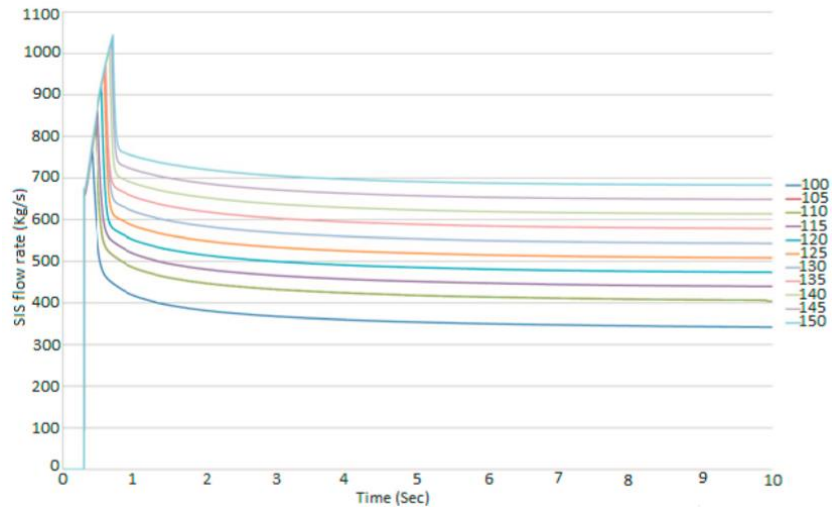


Figura 39 Comportamiento de flujo de SIS hacia el núcleo del reactor APR1400

(Recuperado de Progress in Nuclear Energy, por ScienceDirect)

Es interesante poder ver como el tamaño de la ruptura en la pierna fría hace variar el flujo en el SIS, principalmente se ve más la variación en el flujo de SIS como lo muestra la Figura 39. Del tamaño 100 [mm] con un flujo aproximado de 700 [kg/s], al del tamaño 150 [mm] con un flujo aproximado de 300 [kg/s]; viendo una significativa diferencia de flujos entre los dos extremos de tamaños de ruptura.

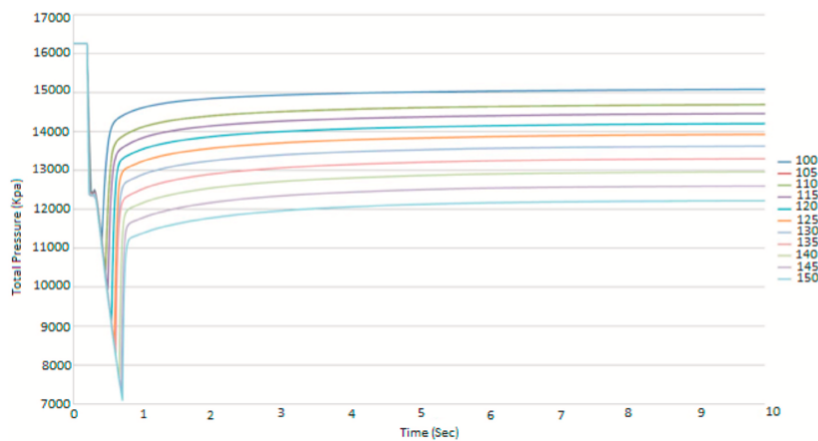


Figura 40 Comportamiento de la presión en el núcleo del reactor APR1400

(Recuperado de Progress in Nuclear Energy, por ScienceDirect)

En esta simulación (ver Figura 40) la presión del núcleo del reactor inicia con una presión aproximada de 16,000 [kPa]. En el tiempo t_1 la presión cae entre 12,000 [kPa] y 13,000 [kPa] por el mismo LOCA. Cuando se llega al tiempo t_2 la presión se comienza a recuperar por el inicio de funcionamiento del SIS.

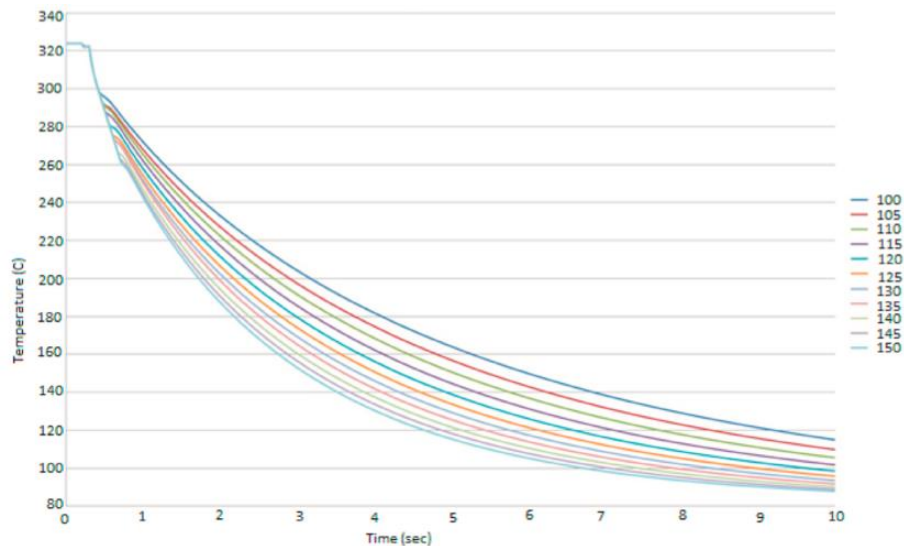


Figura 41 Comportamiento de la temperatura en el núcleo del reactor APR1400

(Recuperado de Progress in Nuclear Energy, por ScienceDirect)

En la Figura 41 podemos ver como la temperatura con una temperatura inicial 320 [°C] va disminuyendo después de que entra en actuación el SIS, así podemos ver como varía la temperatura dependiendo el tamaño de la ruptura, no siendo tan marcada la diferencia entre los diferentes tamaños de ruptura. Al final de los 10 segundos la temperatura llega aproximadamente de 100 [°C] de los diferentes ta-

maños de ruptura. Con esto podemos ver claramente como el SIS está cumpliendo con su función de reducir su temperatura ante un LOCA.

Después de analizar esta información acerca del ECCS del APR1400 podemos ver que su sistema de seguridad es efectivo, reducir los riesgos ante un LOCA. Es necesario mencionar que no se realizó un análisis más detallado porque no es el objetivo de esta tesis y tampoco no se cuenta con un software especializado en APR1400, tomando solo documentos donde se realiza dicha simulación y se presentan los resultados (ScienceDirect, 2021).

Ahora analizaremos más a profundidad el sistema de enfriamiento del reactor AP1000 más detallado (en el capítulo 4 se comienza a describir como va actuando el sistema), así realizar una mejor comparación.

5.2 Sistema de Enfriamiento de Núcleo Pasivo del reactor AP1000 (recuento)

El primer componente del sistema de enfriamiento que entra en acción tras un LOCA es el CMT, que comienza a operar en 46.34 segundos. El CMT inyecta refrigerante al núcleo del reactor para mantener su enfriamiento.

Asimismo, el PRHR ubicado dentro del IRWST, inicia su funcionamiento cuando se abren las válvulas del PRHR. Esto permite la circulación natural del refrigerante desde la pierna caliente del núcleo hasta el IRWST, comenzando así el proceso de remoción del calor del núcleo.

El ACC entra en funcionamiento cuando la presión del sistema cae por debajo de la presión de operación de los ACC, comenzando a inyectar agua borada al núcleo

del reactor para continuar con su enfriamiento. Este evento se inicia a los 69.9 segundos.

Por otro lado, el PRHR sigue con su tarea de remover el calor residual del núcleo, lo que provoca que el agua dentro del IRWST comience a hervir, transformándose en vapor.

El proceso de despresurización se lleva a cabo mediante los cuatro bloques de válvulas ADS. Este proceso comienza con la apertura del ADS-1 aproximadamente 323.6 segundos después de un LOCA.

El ADS-2 se abrirá 80 segundos después de la apertura del ADS-1, mientras que el ADS-3 lo hará 80 segundos después de la apertura del ADS-2. Finalmente, el ADS-4 se abrirá cuando la presión del sistema caiga por debajo de la presión del líquido en el IRWST. Este último bloque también despresuriza el sistema, al igual que los bloques anteriores.

El IRWST no solo alberga el PRHR, que provoca que el agua dentro de él hierva y se transforme en vapor, sino que también juega un papel en la inyección de agua al núcleo del reactor. El vapor generado en el IRWST se dirige hacia la contención del reactor, donde se condensa para luego ser reenviado al IRWST, removiendo el calor hacia el exterior. Una vez condensada, el agua se envía nuevamente al núcleo del reactor para continuar con el proceso de enfriamiento.

El proceso de inyección de refrigerante al núcleo comienza 505.4 segundos después de que se inicia el LOCA.

Un último elemento que inyecta refrigerante al núcleo del reactor es el sumidero que se encuentra al fondo de la contención, el cual recolecta el agua que cae de la contención para así dirigirlo hacia el núcleo. Este proceso comienza a los 8766 [s] después de comienza el LOCA.

Como se ha mencionado, el CMT, ACC, IRWST y el sumidero inyectan refrigerante al núcleo del reactor, lo que permite que, con el paso del tiempo, se reduzca la temperatura del núcleo.

5.3 Sistema de Contención Pasiva de AP1000

Esta vasija hecha de acero se encuentra dentro de una estructura de concreto. La vasija en su interior se encuentra localizada el reactor AP1000. Cuando ocurre un LOCA esta vasija de acero cuenta con sistema de contención pasiva (PCS) que ayuda a reducir la temperatura en conjunto con PXS.

El PXS inicia su funcionamiento cuando el bloque ADS-4 abre sus válvulas para despresurizar el sistema hacia el PCS, liberando el vapor que contiene el calor residual del reactor. Este vapor se dirige hacia el domo de la contención, donde al entrar en contacto con las paredes de la contención, el vapor se condensa.

El agua condensada es redirigida hacia el IRWST y el sumidero del PCS. El calor residual que el vapor contenía antes de ser condensado se transfiere a través de las paredes de la contención y se libera hacia el exterior, lo que permite que el PXS cumpla con su función principal: liberar el calor residual hacia el exterior.

Fuera de la contención, en la estructura de concreto, se encuentran dos tanques que contienen agua. Esta agua es utilizada para ayudar al enfriamiento de la contención.

Cuando ocurre un LOCA, el sistema PXS continúa eliminando el calor residual, como hemos visto, a través del vapor. Este vapor se libera dentro de la contención, ocupando espacio y contribuyendo al aumento de la temperatura de la contención. Para reducir esta temperatura, los tanques ubicados en la parte superior de la contención comienzan a verter agua sobre ella, ayudando a enfriarla. Como resultado, el enfriamiento de la contención mejora la efectividad del vapor al entrar

en contacto con las paredes de la contención, lo que facilita la condensación del vapor.

El proceso de drenado de agua hacia la contención inicia a las 6 horas que ocurre el LOCA, este proceso se lleva cabo hasta 72 horas de que ocurrió el LOCA. Se llega hasta este tiempo porque es el tiempo que los tanques terminan de drenar totalmente el agua que contienen sobre la contención, para así después sea necesario volver a rellenar dichos tanques a través de un operador (Westinghouse, 2021).

5.4 Curvas de temperatura de núcleo y presión en contención a través del tiempo

Con la simulación logramos obtener datos interesantes para visualizar como el sistema de refrigeración ayuda a ir reduciendo tanto la presión en la contención, como la temperatura en el núcleo. Con estas gráficas nos podremos dar cuenta la efectividad del sistema de refrigeración. Así mismo es necesario mencionar que por la inestabilidad del programa en la computadora, solo permitió correr el programa hasta 52200 [s] (14.5 [h]). Ahora veremos las gráficas.

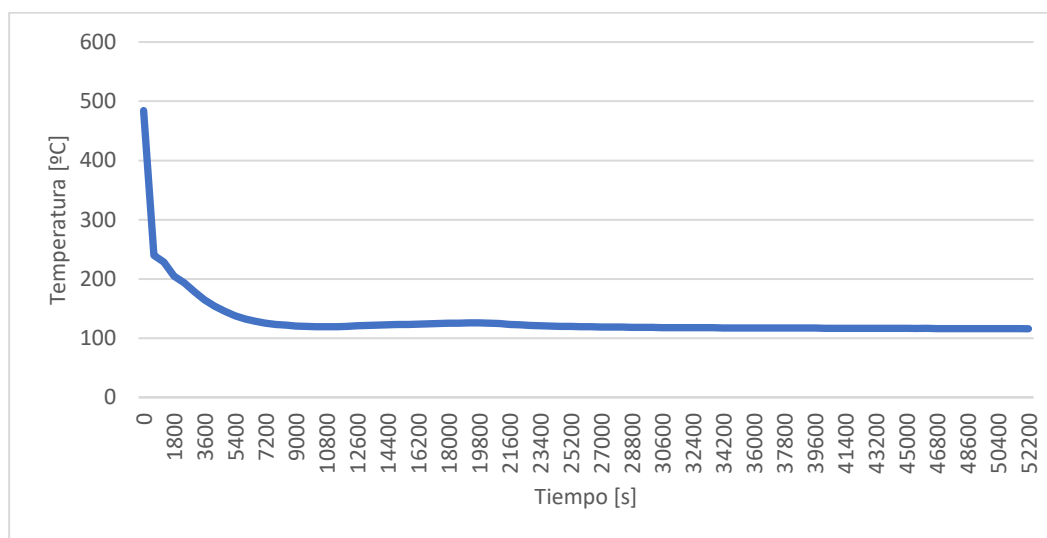


Figura 42 Datos de la temperatura del núcleo como van variando después de que entra en funcionamiento el PXS

(Recuperado de valores obtenidos del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

Algo interesante que se puede observar en la gráfica es que, aproximadamente media hora después de que ocurre el LOCA, la temperatura del núcleo se reduce drásticamente. Esto muestra cómo el PXS cumple efectivamente con su función durante esa primera media hora.

Entre los 30 minutos y las 2.5 horas, la temperatura sigue disminuyendo, pero de manera más paulatina. Después de las 2.5 horas, la temperatura varía levemente, es decir, la reducción de la temperatura se vuelve mínima.

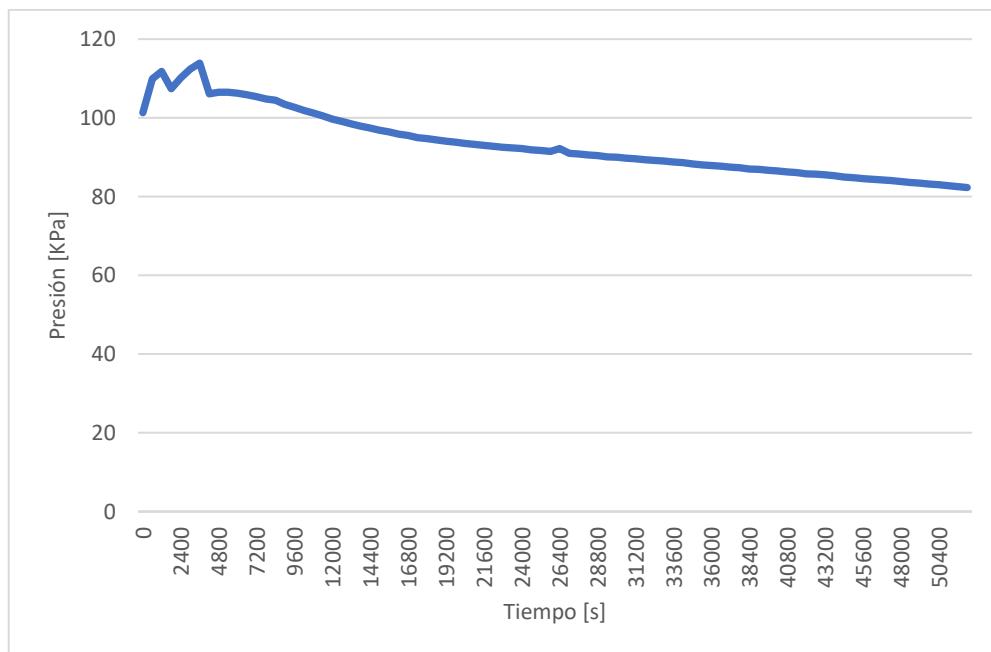


Figura 43 Datos de la presión de la contención como van variando después de que entra en funcionamiento el PCS

(Recuperado de valores obtenidos del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies)

En esta gráfica se puede ver que antes del LOCA la presión se mantiene 101.9 [KPa], después comienza a incrementarse la presión hasta llegar a su máxima presión de 113.9 [KPa] después de una hora. Pasando ese tiempo la presión se reduce paulatinamente. Todo esto logrando gracias al sistema de seguridad PCS que al pasar el tiempo sigue liberando calor hacia el exterior, y el vapor de agua continúa condensándose, por consecuencia reducir la presión.

Tabla 4. Recopilación de tiempos de acción de los elementos de PXS cuando ocurre un el LOCA.

Elemento del sistema pasivo	Tiempo de respuesta [s]
CMTs	46.34
ACC	69.9
ADS-1	324.8
ADS-2	410.2
ADS-3	495.1
IRWST	505.4
ADS4	902.1
CS	8766.7

Nota: Valores obtenidos del simulador AP-600, por Cassiopeia Technologies

En esta Tabla 4 para una mayor comodidad se recolectan los tiempos en los que comienzan a actuar los principales elementos de PXS, donde se han ordenado de

menor a mayor tiempo respecto su momento que comienzan a actuar en el inicio de un LOCA. El primer elemento en actuar es CMTs y el último en actuar es CS.

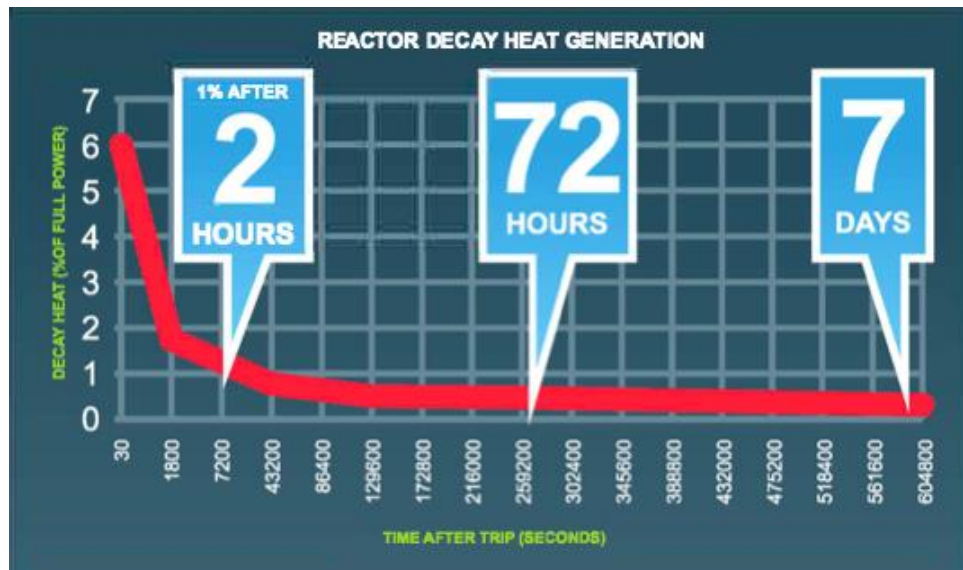


Figura 44 Curva de calor de decaimiento después de siete días

(Recuperado de AP1000 Plant, por Westinghouse)

Para una mejor comprensión del comportamiento térmico a lo largo del tiempo, la Figura 3 muestra lo que ocurre después de siete días. Se observa que el calor en el núcleo continúa reduciéndose y liberándose gracias al funcionamiento del PXS.

En la Figura 44, el calor de decaimiento se expresa en porcentaje con respecto a la potencia total del reactor (Westinghouse, 2021).

El simulador solo permite aproximadamente que obtengamos valores de variables importantes en el reactor como la temperatura del núcleo o la presión de la contención que hemos estado analizando hasta aproximadamente 16 horas. Después de ese tiempo el simulador comienza a desestabilizarse y se cierra. De esta forma

la Figura 44 nos ayuda a comprender de una mejor manera como actúa el PXS y PCS cuando se ha llegado a siete días.

5.5 Comparación entre reactor AP1000 y APR1400

Hemos analizado cómo se comportan los dos sistemas de seguridad de los reactores, ahora daremos unos datos comparativos para poder ver sus diferencias y sus similitudes que tienen los dos reactores ante un LOCA.

A continuación, visualizaremos en la Tabla 5 diferentes características de seguridad de los dos reactores:

Tabla 5. Comparación de sistemas de seguridad de los reactores AP1000 y APR1400

Característica	AP1000	APR1400
Sistema pasivo	Primordial (PXS, PCS)	Limitada
Seguridad activa	Secundaria	Primordial (redundancia activa)
Parada del reactor	Pasiva	Activo
Inyección al núcleo	Pasiva	Activo/Pasiva (50% / 25%)
Eliminación de calor de decaimiento	Pasiva	Activa
Suministración de energía AC de emergencia	N/A	Activa
Capacidad de potencia DC	72 horas	(2,800AH/2h) (4,200AH/8h)
Tiempo límite de acción del operador posterior al accidente	72 horas	0.5 horas

Respuesta a LOCA	Sistemas pasivos activados por gravedad	Sistemas activos con respaldo pasivo
Diseño sísmico	0.3g	0.3g
Intervención humana	Mínima	Moderada

Nota. Datos recuperados de ARIS, por OIEA.

Se observa que el AP1000 tiene una mayor dependencia de sistemas pasivos, mientras que el APR1400 tiende a depender más de sistemas activos.

En la misma tabla se puede ver que el reactor AP1000 requiere lo que es la mínima intervención humana. En este reactor, después de un accidente severo, el operador solo entra en funcionamiento después de 72 horas. En cambio, en el APR1400, es necesario que el operador intervenga después de 30 minutos.

Tanto el APR1400 y AP1000 cuentan con DVI que cuando ocurre un LOCA son alimentados con refrigerante. A continuación, vemos como son inyectados los respectivos reactores:

- Reactor AP1000: ACC, CMTs, IRWST y CS.
- Reactor APR1400: SIS (cuatro trenes) y IRWST.

Es necesario mencionar que los dos reactores cuentan con un sistema para refrigerar la contención, así como mantener la temperatura y la presión que contiene a NSSS:

- Reactor AP1000: PCCS.
- Reactor APR1400: CSS y ECSBS.

La CSS ayuda a mantener la temperatura y la presión dentro de los límites de seguridad ante un posible accidente. El ECSBS es auxiliar de CSS y está diseñado

principalmente para mantener la integridad de la contención y para contener la liberación de productos de fisión en caso de ser necesario. En la Figura 45 podemos ver un esquema de dichos elementos.

Después de que ocurre o ocurriera un LOCA o cualquier accidente y este elemento de seguridad comenzará a funcionar después de 24 horas del percance, para mantener la presión y temperatura de forma estable (OECD, 2018).

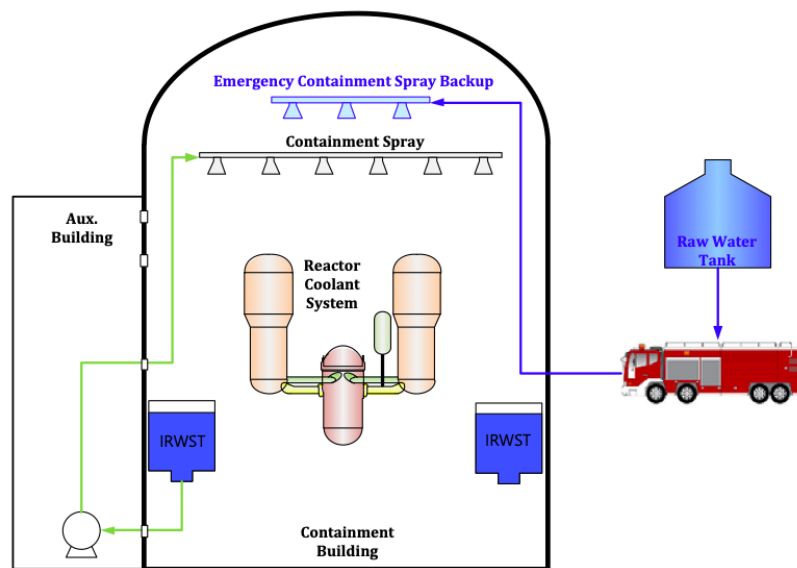


Figura 45 Esquema de ECSBS y CSS

(Recuperado de Technical report TR-APR1400-01, por OECD)

Como hasta ahora hemos visto estos dos reactores del tipo PWR, tienen ciertas similitudes en sus sistemas de seguridad para la mitigación de un LOCA. El APR1400 cuenta con un sistema de seguridad híbrido (pasivo y activo) y el AP1000 con sistema de seguridad pasivo (primordialmente). Por lo que se puede ver que el reactor AP1000 tiene menos dependencia a la acción humana, a comparación del reactor APR1400.

La entrada en acción de sus elementos de seguridad del reactor APR1400 después de un LOCA entran más rápido en funcionamiento en comparación del reactor AP1000.

Tabla 6. Actuación de ECCS del APR1400 ante un LOCA.

Elemento del ECCS del APR1400	Tiempo [s]
SIS	3
CSS	27
ADS	30 a 60
PCCS	60 a 120
ECSBS	86400

Nota. Datos recuperados de KNS y Technical report TR-APR1400-01 por NRC y OECD.

En la Tabla 6 se pudo ver el comportamiento del SIS como después de los 3 segundos que ocurre el LOCA comienza a actuar dentro del núcleo del reactor APR1400 para comenzar a inyectar al núcleo de refrigerante, y poder reducir la temperatura y presión significativamente en los primeros 10 [s]. La reducción de la presión, temperatura la podemos visualizar en la figura 7 y figura 8 respectivamente.

En cuanto al reactor AP1000 podemos ver que la temperatura, la presión en la Figura 42 y Figura 43 respectivamente, estas dos variables se reducen más lentamente a comparación del reactor APR1400.

Es interesante poder analizar estos dos reactores avanzados del tipo PWR, que tienen diferentes características, sin embargo, cumplen con su principal y más im-

portante tarea, que es mitigar efectos negativos a causa de que se produzca un LOCA.

5.5.1 Recopilación del reactor AP1000 frente al reactor APR1400

- AP1000:
 - Refrigeración pasiva;
 - Condensación en el contenedor;
 - Funciona sin electricidad durante 72 horas.

- APR1400:
 - Refrigeración pasiva parcial;
 - Sistema de inyección de emergencia;
 - Autonomía 30 minutos.

En cuanto dependencia eléctrica el reactor APR1400 tiene mayor dependencia. La dependencia pasiva es mayor en el reactor AP1000, lo que lo puede hacer más seguro porque no hay tanta intervención humana.

5.6 Comparación del reactor AP1000 con otros reactores respecto su sistema de seguridad

En este apartado compararemos el reactor AP1000 con otros tres reactores:

- EPR,
- VVER-1200,

- CAP1400.

Antes daremos un breve resumen general de estos reactores, después comenzaremos a compararlos con el reactor AP1000.

EPR. Es un reactor desarrollado por *Framatome and Siemens*. Un reactor operando en Francia (una unidad). Sus características principales se muestran en la Tabla 7.

Tabla 7. Algunas características del reactor EPR.

Tipo de reactor	PWR
Refrigerante del núcleo	H2O
Moderador	H2O
Diseño sísmico	0.25 [g]
Tipo de material de combustible	Oxido de Uranio (UO ₂)
Vida del reactor	60 años
Capacidad conectada a la red	1650 [MWe]
Potencia térmica del reactor	4590 [MWt]

Nota. Datos recuperados de ARIS, por IAEA.

VVER-1200. Es un diseño evolucionado del reactor VVER-1000. El reactor fue desarrollado por la Organización del Diseñador General, “Atomenergoproekt”, Organización del Diseñador General de la planta del reactor, OKB Hidropress (Podolsk), con la supervisión científica del RRC “Instituto Kurchatov”. Un reactor que opera en Rusia. Sus características principales se muestran en la Tabla 8.

Tabla 8. Algunas características del reactor VVER-1200.

Tipo de reactor	PWR
Refrigerante del núcleo	H2O
Moderador	H2O
Diseño sísmico	-
Tipo de material de combustible	Oxido de Uranio (UO ₂)
Vida del reactor	60 años
Capacidad conectada a la red	1170 [MWe]
Potencia térmica del reactor	3200 [MWt]

Nota. Datos recuperados de ARIS, por IAEA.

CAP1400. Fue diseñado por *China's nuclear R&D system and manufacturing capability*. Este reactor opera en China. Sus características principales se muestran en la Tabla 9.

Tabla 9. Algunas características del reactor CAP1400.

Tipo de reactor	PWR
Refrigerante del núcleo	H2O
Moderador	H2O
Diseño sísmico	-
Tipo de material de combustible	Oxido de Uranio (UO ₂)
Vida del reactor	60 años
Capacidad conectada a la red	1500 [MWe]
Potencia térmica del reactor	4040 [MWt]

Nota. Datos recuperados de Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, por ELSEVIER.

Estos tres reactores son reactores III+ donde su sistema de seguridad es altamente seguro, donde así mismo, pertenecen a la misma generación del reactor AP1000. En la tabla 10 veremos la comparación de diferentes características de sus sistemas de seguridad de los cuatro reactores.

Tabla 10. Comparación AP1000, EPR, VVER-1200, CAP1400.

	AP1000	EPR	VVER-1200	CAP1400
Parada del reactor	Sistema pasivo	N/A	N/A	N/A
Inyección al núcleo	Sistema pasivo	Sistema pasivo/activo	Sistema pasivo/activo	Sistema pasivo
Eliminación de calor de decaimiento	Sistema pasivo	Sistema activo	Sistema pasivo/activo	Sistema pasivo
Aislamiento de la contención	Sistema pasivo	N/A	N/A	Sistema pasivo
Capacidad de potencia de CC	72 [H]	-	-	72 [H]
Tiempo límite de acción posterior del operador	72 [H]	-	6 [H]	72 [H]

Nota. Datos recuperados de ARIS, por IAEA.

En la Tabla 10 podemos ver que esta generación los cuatro reactores hacen uso de la tecnología del sistema pasivo en sus sistemas de seguridad. Donde los reactores EPR y VVER-1200 cuentan con un sistema híbrido, combinando sistemas pasivos y activos de seguridad. En cuanto los reactores AP1000 y CAP1400 sus sistemas de seguridad son dependientes de sistemas pasivos.

Un punto muy interesante que se puede ver en la tabla es la autonomía que tienen tanto los reactores AP1000 y CAP1400 en un caso que ocurriera un accidente, como un LOCA. Su autonomía es de 72 horas sin la necesidad de la intervención humana después de que ocurriera un accidente grave. Este es un punto a favor

para estos dos reactores a comparación de los otros dos reactores restantes, sin embargo, el reactor que podría tener cierta autonomía sería el reactor VVER-1200 solo con 6 horas.

Con lo que hemos analizado hasta hora, podemos ver que los reactores AP1000 y CAP1400 tienen muchas similitudes, debiéndose principalmente al hecho que el reactor CAP1400 (ver Figura 46) sigue la filosofía del concepto pasivo y la simplificación del reactor AP1000 que son muy remarcables en ambos reactores (Mingguang Zheng, 2016).

En la Tabla 11 podremos ver como su sistema pasivo de seguridad de ambos reactores son sumamente parecidos, lo vemos a continuación.

Tabla 11. Comparación de los elementos del sistema de seguridad pasivo de los dos reactores.

	AP1000	CAP1400
CMTs	*	*
ACC	*	*
ADS-1	*	*
ADS-2	*	*
ADS-3	*	*
IRWST	*	*
ADS4	*	*
CS	*	

Nota. Datos recuperados de Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute y de ARIS, por ELSEVIER y IAEA.

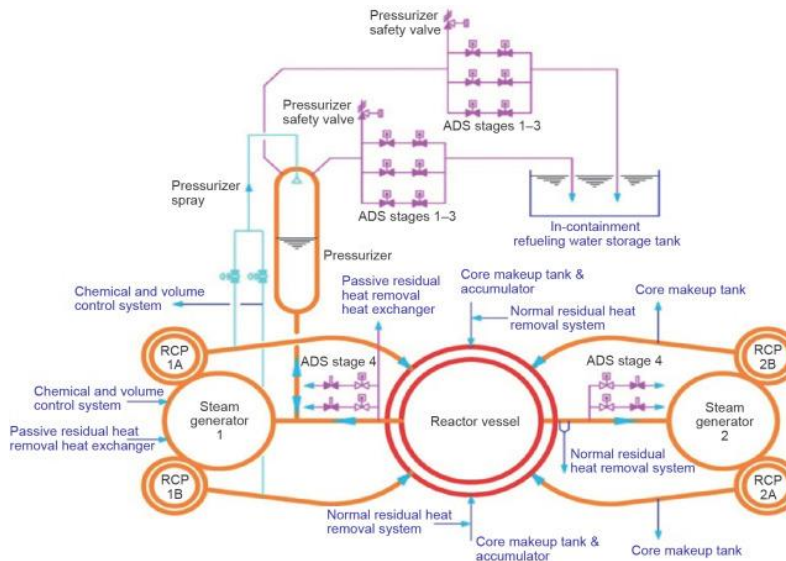


Figura 46 Esquema del sistema de refrigeración del reactor CAP1400

(Recuperado de Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, por ELSEVIER)

El análisis comparativo demuestra que estos reactores comparten características clave en sus sistemas de refrigeración, con un diseño predominantemente pasivo. Además, presentan respuestas operativas similares ante accidentes graves. Los resultados indican que los reactores de Generación III+ pueden reducir significativamente el riesgo durante un LOCA, mostrando mayor confiabilidad que generaciones anteriores. Esta mejora se atribuye principalmente a la implementación de sistemas pasivos avanzados, que garantizan la seguridad incluso en escenarios de fallo activo.

Otro aspecto relevante es que tanto el AP1000, CAP1400, EPR y el previamente analizado APR1400 comparten la presencia de un IRWST. Este componente constituye un elemento común en estos diseños de reactores, desempeñando una función crítica dentro de sus sistemas de enfriamiento. El IRWST cumple con dos funciones esenciales: el almacenamiento del refrigerante y su posterior inyección al núcleo del reactor cuando es requerido.

Otro elemento compartido entre el reactor EPR y los reactores AP1000 y CAP1400 son los ACC, los cuales, como se mencionó previamente, inyectan refrigerante directamente en el núcleo del reactor durante emergencias. La Figura 47 ilustra el sistema de inyección del EPR.

Cabe destacar que, si bien los reactores analizados presentan numerosas similitudes en su diseño, el VVER-1200 muestra algunas diferencias puntuales. No obstante, al pertenecer todos a la Generación III+, sus sistemas de refrigeración están diseñados para garantizar un desempeño adecuado incluso en caso de un accidente grave.

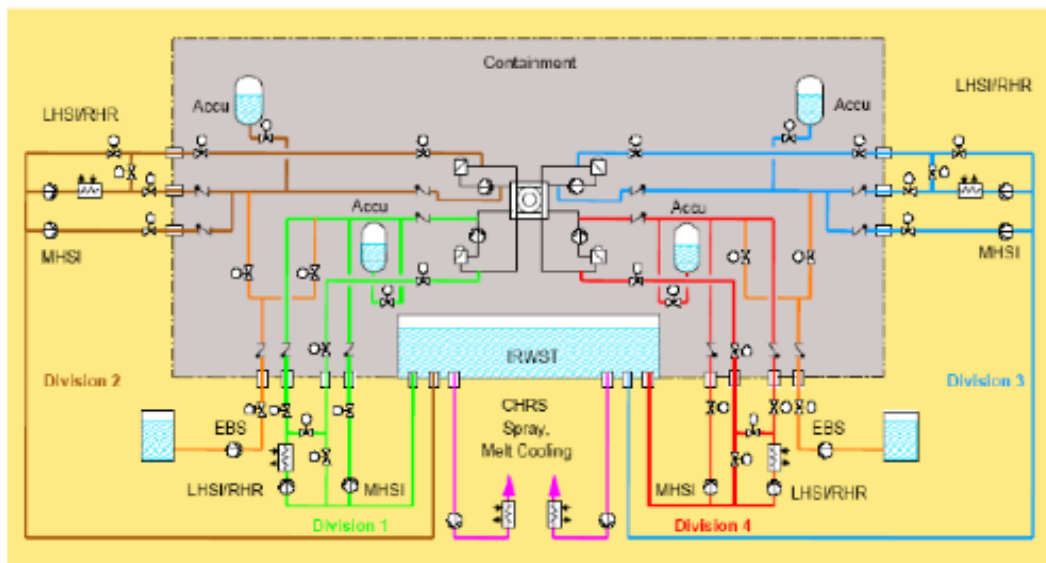


Figura 47 Diagrama del SIS del reactor EPR

(Recuperado de ARIS, por IAEA)

Con lo anteriormente visto se acabará con una recopilación de las diferentes características frente a un LOCA de los diferentes reactores (EPR, VVER-1200 y CAP1400) frente al AP1000.

5.6.1 Recopilación del reactor AP1000 frente al reactor VVER-1200

- AP1000:
 - Refrigeración pasiva;
 - Condensación en el contenedor;
 - Funciona sin electricidad durante 72 horas.

- VVER-1200:
 - Refrigeración híbrida;
 - Contención de acero;
 - Mayor redundancia con sistemas activos, pero mayor dependencia de energía eléctrica.

Podemos ver que el reactor AP1000 en cuanto a dependencia eléctrica es mínima a comparación del reactor VVER-1200. Respecto a la dependencia de la actuación de la intervención humana es menor en el reactor AP1000.

5.6.2 Recopilación del reactor AP1000 frente al reactor EPR

- AP1000:
 - Refrigeración pasiva;
 - Condensación en el contenedor;
 - Funciona sin electricidad durante 72 horas.

- EPR:
 - Refrigeración activa redundante;
 - Autonomía por 24 horas;
 - Contención doble.

Respecto a estos reactores el reactor AP1000 cuenta con mejor autonomía a comparación del reactor EPR. En cuanto a potencia es mayor la potencia que genera el reactor EPR a comparación del reactor AP1000.

5.6.3 Recopilación del reactor AP1000 frente al reactor CAP1400

- AP1000:
 - Refrigeración pasiva;
 - Condensación en el contenedor;
 - Funciona sin electricidad durante 72 horas.

- CAP1400:
 - Refrigeración pasiva reforzada;
 - Contención más grande;
 - Autonomía de 72 horas.

El reactor como lo hemos visto, el reactor CAP1400 está basado principalmente en el mismo reactor AP1000, para así mejorar las características del reactor CAP1400 a comparación del reactor AP1000. La potencia generada del reactor CAP1400 es mayor al reactor AP1000.

Conclusiones

Con lo analizado hasta ahora se puede verificar el excelente desempeño que tiene el sistema de seguridad pasiva del reactor AP600, porque mediante la simulación del reactor se obtienen excelentes resultados para remover el calor residual del núcleo del mismo reactor después del LOCA. Ahora, las condiciones iniciales del reactor, la temperatura del combustible era 484.27 [°C] y la temperatura del refrigerante era de 297.59 [°C]. Después de haber insertado la ruptura de la pierna N°4 el refrigerante se comienza a perder, lo que provoca que la temperatura del núcleo se incremente, esto puede verse claramente que en el tiempo 14.5 [s] después de haber insertado la ruptura la temperatura del combustible alcanza su máxima temperatura que es de 485.25 [°C], y para la temperatura máxima del refrigerante es 297.74 [°C] a los 10.2 [s].

Llegando a los aproximadamente 46 [s], antes de este tiempo entra en funcionamiento el primer componente del sistema de seguridad pasiva, el CMT para agregar nuevo refrigerante al núcleo, la temperatura aproximadamente en este tiempo tanto del combustible como del refrigerante que estaba circulando antes es de 286.6 [°C] y 271.2 [°C] respectivamente. Ahora en adelante con la simulación completa que pudimos analizar con detalle en el capítulo 4, podemos verificar que el sistema de seguridad pasiva cumple con su papel de remover el calor del núcleo para mantener la seguridad del reactor integra.

Los resultados de la presente tesis muestran el gran potencial que podría representar una central nuclear, como el reactor AP-1000, el cual constituye una fuente de energía mucho más amigable con el medio ambiente en comparación con otras fuentes de energía convencionales. Esto se debe a que, por su naturaleza, un reactor nuclear no emite gases de efecto invernadero en su producción de energía eléctrica.

Uno de los principales argumentos en contra de los reactores nucleares es la gestión de los residuos radiactivos y los accidentes del pasado, factores que han contribuido a generar una imagen negativa de la energía nuclear. Sin embargo, la realidad es que los residuos se encuentran bajo un estricto control, con un seguimiento preciso de su ubicación y almacenamiento seguro en depósitos geológicos diseñados para minimizar cualquier riesgo.

En cuanto a los accidentes históricos (Chernóbil, Fukushima), los reactores modernos ofrecen estándares de seguridad significativamente más avanzados. En esta tesis se muestra que la ayuda de los sistemas de seguridad del AP-1000, este reactor podría reducir los riesgos de un accidente mayor cuando ocurre un LOCA porque son capaces de mitigar de manera efectiva accidentes severos, lo cual refuerza la necesidad de una mayor inversión en dicha tecnología.

La comprensión detallada del reactor AP-1000, se logró gracias a la simulación que se realizó a través del simulador AP-600, simulador que es de carácter académico, que podría parecer limitado, sin embargo, presenta una gran exactitud respecto a lo que se podría presentarse en la realidad. El análisis que hasta ahora se ha hecho desde el simulador AP-600 para la mejor comprensión de los sistemas pasivos de seguridad del reactor AP-1000 ante un LOCA (ruptura en cizalla de la pierna fría N° 4) que quedo plasmado en el capítulo 4, donde se obtuvieron resultados satisfactorios, por su contundente respuesta ante dicho accidente.

Se pudo apreciar que los diferentes elementos del sistema una vez comenzado el LOCA, inician a funcionar como fue el caso primeramente por parte del CMT y las válvulas del PHWR, después los ACC, después el IRWST, y para concluir el ciclo con la recirculación del sumidero, para cumplir con el objetivo principal, que es el de extraer el calor del núcleo para así evitar accidentes de mayor trascendencia.

Se mostró que los sistemas pasivos con los que cuentan estas generaciones de reactores (generación III+) brinda una mejor garantía con referencia a la seguridad que un sistema activo de generaciones anteriores, debiéndose principalmente a la

diferencia de temperatura, cambios de densidad, fuerza de gravedad, entre otros fenómenos naturales que actúan en este sistema.

Se realizaron comparaciones con otros reactores, tales como APR1400, EPR, VVER-1200 y CAP1400, siendo estos reactores de generación III+ al igual que el reactor AP1000; teniendo un sistema de seguridad muy parecido, porque en su mayoría estos reactores cuentan con sistema pasivo de seguridad (mientras que EPR cuenta con sistemas activos redundantes). Sin embargo, por lo analizado anteriormente al ser estos reactores de esta generación, reaccionan de una forma muy adecuada ante un accidente grave, debiéndose también a sus sistemas pasivos de seguridad, o ya sea por sus sistemas redundantes activos de seguridad.

El reactor CAP1400, se puede decir que es el reactor con más similitudes al AP1000, por tener la misma filosofía: dependencia de sistemas pasivos. Solo que el reactor CAP1400 es reactor mucho más compacto que el AP1000, permitiendo que sea igual de seguro.

Con todo lo mencionado anteriormente, se puede mostrar que el uso de reactores como el AP-1000 ofrecen elevados niveles de seguridad, confiabilidad y garantiza un abastecimiento de energía eléctrica más eficiente, cuya demanda en nuestra sociedad crece constantemente. Aunque la inversión inicial puede ser considerablemente alta, a largo plazo resulta mucho más económica y, sobre todo, contribuye a un desarrollo energético sostenible y seguro.

Referencias bibliográficas

ARIS (2011). *Status report 81 – Advanced Passive PWR (AP 1000)*. Recuperado el 16 de marzo de 2020, de <https://aris.iaea.org/PDF/AP1000.pdf>.

Blojintsev D.I. (s.f). *Construcción y explotación de la primera central nuclear. Evocación de algunos problemas y soluciones*. Recuperado el 7 de diciembre de 2021: https://www.iaea.org/sites/default/files/16304700712_es.pdf

Cassiopeia Technologies Inc. (2011). *Advanced Pressurized Water Reactor Simulator*.

CISION (2018). *Sanmen 1, la primera planta AP1000® de Westinghouse inicia su operación comercial*. Recuperado el 16 de marzo de 2020, de: <https://www.prnewswire.com/news-releases/sanmen-1-la-primera-planta-ap1000-de-westinghouse-inicia-su-operación-comercial-871360934.html>

Cubillos F. (2004). *Simuladores de procesos*. Recuperado el 8 de febrero de 2022: https://www.labcontrol.cl/sites/labcontrol/files/msp_simuladores.pdf

Fernández P. (2015). *Historia de la evolución técnica de los reactores nucleares de agua a presión*. Recuperado el 8 de diciembre de 2021: https://gredos.usal.es/bitstream/handle/10366/132371/Historia_de_la_evolucion_tecnica_de_los_.pdf?sequence=1&isAllowed=y

FIB (s.f.). *Simulación*. Recuperado el 8 de febrero de 2022: <https://www.fib.upc.edu/retro-informatica/avui/simulacio.html>

IAEA (1968). *Power Reactor of the World, IAEA Bulletin*

IAEA (2024). *Overview EPR*. Recuperado el 18 de abril de 2025:
<https://aris.iaea.org/DsrDetails/10/>

IAEA (2024). *Overview VVER-1200*. Recuperado el 18 de abril de 2025:
<https://aris.iaea.org/DsrDetails/27/>

----- (1998). *Selection, specification, design and use of various nuclear power plant training simulators*. Recuperado el 12 de febrero de 2022: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_995_prn.pdf

INIS (2005). *AP1000, Una central nuclear de diseño avanzado*. Recuperado el 20 de diciembre de 2021:
https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/36/073/36073989.pdf?r=1&r=1

Instituto de Protección Radiológica Ingeniería en Prevención de Riesgos (2020). *Historia de la energía nuclear*. Recuperado el 7 de diciembre de 2021:
<http://www.iprltda.cl/noticias/historia-de-la-energia-nuclear/>

Jiménez L. (2020). *Análisis del Reactor AP 600 Ante Diferentes Accidentes de Pérdida de Refrigerante*. Recuperado el 21 de agosto de 2022:

KEPCO (2013). *¿Qué es el reactor APR1400?* Recuperado el 7 de enero de 2025:
<https://home.kepco.co.kr/kepco/ES/G/htmlView/ESGBHP00102.do?menuCd=ES07030102>

Mingguang Zheng (2016). *The General Design and Technology Innovations of CAP1400*. Recuperado el 18 de abril de 2025:
<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2095809916301539>

Muhammad Zubair (2021). *Behavior of Emergency Core Cooling System (ECCS) during the early stage of Loss of Coolant Accident (LOCA) for APR 1400 with*

Flownex software. Recuperado el 6 de marzo de 2025:
<https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0149197021003097>

OECD (2018): *MDEP Technical Report TR-APR1400-01*. Recuperado el 8 de marzo de 2025: <https://www.oecd-neo.org/mdep/documents/TR-APR1400-01%20Design%20Description%20and%20Comparison%20of%20Design%20Differences.pdf>.

OIEA (2001). *Simuladores en las clases*. Recuperado el 15 de febrero de 2022: https://www.iaea.org/sites/default/files/43105282528_es.pdf

P R I S (2 0 2 0) . *The Database on Nuclear Power Reactors*. Recuperado el 14 de noviembre de 2021: <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>

SOUTHERN COMPANY (2021). *Plant Vogtle Units 3 and 4*. Recuperado el 19 de octubre de 2021: <https://www.southerncompany.com/innovation/vogtle-3-and-4.html>

Vargas J. (2015). *Modelos de simulación con promodel*. Recuperado el 8 de febrero de 2022: <https://jrvargas.files.wordpress.com/2015/04/guia-para-construir-un-modelo-de-simulacion-con-promodel.pdf>

Westinghouse (2020). *AP1000 PWR*. Recuperado el 16 de marzo de 2020: <https://www.westinghousenuclear.com/new-plants/ap1000-pwr>

Westinghouse (2021). *AP1000 Plant*. Recuperado el 23 de enero de 2025: <https://westinghousenuclear.com/media/3pipeoof/ap1000-station-blackout.pdf>