



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA
DE MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERÍA

DESARROLLO DE MODELOS DE RADIACIÓN
DE UN REACTOR TIPO BWR Y SU IMPACTO
EN LOS TRABAJADORES

T E S I S
QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE
INGENIERO ELÉCTRICO ELECTRÓNICO
P R E S E N T A
ISAAC BARRON ARELLANO



DIRECTOR DE TESIS: DR. JAIME BALTAZAR MORALES SANDOVAL

MEXICO D.F.

2005

AGRADECIMIENTOS

Expreso un reconocimiento a mi director de tesis Dr. Jaime B. Morales Sandoval, por su guía y la confianza que deposito en mi, al transmitirme su experiencia y conocimientos para el desarrollo de la presente.

A mis padres Moisés y Rosa Luz que me dieron su apoyo y la libertad para tomar mis propias decisiones, por sus principios y valores que me permiten alcanzar las metas y objetivos que me fijo.

Moisés mi hermano ingeniero del que presumía en la facultad, Maru y Cecilia no se quedan atrás aunque sean química y arquitecta, gracias a los tres por el ejemplo que me brindaron.

Mis amigos y compañeros a mi lado: Cristian Jaimes, Amilcar Perea, Manuel Ramírez, Carlitos Calderón, Rodolfo Uresti, Erick Aguilar, Jaime Delgado, Fco. Javier Castillejos, Ariatne, Ivette, Felipe, Polo, Jesús, David...

A mis profesores, sinodales y a mi Facultad de Ingeniería, que gracias a ellos estoy orgulloso de ser ingeniero.

El que no arriesga no gana..... y quien se queda con la duda nunca se arriesga. Por eso nunca hay que rendirse y siempre hay que dar nuestro mejor esfuerzo y seguir adelante confiando en que obtendremos los mejores resultados y todo lo que nos proponamos si así lo deseamos.

¿Porqué nos caemos?, para aprender, volvernos a levantar, seguir adelante y volverlo a intentar, la caída puede ser difícil, pero levantarse para alcanzar nuestras metas es la recompensa silenciosa previo a conseguir nuestros sueños.

No existen imposibles solo mentes con sus propias limitaciones, si las cosas fueran fáciles cualquiera las haría; por eso los fracasados se caen una sola vez y los triunfadores lo harán muchas veces porque nunca se dan por vencidos.

DESARROLLO DE MODELOS DE RADIACIÓN DE UN REACTOR TIPO BWR Y SU IMPACTO EN LOS TRABAJADORES.

Índice General.

Índice general.	i
Índice de figuras.	v
Índice de tablas.	vi
1. Introducción.	1
1.1 Los reactores BWR.	4
1.1.1 Partes que forman un reactor BWR.	4
1.1.1.1 Núcleo.	4
1.1.1.2 Combustible Nuclear.	4
1.1.1.3 Barras de control.	5
1.1.1.4 Moderadores.	7
1.1.1.5 Sistema de recirculación.	7
1.1.2 Fluido refrigerante de los reactores BWR.	7
1.2 Operación de una Central.	8
1.3 Radiación en sitio.	9
1.3.1 Monitoreo de Radiación de Área (ARM).	10
1.3.2 Monitoreo de Radiación de Proceso (PRM).	11
1.4 Procedimientos de Mantenimiento.	12
1.4.1 Actividades de recarga de combustible.	12
1.4.2 Mantenimiento preventivo de equipos que deben funcionar en todo momento.	13
1.5 Simuladores de Plantas de Generación de Energía Eléctrica.	14
1.5.1 Situación de los Simuladores.	15
1.5.2 Desarrollo en México.	16
1.5.2.1 Termos I.	16
1.5.2.2 Simulador de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.	17
1.5.2.3 Simulador de Procesos Nucleares (SPN).	17

1.5.2.4 Simulador Universitario de Nucleoeléctricas-Reactor de Agua Hirviente (SUN-RAH).	18
1.6 Resumen.	19
<u>2. Modelos de Generación de Radiación Reactor Tipo BWR.</u>	20
2.1 Reactor y Suministro de Vapor.	20
2.1.1 Núcleo y Vasija.	20
2.1.2 Separadores de Vapor.	22
2.1.3 Sistema de Recirculación.	22
2.1.4 Sistema Principal de Vapor.	22
2.1.5 Sistema de limpieza de Agua del Reactor.	23
2.2 Balance de Planta.	23
2.2.1 Turbinas.	24
2.2.2 Generador.	24
2.2.3 Condensadores.	25
2.2.4 Sistema de Condensado y Agua de Alimentación.	26
2.3 Sistemas de Monitoreo.	26
2.3.1 Procesos de Radiación y Sistemas de Monitoreo de Radiación.	26
2.3.2 SMR Extractor de aire off-gas.	28
2.3.3 SMR de la Ventilación off-gas.	28
2.3.4 SMR de la ventilación del edificio del reactor.	29
2.3.5 SMR de la línea de vapor principal.	29
2.3.6 SMR de los procesos líquidos.	30
2.3.7 Detectores del Refrigerante.	30
2.3.8 Detectores de Aire.	31
2.4 Resumen.	31
<u>3. Desarrollo de Modelos de Radiación de Procesos.</u>	32
3.1 Modelo de Falla de Combustible.	32
3.2 Modelo de Activación en el Reactor.	34
3.3 Modelo de Transporte de Radiación.	35
3.3.1 Transporte de Radiación (TR) y Actividad (A) en el Reactor.	36
3.3.1.1 Actividad en el Núcleo.	36

3.3.1.2 Transporte de Radiación hacia los Separadores.	36
3.3.1.3 Actividad en lo separadores.	37
3.3.1.4 Transporte de Radiación hacia el Domo.	37
3.3.1.5 Actividad en el Domo.	37
3.3.1.6 Transporte de Radiación hacia la Línea de Vapor.	38
3.3.1.7 Transporte de Radiación hacia el DownComer.	38
3.3.1.8 Actividad en el DownComer.	38
3.3.1.9 Transporte de Radiación hacia el Pleno Inferior.	38
3.3.1.10 Transporte de Radiación del DownComer hacia el RWCU.	39
3.3.1.11 Actividad en el Pleno Inferior.	39
3.3.1.12 Transporte de Radiación del Pleno Inferior hacia el RWCU.	40
3.3.1.13 Transporte de Radiación hacia el Núcleo.	40
3.3.1.14 Transporte de Radiación Total hacia el RWCU.	40
3.3.1.15 Actividad en el RWCU.	40
3.3.1.16 Transporte de Radiación del RWCU hacia la Línea de Agua de Alimentación.	41
3.3.2 Transporte de Radiación y Actividad en el Balance de Planta.	41
3.3.2.1 Actividad en la Línea de Vapor.	41
3.3.2.2 Transporte de Radiación hacia la Turbina de Alta Presión.	41
3.3.2.3 Actividad en la Turbina de Alta Presión.	41
3.3.2.4 Transporte de Radiación hacia las Turbinas de Baja Presión.	42
3.3.2.5 Actividad en las Turbinas de Baja Presión.	42
3.3.2.6 Transporte de Radiación hacia los Condensadores.	42
3.3.2.7 Actividad en los Condensadores.	42
3.3.2.8 Transporte de Radiación hacia el Sistema de Agua de Alimentación.	42
3.3.2.9 Actividad en el Sistema de Agua de Alimentación.	43
3.3.2.10 Transporte de Radiación hacia la Línea de Agua de Alimentación.	43
3.3.2.11 Actividad en la Línea de Agua de Alimentación.	43
3.3.2.12 Transporte de Radiación de la Línea de Agua de alimentación hacia el DownComer.	43

	Índice
3.4 Modelo de Detección de Radiación.	43
3.5 Resumen.	46
<u>4. Implementación de Modelos.</u>	<u>47</u>
4.1 Implementación en Simulink de Matlab.	47
4.1.1 Modelo de Falla de Combustible y Activación del Refrigerante.	47
4.1.2 Sistema de Recirculación en el Reactor.	48
4.1.2.1 Núcleo.	48
4.1.2.2 Implementación de Procesos de Recirculación del Reactor.	49
4.1.3 Balance de Planta (BOP).	49
4.1.3.1 Implementación de Procesos del BOP.	49
4.1.4 Modelos con Cambio del Periodo de Tiempo.	50
4.2 Detectores de Radiación.	52
4.2.1 Detección de Radiación en el Proceso.	52
4.2.2 Dosímetro de Radiación.	53
4.3 Instrumentación Virtual.	54
4.4 Pruebas al Sistema.	57
4.5 Resumen.	61
<u>Conclusiones.</u>	<u>62</u>
<u>Bibliografía.</u>	<u>64</u>

Índice de figuras.

1-1 Alcance de los tipos de radiación más importantes.	1
1-2 Efectos de la radiación en el cuerpo humano.	2
1-3 Ensamblajes de combustible y módulo de barra de control.	5
1-4 Corte Interno de la vasija del reactor.	6
1-5 Proceso de generación de energía.	8
1-6 Combustible en el núcleo del reactor y grúa de manipulación.	12
1-7 Cuarto del generador y turbinas.	13
1-8 Limpieza de los tubos del condensador.	14
1-9 Integración de los elementos.	15
1-10 Simulador Termos I.	16
1-11 Simulador para el adiestramiento de operadores de la Central Laguna Verde.	17
1-12 Pantalla del SPN.	18
2-1 Sistema de Suministro de Vapor Nuclear del BWR.	21
2-2 Balance de Planta.	23
2-3 Sistema de Turbinas.	24
2-4 Sistemas de la Planta.	27
3-1 Modelo de falla de Combustible.	32
3-2 Diagrama de bloques de transporte de radiación.	35
4-1 Bloques de Procesos de Radiación	47
4-2 Bloque de Falla de Combustible y Activación del Refrigerante.	47
4-3 Bloque Genérico de Actividad en los Procesos.	48
4-4 Bloques de Transporte de Radiación.	48
4-5 Conexión de Bloques de Actividad y Transporte de Radiación para el Núcleo.	48
4-6 Estructura de los Bloques de Actividad y Transporte de Radiación.	49
4-7 Bloques modificados para cambio de periodo de tiempo.	51
4-8 Bloque modificado para los isótopos con vida media mayor a una hora.	52

4-9 Forma General del bloque de detección de radiación en el proceso (Núcleo).	53
4-10 Bloque del detector de dosis recibida (dosímetro).	54
4-11 Tableros analógico y digital de monitoreo de radiación.	54
4-12 Graficador de dosis de radiación para diferentes procesos.	55
4-13 Potenciómetros para controlar la potencia y porcentaje de vainas con fisuras.	55
4-14 Botón de selección con indicadores y perilla selectora de procesos.	56
4-15 Tablero Virtual.	56
4-16 Gráfica de actividad en el núcleo.	57
4-17 Gráfica del modelo en tiempo real y con cambio de periodo de tiempo para el isótopo del xenón.	58
4-18 Gráfica del nitrógeno.	58
4-19 Sistema principal con los 4 subsistemas principales.	59
4-20 Gráfica comparativa de la Dosis en el núcleo al variar n y S .	59
4-21 Comportamiento del Dosímetro para diferentes niveles de dosis.	60
4-22 Prueba del sistema completo.	60

Índice de tablas.

3-1 Constante de decaimiento de algunos isótopos.	35
3-2 Rapidez de dosis como función de un flujo de radiación.	44
3-3 Tabla de energía, porcentaje y relación de dosis recibida y flujo.	46
4-1 Procesos y número de ecuaciones para el sistema de recirculación del reactor.	49
4-2 Procesos y número de ecuaciones para el balance de planta.	49
4-3 Cambio de periodo de tiempo de las constantes de decaimiento.	50

1. Introducción.

Las radiaciones forman parte del mundo en que vivimos. La humanidad ha estado expuesta a radiaciones visibles e invisibles que proceden de la materia existente en todo el universo. La luz es una radiación que vemos, es por lo tanto visible. El calor es una radiación que sentimos y, por ello es sensible. Los rayos ultravioleta que proceden del sol y los rayos x que se toman radiografías son formas de radiación que no son visibles, aunque si perfectamente detectables.

Las radiaciones pueden ser así mismo no ionizantes, como la luz y el calor, que no alteran la naturaleza de la materia en la que inciden, a menos que sean excesivas; o ionizantes que tienen la facultad de ionizar los átomos de dicha materia, lo cual las hace potencialmente peligrosas ya que al actuar sobre los tejidos vivos pueden, mediante la ionización de las substancias que componen las células, originar la alteración o muerte de las mismas. Por esta razón las radiaciones ionizantes pueden ocasionar la enfermedad y en casos extremos la muerte de los individuos irradiados.

Se conoce como radiación nuclear a las partículas o las ondas electromagnéticas que emiten cientos de núcleos de átomos inestables al convertirse en estables. Los tipos de radiación o partículas emitidas más importantes son:

Radiación alfa. Núcleos de helio compuestas por dos protones y dos neutrones.

Radiación beta. Partículas con la masa de los electrones que pueden ser positivos o negativos.

Radiación gamma. Ondas electromagnéticas semejantes a las de la luz, pero de mayor energía.

Rayos X. Similares a los gamma, pero originados fuera del núcleo atómico.

Neutrones. Partículas neutras componentes de los núcleos, emitidas con diversas energías.

Los alcances esperados o usuales de cada tipo de radiación se pueden apreciar en la figura 1-1.

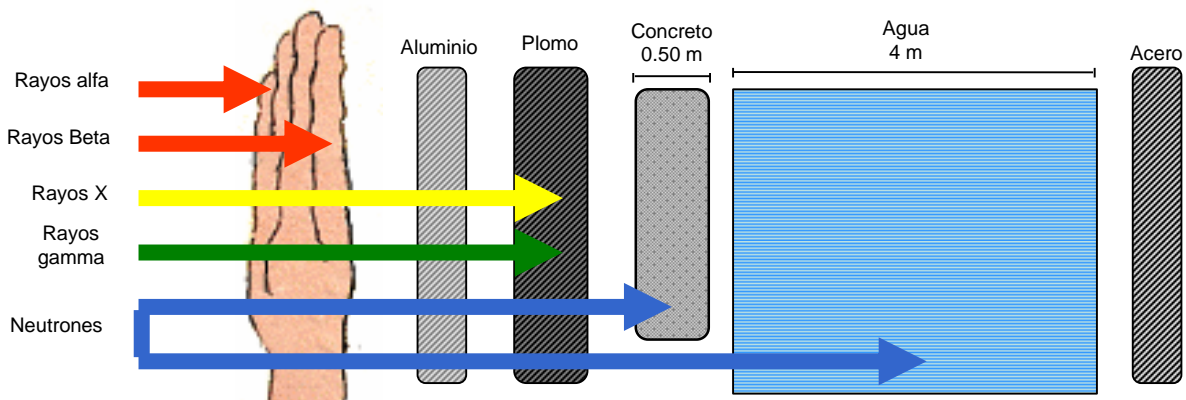


Figura 1-1 Alcance de los tipos de radiación más importantes.

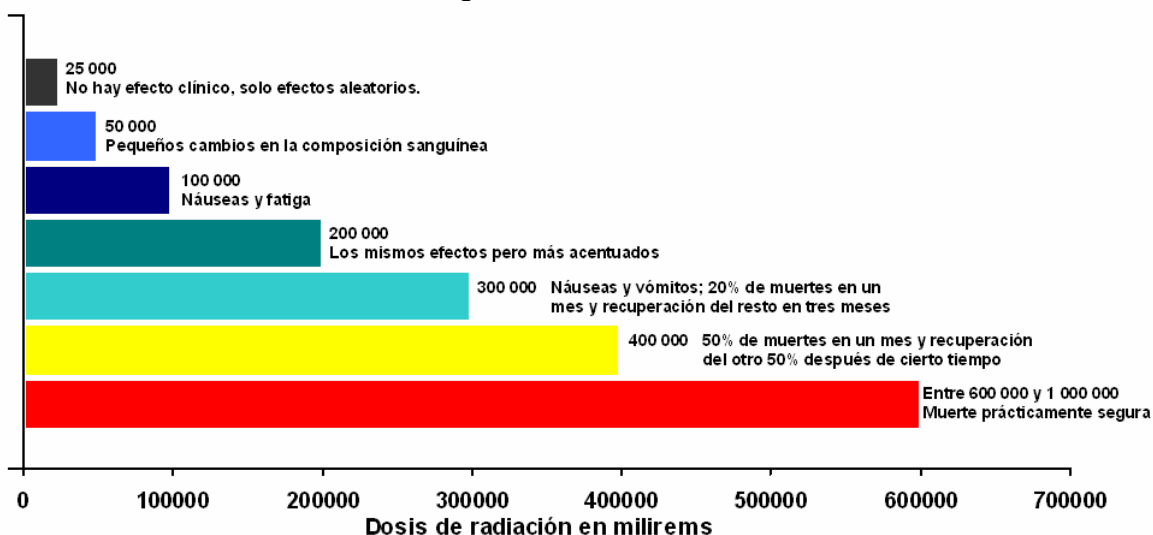
[Fuente: Del fuego a la energía nuclear, CFE]

La radiación natural proviene de los rayos cósmicos que llegan del espacio exterior, como el sol y otras estrellas, y de los elementos llamados radiactivos, que se encuentran incluso en los materiales con los que se fabrican las casas habitación, el aire que respiramos, en el agua y los alimentos. Entre estas sustancias emisoras de radiaciones se puede mencionar el uranio, el torio y el radio.

Las radiaciones artificiales provienen de fuentes creadas por el hombre, tales como aparatos de televisión, relojes con carátulas luminosas, aparatos de radiografía, centrales nucleares, por mencionar algunos. De todas las radiaciones artificiales los aparatos utilizados para la radiografías, son las fuentes a las que el ser humano esta expuesto, que emiten mayor cantidad de ellas.

Las radiaciones artificiales que recibimos a lo largo del año, incluidas las de centrales nucleares, pueden sumar poco más de 50 mrem y son inferiores a las radiaciones naturales que recibimos en promedio.

El efecto de una dosis de radiación, figura 1–2, varia enormemente de a acuerdo con el tiempo durante el cual se haya recibido. Las consecuencias de la exposición del cuerpo humano a las radiaciones durante algunas horas aumentan de acuerdo con la dosis.



Un científico o un técnico que maneje material radiactivo puede recibir 125 000 milirems a lo largo de 25 años sin sufrir consecuencia somática o genética

Figura 1–2 Efectos de la radiación en el cuerpo humano.

[Fuente: Del fuego a la energía nuclear, CFE]

Por el contrario si la dosis es el resultado de la acumulación ocurrida durante largo tiempo, los efectos son totalmente distintos. Las centrales nucleoelectricas están diseñadas para que durante su operación normal no originen en los habitantes de los alrededores, dosis de radiación superiores a 5 milirems por año (apenas 3 % de lo que recibe comúnmente cualquier ser humano en forma natural en el mismo periodo).

Lo anterior es posible gracias a la adopción de estrictas normas de seguridad observadas en la construcción y en la operación que son celosas y permanentemente vigiladas por los organismos reguladores especializados de cada país y organizaciones internacionales. Cualquier violación de esas normas originaría la suspensión de la actividad de la central.

Los bajos niveles de contaminación radiactiva que producen las centrales nucleares, se deben al riguroso control que en ellas se tiene de todas las sustancias sólidas, líquidas o gaseosas que pudieran ocasionarla, lo que garantiza que ningún efluente pueda ser arrojado al mar, a la tierra o a la atmósfera, si no se comprueba previamente que su nivel

de radiactividad originará dosis menores a 5 milirems por año en las personas que habitan en torno a las instalaciones.

La demanda de energía eléctrica es cada vez mayor y una forma de generación de energía es la fisión nuclear. Los materiales básicos para obtener energía nuclear son: el uranio y el torio, materiales abundantes en la tierra. En la fisión el núcleo pesado se rompe en dos núcleos más ligeros, llamados productos de fisión y se libera energía. Esta fuente de energía presenta diferencias notables respecto a los sistemas tradicionales de producir calor.

La energía liberada en una fisión nuclear es aproximadamente 200 MeV. Como cada fisión va acompañada de varios neutrones nuevos es posible producir una reacción nuclear auto-sostenida, es decir una reacción en cadena. Un sistema en el que se colocan materiales fisionables y no fisionables, de tal manera que se produzca la reacción en cadena y ésta sea controlada se llama reactor nuclear.

El reactor es el centro de la industria nuclear, puesto que es la fuente primaria de energía para la generación de electricidad. Pero al propio tiempo en el reactor nuclear se originan los productos radiactivos causantes del impacto potencial sobre el medio ambiente de mayor importancia de entre todas las instalaciones del ciclo de combustible.

Los sistemas de monitoreo de radiación son comúnmente aplicados a reactores, indicadores de nivel, medidores de flujo de líquido refrigerante y dispositivos de control. En estas aplicaciones los niveles de radiación son usados para determinar otras características de operación del reactor. Una función muy importante de los sistemas de monitoreo de radiación es proporcionar información directa sobre el ambiente radiológico del reactor para propósitos de control, registros legales o análisis científicos.

México cuenta actualmente con cuatro instalaciones nucleares en operación: La central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV), el reactor de investigación TRIGA MARK-III en las instalaciones del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) y dos ensambles subcríticos en la Universidad Autónoma de Zacatecas y en el Instituto Politécnico Nacional.

La CNLV, cuya capacidad efectiva a la fecha es de 1,365 MWe está integrada por dos unidades generadoras tipo Reactor de Agua Hirviente (BWR por sus siglas en inglés) que operan en carga base con factores de capacidad cercanos al 90 por ciento y contribuyen con cerca del 5 por ciento de la generación total de energía en el Sistema Eléctrico Nacional, de manera confiable y segura.

Las instalaciones del ININ son fundamentalmente para producir radioisótopos que se utilizan en la medicina, agricultura e industria en general para detectar enfermedades o fallas en sistemas de riego, distribución de fluidos, soldaduras o equipos de altos requerimientos. Los ensambles subcríticos de las universidades se utilizan para propósitos educativos.

Para la operación de instalaciones nucleares se necesita personal altamente calificado, principalmente de quienes controlan los equipos principales. Estos responsables deben renovar sus licencias de operadores periódicamente y recibir entrenamiento en simuladores especialmente construidos para ello. Los más modernos simuladores utilizan

computadoras que controlan monitores e instrumentos de medición como lo harían en una central igual a la que representan.

Por todo esto resulta altamente deseable reproducir como se podría comportar la radiación nuclear en los equipos y zonas de una central nuclear del tipo de la CNLV (BWR) que está siendo simulada con el Simulador Universitario de Nucleoeléctricas-Reactor de Agua Hirviendo (SUN-RAH) desarrollado en la FI de la UNAM.

1.1 Los reactores BWR.

En las centrales nucleoeeléctricas (tipo BWR) el vapor se produce dentro de un reactor, éste no tiene sistemas de inyección continua de combustible y aire, ni en él se necesita de un dispositivo de eliminación continua de residuos sólidos y tampoco se producen gases de combustión.

Las plantas nucleares están clasificadas de acuerdo al tipo de reactor nuclear que es la fuente principal de calor. Los reactores se pueden catalogar de acuerdo al tipo de refrigerante que se utiliza para extraer el calor del combustible nuclear. En nuestro caso nos interesan los reactores de agua hirviendo (Boiling-Water Reactor, BWR) que son enfriados por agua en estado líquido y gaseoso.

El sistema BWR, no tiene refrigerante secundario o generador de vapor como los PWR (Pressurized Water Reactor), puesto que el vapor realmente se genera en el núcleo del reactor. Las condiciones de temperatura y de presión del vapor en la turbina se logran con menores presiones.

1.1.1 Partes que forman un reactor BWR.

Resulta necesario describir en términos generales las partes de que consta un reactor de potencia.

1.1.1.1 Núcleo.

En él se encuentra alojado el material fisionable y es aquí donde se genera el calor. Se usan isótopos de uranio y plutonio.

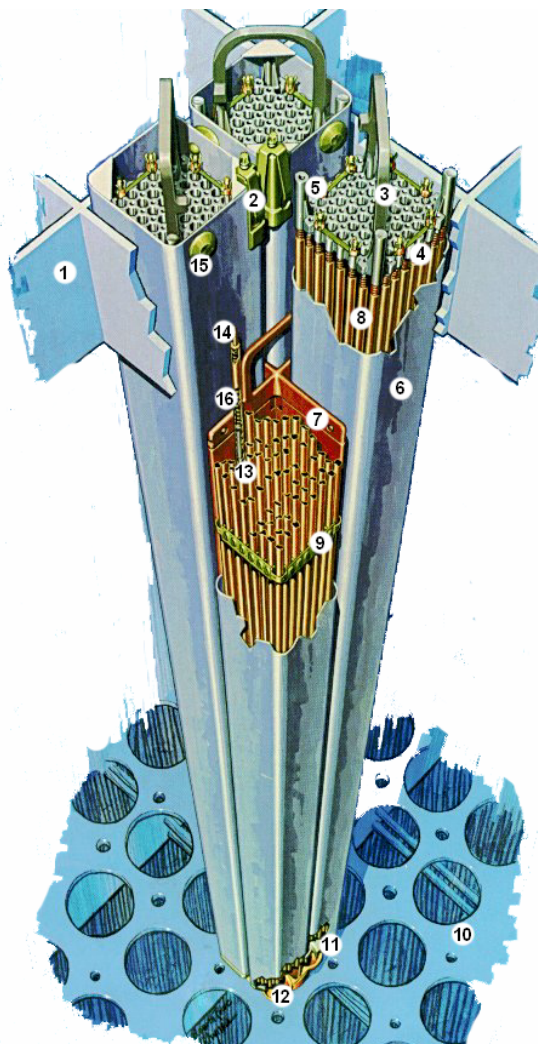
1.1.1.2 Combustible Nuclear.

El combustible usado para estas plantas de energía es uranio enriquecido. El uranio natural está compuesto, para propósitos prácticos, de 99.3% de isótopos U-238 y sólo un 0.7% de U-235. El U-235 es fácilmente fisionable mientras que el U-238 no lo es. Por lo tanto un proceso de enriquecimiento artificial es empleado para incrementar la fracción de U-235 a un pequeño porcentaje mayor (3% a 4%).

El combustible del reactor es dióxido de uranio (UO₂), el cual se fabrica dentro de unas pastillas cerámicas de combustible. Las pastillas de combustible son apiladas dentro de una vaina de zircaloy denominando todo este conjunto barra de combustible.

Varias barras de combustible son colocadas en un enrejado cuadrado para construir un ensamble de combustible. Se necesitan cientos de ensambles (444 en Laguna Verde) de

combustible para abastecer completamente el núcleo de un reactor. En la figura 1–3 se puede observar un ensamble de combustible.



1. Guía Superior del combustible.
2. Cierre del canal.
3. Tirante superior del ensamble.
4. Muelle de expansión.
5. Anillo de seguridad.
6. Canal.
7. Barras de control.
8. Barras de combustible.
9. Separador.
10. Placa inferior del núcleo.
11. Tirante de la placa inferior.
12. Pieza de soporte del combustible.
13. Pastillas del combustible.
14. Final del acoplamiento.
15. Espaciador del canal.
16. Muelle del pleno.

Figura 1–3 Ensamblados de Combustible y Módulo de Barra de Control.

[Fuente: General Electric]

1.1.1.3 Barras de control.

Son muy importantes en la operación del reactor, ya que controlan la reacción en cadena. Para ello se requieren materiales absorbentes de neutrones, como por ejemplo compuestos de boro y cadmio.

Las barras de control y su mecanismo de accionamiento proporcionan el control básico de la potencia térmica reactor nuclear. Las barras de control distribuyen la potencia dentro del núcleo tanto en forma axial como radial, durante la operación normal del reactor por medio de una secuencia programada de extracción e inserción de barras de control. El sistema inserta o extrae una sola barra de control a una velocidad lenta y controlada, o bien inserta rápidamente todas las barras de control (SCRAM) en el caso de un evento que requiera un apagado rápido del reactor.

Las barras de control hacen uniforme la distribución de potencia regulando la reactividad del núcleo y están situados en forma que compensan el efecto de las burbujas de vapor (huecos) en la parte superior del núcleo, efectuando un aplanamiento importante en la curva de la distribución de potencia.

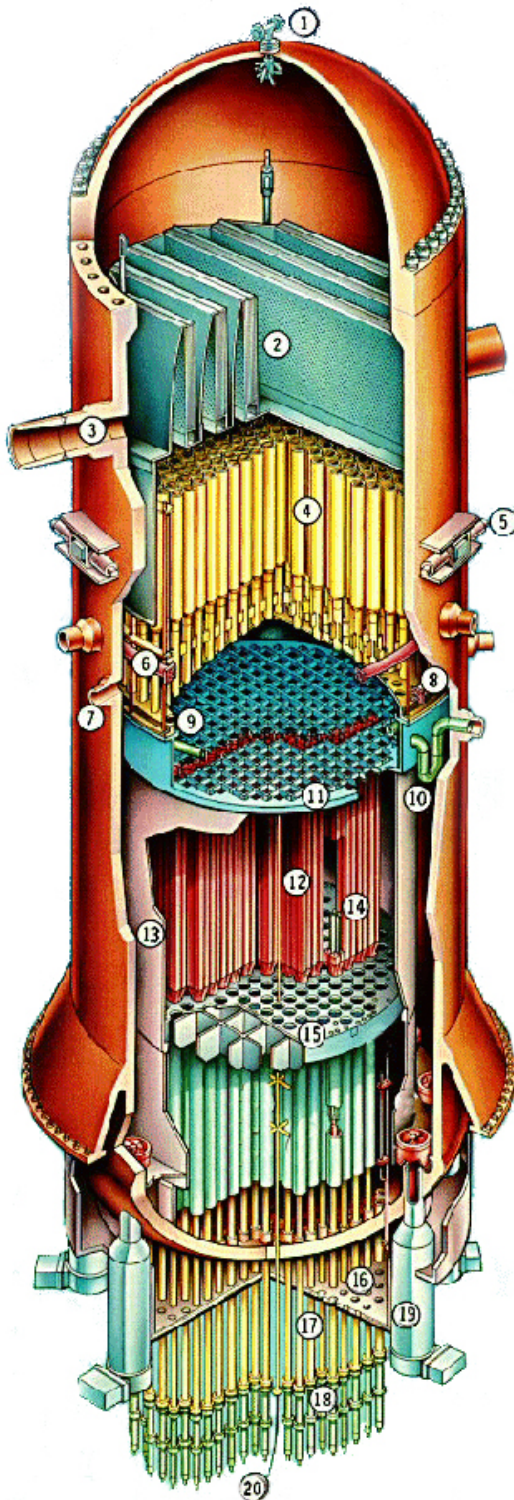


Figura 1-4 Corte Interno de la Vasija del Reactor.

[Fuente: Plant General Description, GE Nuclear Energy]

1. Rociador y ventanilla de la cabeza
2. Secador de vapor.
3. Salida de vapor.
4. Separador de Vapor.
5. Entrada de rocío del núcleo
6. Rociador del núcleo.
7. Entrada de Inyección del refrigerante a baja presión.
8. Tubería de rocío del núcleo.
9. Distribuidor de agua de alimentación.
10. Entrada de alimentación de agua.
11. Placa guía superior
12. Ensamblajes de combustible
13. Contenedor del núcleo.
14. Barra de control.
15. Placa inferior del núcleo.
16. Placa de asiento.
17. Barras de control.
18. Accionador de las barras de control.
19. Bomba de chorro.
20. Detector de flujo neutrónico.

1.1.1.4 Moderadores.

Su misión es reducir la velocidad de los neutrones rápidos por medio de choques elásticos ya que a menor velocidad la probabilidad de producir otra fisión puede aumentar en varios órdenes de magnitud. Se caracterizan los moderadores por núcleos ligeros y por su baja sección eficaz de absorción de neutrones.

1.1.1.5 Sistema de recirculación.

En la figura 1–4 se muestra un corte del núcleo de un reactor BWR con sus canales, combustibles, barras de control en su parte inferior, y alrededor del núcleo las bombas de chorro que ayudan la recirculación forzada, cubriendo todo esto la vasija cilíndrica con la entrada y salida del fluido de recirculación y en la parte alta de los separadores, secadores y salida de vapor.

1.1.2 Fluido refrigerante de los reactores BWR.

Para poder transportar el calor generado en el núcleo se usan refrigerantes de naturalezas muy variables.

Los reactores se clasifican de acuerdo al tipo de refrigerante:

- Reactores de agua a presión (Pressurized-Water Reactor PWR) reactor enfriado por agua en estado líquido.
- Reactor de agua hirviendo (Boiling-Water Reactor BWR) reactor enfriado por agua en estado líquido y gaseoso.
- Reactor enfriado por Sodio (Sodium-Cooled Reactor SCR) reactores enfriados por sodio líquido.
- Reactor enfriado por Gas (Gas-cooled reactor GSR) reactores enfriados por gas.

El agua ligera es uno de los fluidos que más se emplean como refrigerante, dada su abundancia, su fácil manejo, su bajo costo, completo conocimiento químico y termodinámico, con valor alto en su coeficiente de transferencia de calor y como tiene un valor bajo en su viscosidad, la potencia de bombeo es baja. En algunos reactores, tales como el reactor de alta presión y el reactor de agua hirviendo, juega un papel primordial como moderador y refrigerante.

El agua ligera para ser usada como fluido refrigerante tiene como inconvenientes principales: una alta sección transversal de captura de neutrones, descomposición por radiación, acción corrosiva en los metales, bajo punto de ebullición en presiones normales. Cuando se usa el agua como refrigerante, puede haber emisión de rayos γ y neutrones, resultado de una radiactividad inducida, pero ésta es de vida media corta.

El fluido refrigerante corresponde al sistema de remoción de calor que al recorrer los canales con la ayuda de una circulación forzada, sufre un cambio de estado. El agua entra por la parte inferior y a cierta altura de los canales se transforma en vapor. En este sistema el fluido refrigerante: agua ligera, hace las veces de moderador, reflector y fluido de trabajo.

El reactor tipo BWR utiliza el camino más directo para producir vapor de agua, ya que no usa intercambiador de calor, pero requiere de separadores y secadores de vapor. Sus

varillas de control están insertadas por la parte inferior de la vasija para que el control sea más efectivo.

1.2 Operación de una Central

La temperatura de operación de un Reactor BWR es de aproximadamente 300 °C (570 °F) produciendo vapor a una presión de 6900 kPa (1000 psi). Normalmente los reactores tiene de 570 a 1300 MW de salida. El proceso de generación se presenta en la figura 1–5. En el reactor el agua se hace circular por el núcleo para captar el calor con el movimiento del agua a través de los ensambles. Eventualmente el agua se calienta lo suficiente para pasar al estado gaseoso. Posteriormente los separadores en la parte superior del reactor se encargan de remover el agua del vapor.

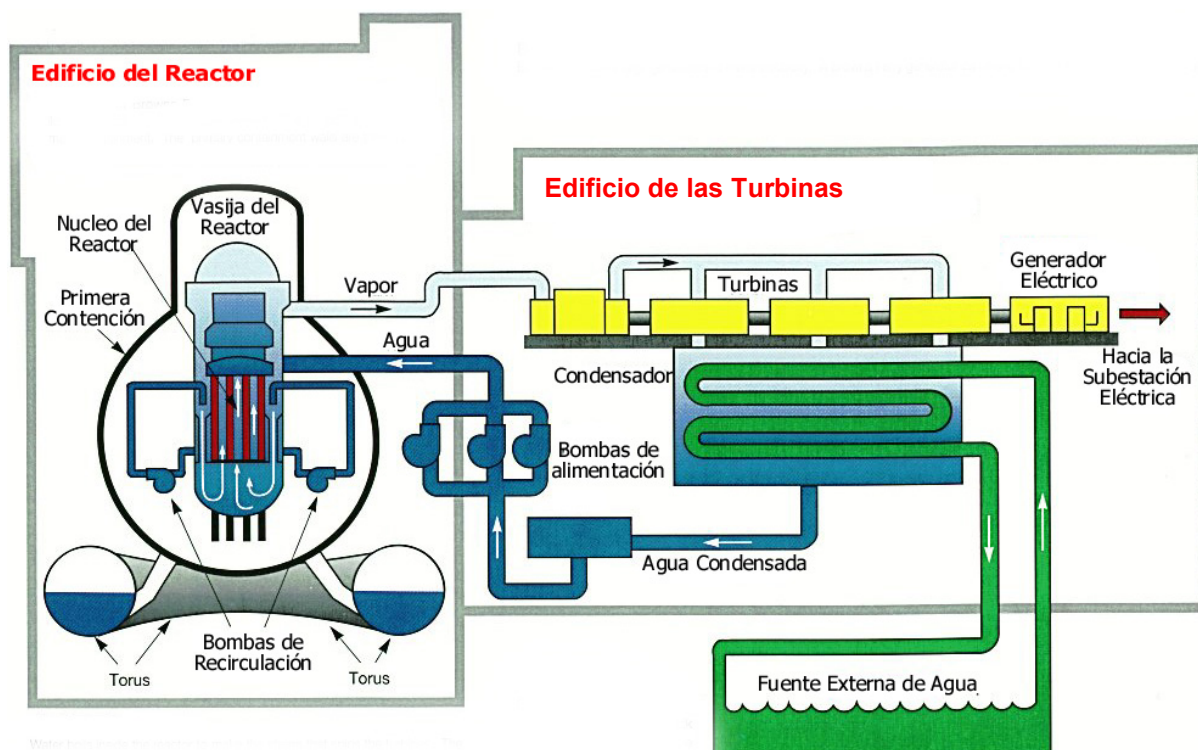


Figura 1–5 Proceso de Generación de Energía.

[Fuente: Nuclear Power Plants, K. E. Holbert]

Entonces el vapor pasa a través de las líneas de vapor principal hacia las turbinas generadoras. Usualmente el vapor primero pasa por una pequeña turbina de alta presión, para después pasar a los separadores de vapor (no mostrados) para continuar hacia 2 o 3 turbinas grandes de baja presión. Por lo regular una planta con 3 turbinas de baja presión puede generar 1000 MW. Las turbinas están conectadas unas a otras y al generador a través de un largo eje.

El generador produce la electricidad, por lo regular son aproximadamente 20,000 Voltios de AC. Esta energía eléctrica es distribuida hacia un transformador generador, el cual aumenta el voltaje a 230 o 345 kV. Posteriormente pasa a una subestación para ser transmitida.

Después de pasar por las turbinas el vapor es condensado en el condensador, el cual es aspirado y enfriado por un océano, mar, lago o un río. El vapor condensado es bombeado hacia un calentador alimentador de agua de baja presión. Después el agua pasa a unas bombas alimentadoras de agua, las cuales bombean el agua hacia el reactor y reiniciar así el ciclo nuevamente.

Todas las centrales nucleares modernas disponen de sistemas de control y seguridad automáticos muy fiables y sensibles, que protegen constantemente el reactor y demás componentes de la planta, y que generalmente tienen un diseño a prueba de fallos si se produce un corte de corriente. No es de esperar que el operador duplique o sustituya estos sistemas automáticos de control y protección. Sin embargo, sí debe ser capaz de parar el reactor casi instantáneamente si es necesario, así como de reconocer cualquier problema relacionado con el funcionamiento de la planta y responder al mismo, aumentando así la diversidad de la protección. El operador tiene que ser capaz de comprender, diagnosticar y prever la evolución de la situación global a partir de todos los datos suministrados por los sistemas automáticos de información y proceso de datos.

Se espera del operador que:

- Comprenda cuáles son las condiciones normales de todos los sistemas importantes para el estado global de la planta;
- Reconozca, con ayuda de los sistemas automáticos o de los mecanismos especiales de control, cuándo se dan condiciones anómalas y cuál es su importancia;
- Sepa cómo responder correctamente para restaurar el funcionamiento normal de la planta o detener la planta en condiciones de seguridad.

Es de esperar que el personal opere la central sistemáticamente y con rigor, de acuerdo con los procedimientos de operación y autorizaciones de trabajo. El personal de operación trabaja constantemente para garantizar la seguridad pública llevando a cabo un completo programa de pruebas y controles de los sistemas de seguridad y barreras protectoras y manteniendo la capacidad para afrontar cualquier emergencia en la planta. Si los operadores tienen que tomar medidas en respuesta a una alteración en el estado de la planta, disponen de procedimientos sistemáticos escritos que les guiarán y les proporcionarán la información necesaria para controlar la planta. Dichos procedimientos son revisados por los comités de seguridad de la central y del organismo regulador.

1.3 Radiación en sitio.

En una planta nuclear, los especialistas en protección de radiación usan contadores para determinar los niveles de radiación; los cuales son comúnmente medidos en Roentgen/hora (R/h). El Roentgen es una unidad de exposición a la radiación, el Rem (Roentgen Equivalent Man) es la unidad de dosis (se toman en cuenta los efectos biológicos). El Rad (Dosis Absorbida de Roentgen) es simplemente la cantidad de radiación absorbida. Ambas escalas están relacionadas por:

$$\text{Rem} = \text{Rads} \times \text{Factor de calidad (FC)}$$

Donde el factor de calidad depende del tipo de radiación. Las partículas pesadas alfa tienen un FC de 20, los neutrones tienen un FC de 3 a 10 dependiendo de la energía de

los neutrones. Betas y gammas tienen un FC de 1. Actualmente se utilizan las unidades para dosis (Sieverts) del sistema internacional (1 Rem = 0.01 Sieverts).

Todo el personal que trabaja en una planta nuclear tiene la indicación de mantener sus niveles de exposición a la radiación lo más razonablemente bajos. Un trabajador puede recibir una dosis de 5 Rem por año en todo su cuerpo. Para tener un punto de comparación no se esperan efectos físicos por la exposición a radiación hasta que una persona recibe 25 Rem en un periodo corto de tiempo.

En una planta nuclear, las áreas que contienen materiales radiactivos pueden ser clasificadas de acuerdo al nivel de radiación, nivel de contaminación y niveles de radiactividad en el aire. Las áreas no restringidas son aquellas donde una persona puede esperar recibir menos de 500 milirem en un año. Las personas que trabajan en áreas de radiación, contaminación o con niveles de radiactividad en el aire deben ser monitoreadas con respecto a la exposición a la radiación. Dependiendo del tipo de planta, las áreas de las turbinas y el edificio del reactor son usualmente monitoreados con respecto a la seguridad de la radiación. Las áreas de alta radiación son aquellas donde una persona puede recibir más de 100 milirem en una hora. Algunas medidas adicionales de control son implementadas para estas áreas.

Cuando se debe trabajar en un área contaminada de la planta, se requiere de ropa especial que depende del nivel de contaminación. De áreas menos a más contaminadas, los requerimientos de vestido varían desde una bata de laboratorio y trajes de caucho anticontaminación, hasta doble traje anticontaminación o una cubierta plástica sobre el traje normal anticontaminación. Cuando un trabajador entra a un área controlada, debe vestir ropa adecuada y un dosímetro dependiendo de los requerimientos especificados para el perímetro de trabajo.

Los métodos usados para reducir la exposición a la radiación son tres: el tiempo, la distancia y las barreras. Se puede reducir la exposición a la radiación, si se reduce el tiempo de exposición a la fuente de radiación, se maximiza la distancia a la fuente de radiación o se sitúa algún objeto como escudo entre la persona y la fuente de radiación. Algunas veces se usan máscaras para reducir la cantidad de materiales radiactivos inhalados. Todas las plantas nucleares tienen requerimientos especiales de entrenamiento y seguridad para trabajar en áreas contaminadas con materiales radiactivos o peligrosos.

Para tener un control de la radiación en una planta nuclear es necesario tener sistemas de vigilancia que permitan operar de manera segura la planta. Estos sistemas se dividen en dos grupos principales: Monitoreo de Radiación de Área (ARM) y Monitoreo de Radiación de procesos (PRM).

1.3.1 Monitoreo de Radiación de Área (ARM).

El objetivo del sistema de monitoreo de área (ARM) es indicar y registrar niveles de radiación gamma anormales en zonas en que puede encontrarse presente material radiactivo, almacenado, manipulado o inadvertidamente introducido. Los monitores sirven de sistema de alarma en el caso de derrame de líquidos radiactivos, fuga de válvulas, tuberías o depósitos y en el de una diseminación hacia áreas de menor nivel de radiación. Los monitores se localizarán en zonas claves de todos los edificios y niveles de la central para asegurarse que el personal no estará expuesto inadvertidamente a dosis elevadas de radiación.

Las funciones de este sistema son:

- Detectar y medir la intensidad de la radiación gamma existente en diversas zonas de trabajo y almacenamiento de productos radiactivos.
- Producir alarmas en el Cuarto de Control Principal cuando los niveles de radiación en las zonas vigiladas, excedan los límites prefijados, o cuando los monitores tengan un fallo en su funcionamiento.
- Proporcionar un registro de los niveles de radiación en función del tiempo en lugares claves a lo largo de la vida de la Central.

El sistema ARM está en funcionamiento continuo durante todos los modos de operación de la central, proporcionando el nivel de radiación existente en los diferentes edificios. Este sistema no produce interferencias con la operación de la central, sólo alarmas para alertar al personal de cualquier riesgo de radiación que pueda ser un peligro para la salud y evitar una descarga inadvertida al medio ambiente. Los puntos de ajuste de los detectores suelen ser de 10 veces la radiación de fondo del lugar donde están localizados.

1.3.2 Monitoreo de Radiación de Proceso (PRM)

El sistema de monitoreo de radiación de proceso está previsto para permitir determinar el contenido de material radiactivo en los diferentes procesos líquidos y gaseosos. El objetivo principal del sistema es para iniciar las acciones de protección apropiadas para limitar las liberaciones potenciales de material radiactivo desde la vasija o desde el edificio del Reactor, si los niveles de radiación predeterminados se exceden, en las corrientes de los efluentes de proceso y para proteger el ambiente (atmósfera) del Cuarto de Control Principal. El sistema se mantendrá disponible bajo cualquier condición de operación para proporcionar al personal del Cuarto de Control Principal los niveles de radiación en los diferentes efluentes de proceso y alarmas si se detectan niveles altos de radiación.

El sistema PRM mide y registra el nivel de radiación existente en las tuberías de procesos gaseosos o líquidos que puedan significar una posible vía de descarga de productos radiactivos. Produce alarmas en el cuarto de control principal y acciones automáticas, cuando el nivel de radiación alcanza un valor predeterminado, estos valores se escogen para que la cantidad de productos radiactivos enviada al medio ambiente no sobrepase los límites permitidos según las especificaciones técnicas y reglamentos aplicables.

Para cumplir su cometido, este sistema distribuye una serie de detectores a lo largo de los procesos que vigila, situándolos en las zonas más idóneas para la detección de los posibles escapes de productos radiactivos y agrupando a dichos detectores en cadenas.

El sistema abarca varios subsistemas necesarios para la realización de sus diferentes funciones, los cuales se encuentran divididos en los siguientes grupos:

- Sistemas relacionados con la seguridad de la central.
- Sistemas relacionados con la operabilidad de la central.

1.4 Procedimientos de Mantenimiento

Existen una extensa cantidad de programas preventivos, de mantenimiento y supervisión, para garantizar que el equipo importante de seguridad nuclear funcione como se supone que debe funcionar. Generadores diesel, bombas, válvulas de operación del motor y válvulas de control de aire son probados cada uno o tres meses. Cuando se detectan problemas o degradación en el equipo de operación de la planta, se toman acciones para corregir la deficiencia. Y en el caso de que algún equipo falle al momento de poner en marcha se toman acciones inmediatas. En algunos casos, las regulaciones o especificaciones técnicas indican que es necesario cerrar la planta si algún equipo presenta problemas continuos dentro de un periodo de tiempo determinado. Este periodo de tiempo depende de la importancia que tenga el equipo en la seguridad de la planta.

Después de uno o dos años, la planta debe suspender actividades por alrededor de 30 a 60 días dependiendo de la cantidad de operaciones de mantenimiento que se requieran hacer. En esta suspensión de operaciones se realizan actividades que no se pueden llevar a cabo cuando la planta está operando, tales como:

1.4.1 Actividades de recarga de combustible

Para realizar la recarga de combustible es necesario detener completamente la operación del reactor. El combustible se reemplaza debido a que algunos de los ensamblajes no cumplen con la potencia total esperada. Por lo regular un ensamblaje puede durar de 3 a 6 años dentro del reactor. El combustible nuevo que llega a la central eléctrica procedente de la fábrica productora no es significativamente radiactivo y puede manipularse manualmente o con herramientas de elevación/manipulación de manejo manual, sin necesidad de protección.

El combustible se manipula por medio de un puente-grúa, ver figura 1-6, y se coloca en estanterías verticales en seco en el almacén de combustible nuevo. Todas las operaciones de instalación de combustible nuevo en un reactor de agua ligera en servicio, como un BWR, se realizan bajo el agua, a profundidad suficiente para proteger a cualquier persona que pueda encontrarse por encima del reactor. Primero debe quitarse la tapa embreadada de la vasija del reactor y retirar parte del combustible usado (en general, entre un tercio y la mitad del núcleo del reactor) usando el puente-grúa y el montacargas de manipulación de combustible.

El combustible usado se deposita en bahías de almacenamiento llenas de agua. Puede ser necesario reorganizar los demás montajes de combustible usado del núcleo (generalmente moviéndolos hacia el centro del núcleo) para conformar la producción de energía en el reactor. Después, se instalan los montajes nuevos en los lugares vacantes.

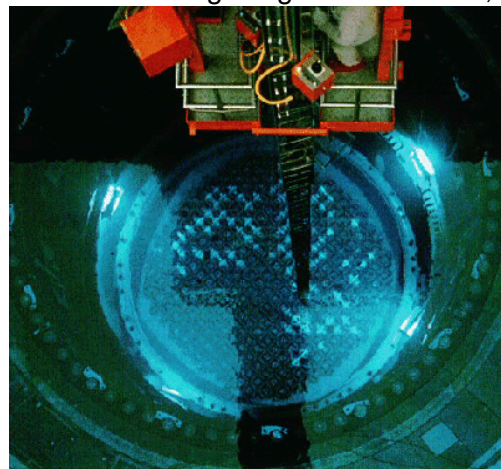


Figura 1-6 Combustible en el núcleo del reactor y grúa de manipulación.

[Fuente: www.nucleartourist.com]

Durante esta operación se pueden cambiar de un 25% a un 33% de los ensambles de combustible. De acuerdo al tamaño y tipo de reactor se pueden remplazar de 1 a 3 ensambles por día. La recarga de un reactor de gran tamaño puede requerir de 2 a 6 semanas, dependiendo de los trabajadores disponibles y de la cantidad de combustible que haya que reemplazar.

El combustible usado descargado es muy radiactivo y precisa refrigeración para no sobrecalentarse y un blindaje que evite la irradiación directa de equipos u organismos vivos sensibles que se encuentren en las proximidades. Lo que suele hacerse es descargar el combustible usado en una piscina de almacenamiento donde el combustible quede cubierto por al menos 4 m de agua. Esto permite observar el combustible a través del agua con total seguridad y acceder al mismo para moverlo bajo el agua hasta un lugar de almacenamiento más duradero.

La radiactividad y el calor total generados por el combustible descargado disminuyen hasta alrededor de un 1 % de su valor inicial en un año, y hasta un 0.1 % en 10 años. Pasados de 5 a 10 años desde la descarga, la producción de calor habrá disminuido hasta el punto de que podrá retirarse el combustible de la piscina y almacenarse en seco en un contenedor, sólo con la circulación natural de aire alrededor del mismo. Sin embargo, seguirá siendo bastante radiactivo y necesitará un blindaje antirradiación durante muchos años. Habrá que evitar la ingestión del material combustible por parte de organismos vivos durante mucho más tiempo.

Adicionalmente se remplazan elementos de acuerdo al programa preventivo de mantenimiento, como por ejemplo todas las vasijas y componentes a presión y sus soldaduras se inspeccionan sistemáticamente con métodos no destructivos y siguiendo las normas de seguridad y así mismo se realizan pruebas de operación de los sistemas eléctricos.

1.4.2 Mantenimiento preventivo de equipos que deben funcionar en todo momento.

La turbina y el generador son unas de las partes mas importantes de la planta, de acuerdo al programa de mantenimiento deben revisarse por lo menos cada 5 años. En la figura 1-7 se ilustra el edificio donde se encuentra el generador (al frente) y las turbinas (al fondo) las cuales están rodeadas por una barrera de protección debido a que en esta área el vapor que viene del reactor aun contiene isótopos radiactivos con una vida media de 7 segundos.

Los transformadores deben ser revisados cada vez que se suspende la operación de la planta. Así mismo los técnicos hacen pruebas de funcionamiento para determinar si esta ocurriendo una degradación del núcleo del transformador. Durante su operación, el funcionamiento del transformador es monitoreado mediante pruebas al aceite refrigerante para ciertos gases.

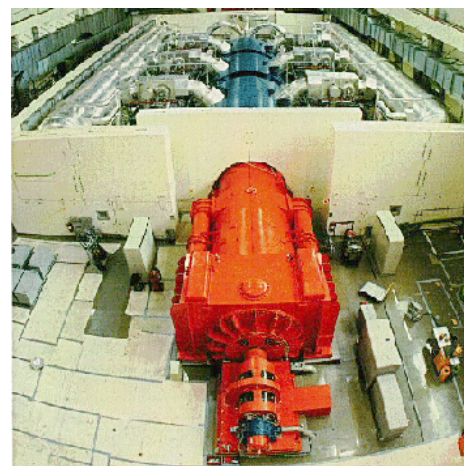


Figura 1-7
Cuarto del Generador y Turbinas.
 [Fuente: www.nuclear tourist.com]

Para los condensadores que se encuentran después de las turbinas de baja presión, uno para cada turbina, los tubos generalmente se mantienen limpios por medio del sistema de limpieza que inyecta pequeñas esponjas abrasivas en forma de bolas. En algunos casos, la planta de energía debe reducir la carga de modo que los tubos puedan ser limpiados manualmente, figura 1–8. Durante las paradas de la planta, los tubos del condensador deben ser probados para determinar el deterioro de estos. La fuga de un tubo es inaceptable ya que químicos como sodio o cloruros pueden concentrarse en el reactor.

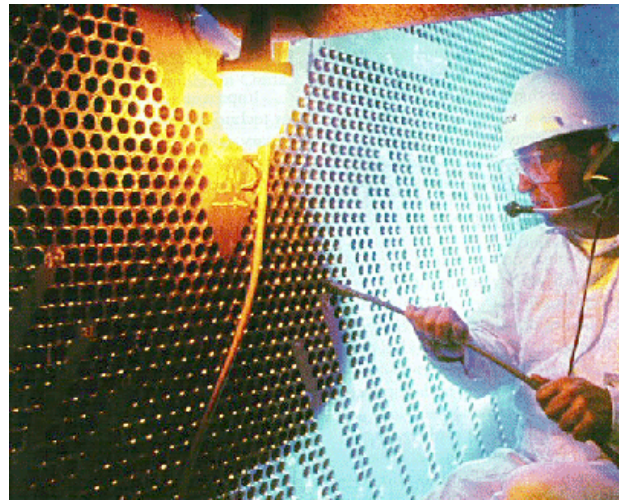


Figura 1–8
Limpieza de los tubos del condensador.
[Fuente: www.nucleartourist.com]

1.5 Simuladores de Plantas de Generación de Energía Eléctrica.

En términos generales, un simulador es la representación de un proceso, en la que frecuentemente una computadora por medio de modelos matemáticos y soluciones numéricas hacen esta representación. Estos modelos se construyen a partir de ecuaciones que expresan leyes físicas fundamentales y correlaciones empíricas.

Los modelos se manejan a través del software, es decir, un conjunto de programas que indican a la computadora los pasos a seguir; el software coordina la ejecución de los modelos y efectúa las distintas funciones del simulador de acuerdo con lo que haga el usuario. Así, el corazón de un simulador es una computadora con un software específico. En el caso de simuladores para adiestramiento, éstos se complementan con una réplica del tablero de control del proceso simulado, por ejemplo la navegación aérea, la operación de una central eléctrica o bien el control de tráfico de trenes subterráneos.

La complejidad de las nuevas tecnologías requiere un intenso entrenamiento inicial y un reentrenamiento para el personal de operación. Los simuladores de entrenamiento son reconocidos como una herramienta clave para adquirir los conocimientos necesarios de la tecnología en las plantas de energía y las habilidades necesarias para su operación. Durante el adiestramiento, los instructores se comunican con el simulador por medio de consolas con las que pueden controlar y supervisar las prácticas desde una habitación adyacente. Se procura que los simuladores funcionen en tiempo real, es decir, que los modelos se ejecuten y den resultados a la misma velocidad a la que se desarrollan los procesos en la realidad.

Los simuladores han resultado ser el medio idóneo para capacitar a los operadores. En menor tiempo y a un costo inferior al de las formas tradicionales de entrenamiento, con los simuladores el operador no sólo aprende el control de los procesos en situaciones normales, también se ve enfrentado a contingencias que rara vez ocurren en la práctica y requieren de una capacidad de respuesta eficaz y oportuna.

1.5.1 Situación de los Simuladores.

En todas las centrales nucleares debe haber en todo momento operadores competentes, estables y bien adiestrados en el servicio. Los candidatos a operadores nucleares siguen un completo programa de formación, que suele incluir formación teórica y práctica en ciencia, equipos y sistemas de potencia, protección antirradiación y políticas y principios de funcionamiento. En las centrales nucleares siempre se utilizan simuladores para proporcionar al operador experiencia práctica en las operaciones de la planta, en situaciones difíciles y condiciones inusuales.

Los primeros simuladores para entrenamiento de operadores de centrales eléctricas se construyeron en los años sesenta en los Estados Unidos y Japón. Para 1981, ya estaban en operación 69 simuladores de este tipo en el mundo. Desde entonces se construyen decenas cada año; en el caso de las centrales nucleoelectricas, el uso de simuladores de adiestramiento se ha convertido en un requisito exigido por los organismos internacionales y nacionales que supervisan su funcionamiento.

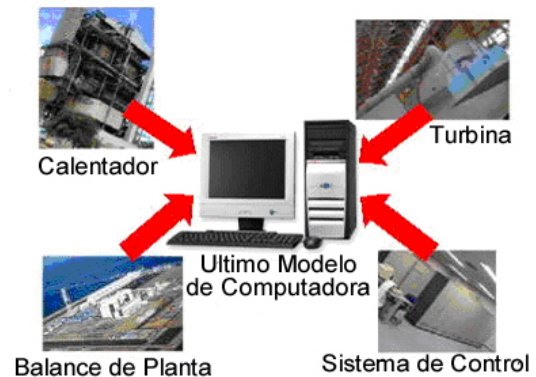


Figura 1-9 Integración de los elementos.
[Fuente: www.nucleartourist.com]

En los primeros días la capacidad de modelar en la computadora estaba limitada, por lo que era necesario omitir ciertos modelos matemáticos de las plantas para poder implementar los principales procesos en un simulador. Pero gracias a los recientes avances en computación los últimos modelos de computadora tienen la capacidad para simular una planta, de esta forma todos los conocimientos prácticos pueden ser incorporados en un solo equipo de cómputo sin omitir nada, figura 1-9.

Las características que debe tener un simulador de una planta son:

1. Alta fidelidad del modelo de la planta y su operación. Con modelos matemáticos exactos, precisos y completos basados en los principios fundamentales de la física, fluidos dinámicos, termodinámica, electrodinámica y las actuales pruebas de operación de una planta.
2. Ser una réplica completa. Debe ser una réplica fiel acorde con el equipo real que se tiene en el cuarto de control.
3. Compacto. Se espera que sea de menor tamaño comparado el equipo original, pero sin que pierda operabilidad y funciones del equipo original.

Algunas funciones de operación del simulador para el entrenamiento y análisis de una planta de energía:

- Operación de entrenamiento. Puesta en marcha, parada, malfuncionamiento y operaciones especiales.
- Control de entrenamiento. Control del modelo de estudio y modelo de la planta,
- Analizar y comprender los principios de funcionamiento de una planta.

1.5.2 Desarrollo en México.

En México el Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE) inició en 1979, a solicitud de la Comisión Federal de Electricidad (CFE), el desarrollo de un simulador para el entrenamiento de operadores de centrales termoeléctricas. Este proyecto representó un gran reto en materia de investigación y desarrollo tecnológico, y dio origen a un área de trabajo ininterrumpido a lo largo de 18 años que ha colocado al IIE a la vanguardia en este campo en Latinoamérica, con resultados comparables en calidad, eficacia y costo a los de países industrializados.

Entre los beneficios de los simuladores desarrollados en el Instituto destaca la considerable disminución de fallas y paros forzados en las centrales eléctricas atribuibles a errores humanos, con la consiguiente reducción en los costos de operación y mantenimiento de los equipos, además del aumento en la confiabilidad y disponibilidad de las mismas centrales.

1.5.2.1 Termos I.

A finales de 1979, el IIE presentó una propuesta para construir el primer simulador y en marzo de 1980 se iniciaron las actividades del proyecto. Se creó el Departamento de Simulación y el grupo que habría de desarrollar el simulador estaba compuesto por un núcleo básico de investigadores y un cuerpo de asesores de prestigio internacional. Los principales objetivos del proyecto fueron aumentar el índice de disponibilidad y la confiabilidad de centrales termoeléctricas, capacitar con rapidez y eficiencia a los operadores de esas centrales, mejorar los procedimientos de operación, mejorar los diseños de dichas centrales, promover la investigación en el país y contar con tecnología nacional en el área de simulación.

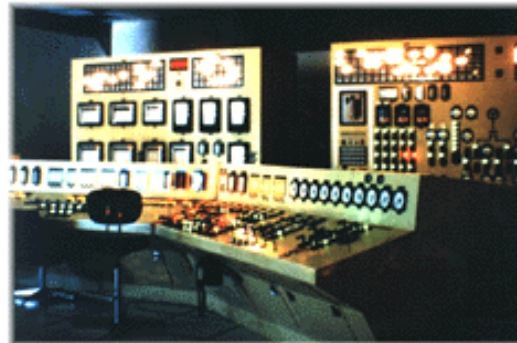


Figura 1–10 Simulador Termos I.
[Fuente: Boletín IIE]

El trabajo, que se llevó a cabo en colaboración con ingenieros de la CFE, culminó en febrero de 1984 con la puesta en operación del Termos I, el primer simulador para adiestramiento de alcance total en América Latina. En éste se simulan todos los componentes de una unidad termoeléctrica de 300 MW que son relevantes para su operación; los modelos matemáticos representan fielmente el comportamiento de la unidad bajo todas las condiciones posibles de operación, normales y anormales.

El Termos I, en la figura 1–10, es una réplica del centro de control de la unidad 1 de la central termoeléctrica Francisco Pérez Ríos, "Tula", que se ubica en el estado de Hidalgo. Fue instalado en el Centro de Adiestramiento de Operadores de Ixtapantongo (CAOI) de la CFE, en Valle de Bravo, Estado de México. A la fecha se han preparado allí casi cuatro mil trabajadores entre superintendentes de operación y de turno, operadores y ayudantes de operación, además de personal que se desempeña en las áreas de diseño y mantenimiento.

1.5.2.2 Simulador de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

Este simulador, de alcance total, fue encargado al IIE en 1984 y se entregó en 1991. CFE había estado capacitando y actualizando al personal de operación de la nucleoeléctrica en el extranjero a un costo alto y en simuladores de plantas que tenían diferencias con Laguna Verde. El nuevo simulador, figura 1–11, no sólo subsana estos inconvenientes, sino también ha contribuido a los excelentes resultados de operación de la central.

Para desarrollar el simulador se requirió de asesoría externa en el modelado, y se revisó y mejoró la metodología con la que ya se contaba en el IIE debido a los requerimientos normativos y a la complejidad de los procesos que tienen lugar en una central nucleoeléctrica. En el proyecto participaron, además de la Unidad de Simulación del IIE, las unidades de Energía Nuclear e Instrumentación y Control, así como los departamentos de Electrónica y Comunicaciones de esos días.



Figura 1–11 Simulador para el adiestramiento de operadores de la Central Laguna Verde.

[Fuente: Boletín IIE]

El simulador se instaló en el Centro de Entrenamiento de Laguna Verde y con éste se capacitan los operadores para obtener la licencia reglamentaria y relicenciarse periódicamente. Cuenta con 21 tableros que tienen instrumentación idéntica a los que se encuentran en el cuarto de control de la central. Los modelos matemáticos utilizados reproducen el comportamiento de la unidad 1 de Laguna Verde en todos los intervalos de operación –en condiciones normales y en fallas y contingencias– desde el arranque hasta la operación a plena carga, así como los cambios de carga, las pruebas de los sistemas de emergencia y pruebas de transitorios.

Los escenarios de adiestramiento del simulador se pueden modificar para incorporar las mejoras que se realizan en los procedimientos de operación de emergencia y las actualizaciones de la propia planta. Si bien en este simulador ya se realizó una primera actualización, la incorporación de los enormes avances tecnológicos en materia de software y hardware reducirá los costos de mantenimiento y ampliará su capacidad. La modernización del simulador comprende el cambio de las computadoras, que datan de 1985, por estaciones de trabajo y modificaciones importantes en el software, sobre todo en lo que se refiere a las interfaces gráficas que permiten la comunicación con el usuario. Con estos cambios, además, las actualizaciones subsecuentes del simulador se podrán hacer más fácil y rápidamente.

1.5.2.3 Simulador de Procesos Nucleares (SPN).

Como parte integral del Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares (LAIRN) de la Facultad de Ingeniería en Jiutepec, Morelos, para análisis, entrenamiento, capacitación y docencia, consiste de un sofisticado sistema de cómputo con herramientas y tecnología de vanguardia para el Análisis de Reactores de Agua Ligera. El sistema constituye un esfuerzo multidisciplinario para integrar experiencia y tecnología avanzada, con soporte técnico y financiero del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), el Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACyT) y el Programa de Apoyo a Proyectos de Investigación e Innovación Tecnológica (PAPIIT).

Diversas interfaces gráficas interactivas que emulan los sistemas de un reactor y sus componentes dinámicos (mímicos y pictoriales) y su instrumentación asociada (paneles de control virtuales), permiten monitorear y controlar el sistema vía manipulación directa de objetos gráficos en pantallas sensibles al tacto. Es posible seleccionar diferentes módulos con componentes genéricos para representar configuraciones típicas (diferentes plantas con características similares), que obtienen información de una base de datos común. La implementación actual se basa completamente en las características de la Central Nuclear de Laguna Verde (CNLV).

El SPN ha sido implementado como un sistema multi-computadoras controlado por una interfaz gráfica avanzada, figura 1–12. El uso de varias computadoras permite ejecutar en paralelo diversos modelos de simulación sin comprometer la adquisición de datos y control en tiempo real; la característica de reconfigurable ofrece mayor flexibilidad en el acceso, despliegue y optimización de los parámetros de la consola de control, y la modularidad facilita que un componente o componentes sean agregados, removidos, o modificados sin afectar el resto de los componentes o al sistema en sí mismo. El sistema permite la representación virtual y emulación de paneles de control e instrumentación asociada, así como la exhibición de diversos despliegues gráficos de información, diagramas mímicos y pictoriales bajo una arquitectura de simulación distribuida. El Simulador puede configurarse para acceso a diversos modelos de sistemas nucleares con propósitos de entrenamiento en operación normal, o bien, acceso a múltiples códigos nucleares especializados para el análisis de eventos transitorios y accidentes severos.

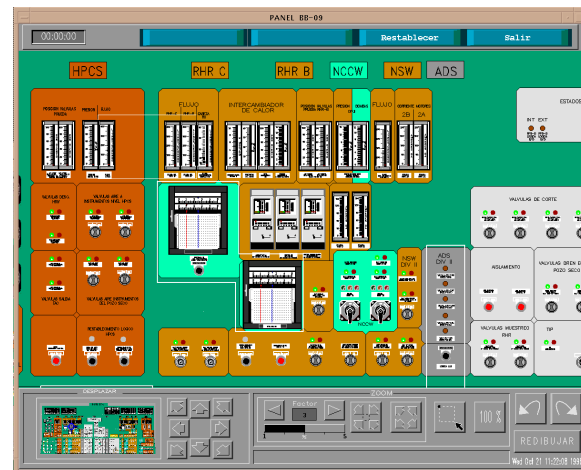


Figura 1–12 Pantalla del SPN.

[Fuente: Simposio La Investigación en la Facultad de Ingeniería 2004]

El Simulador de Procesos Nucleares, utilizado como plataforma experimental, facilitará la incorporación e integración de interfaces hombre-máquina a códigos computacionales para el análisis de la seguridad, prueba y validación de modelos avanzados del reactor y estudios de inestabilidad del reactor. Asimismo, el simulador aumentará la capacidad para realizar estudios de sustitución de instrumentación convencional por sistemas digitales computarizados incorporando ingeniería de factores humanos, y permitirá ampliar el campo de aplicación de nuevas técnicas computacionales asociadas a sistemas de información, diagnóstico y control mediante el estudio, desarrollo e implantación de despliegues gráficos avanzados.

1.5.2.4 Simulador Universitario de Nucleoeléctricas-Reactor de Agua Hirviente (SUN-RAH).

Representa el desarrollo de un modelo para la dinámica de una central nucleoelectrica con reactor nuclear del tipo BWR como el que se tiene en la central de Laguna Verde, utilizando modelos matemáticos de orden reducido. Estos modelos presentan las características principales de la vasija del reactor, del sistema de recirculación, líneas de vapor, turbinas, generador, condensadores y agua de alimentación, definidas por los principales fenómenos que intervienen en los procesos físicos.

Este simulador se encuentra en desarrollo con la implementación de diferentes módulos. El objetivo del SUN-RAH es contar con una herramienta computacional de apoyo a cursos de ingeniería y postgrado en materias de generación y transporte de energía en centrales eléctricas de potencia, desarrollo de software, sistemas de control, etc.

1.6 Resumen.

La radiación es parte de nuestra vida diaria, con el desarrollo de la tecnología, el hombre ha desarrollado fuentes artificiales de radiación que incrementan los niveles naturales a los que estamos expuestos. Para satisfacer la demanda de energía eléctrica el hombre a desarrollado diferentes tipos de plantas generadoras, entre las cuales se encuentran las ~~Plantas~~ centrales de energía nuclear que utiliza la energía liberada de fisiones nucleares de materiales como el uranio o el torio para producir el calor necesario para la generación de energía eléctrica, al mismo tiempo en el núcleo donde se producen la fisiones, se originan productos radiactivos con un impacto potencial sobre el medio ambiente.

Por esta razón es importante describir los elementos que forman parte del reactor de una planta nuclear y la operación de la misma para comprender la forma de manejar estos productos radiactivos que se obtienen durante la generación de energía eléctrica. Una vez estudiada la operación de la planta es necesario tener una representación correcta de los sistemas de monitoreo de radiación que están diseñados para mantener controlados los niveles de radiación y prevenir una posible contaminación al medio ambiente. Así como los procedimientos de mantenimiento donde interviene el ser humano para tener en cuenta las medidas de seguridad que se deben seguir de acuerdo a los niveles de exposición que exigen los organismos reguladores de instalaciones nucleares.

Con estos antecedentes, es posible comprender la importancia de los simuladores de una planta de energía nuclear y apreciar el conocimiento que se ha adquirido a lo largo de estos años, con el constante desarrollo de simuladores a nivel nacional e internacional, tanto para la capacitación del personal responsable de la operación de las plantas nucleares, así como para estudiantes de licenciatura, maestría y doctorado interesados en el conocimiento profundo de la operación de las nucleoelectricas.

A lo largo de esta tesis se plantean los temas necesarios para la implementación y desarrollo de modelos de radiación que permitan tener una herramienta para el estudio de los procesos de radiación y que trabajen simultáneamente con otras herramientas desarrolladas para el Simulador Universitario de Nucleoelectricas con Reactor de Agua Hirviente.

Se plantea obtener un modelo virtual que permita observar el comportamiento de los productos de fisión a lo largo del proceso de generación y transporte de energía en una central nucleoelectrica simulada, de tal forma que sea posible observar las condiciones de exposición de los trabajadores de acuerdo al área asignada y el monitoreo que se le debe dar al trabajador.

2. Modelos de Generación de Radiación Reactor Tipo BWR

Dado que las plantas de energía nuclear generan energía a partir del calor producido por la fisión nuclear, el nivel de generación es comúnmente medido a partir del monitoreo de la radiación que está directamente asociada con el proceso de fisión.

Fragmentos activos de fisión, neutrones, fotones, y otras partículas son producidos al mismo tiempo que ocurre cada fisión. El número de estas radiaciones, o componentes de estas radiaciones es proporcional al número de fisiones. El índice de aparición de estas radiaciones es proporcional a la tasa de radiación, por lo tanto es proporcional a la potencia del reactor.

La mayoría de los fragmentos de radiación son radiactivos y continúan las emisiones beta y gamma mucho tiempo después de haber sido producidas, además los neutrones de la fisión y algunos de los fotones más activos pueden inducir radioactividad. Esta radioactividad también puede persistir durante largo tiempo después del proceso de generación. La radiación total de los residuos radiactivos, también llamada decaimiento de calor o actividad de los productos de fisión, contribuye con aproximadamente 5 % del calor en el reactor. Sin embargo, el decaimiento de calor no es un indicador de la potencia del reactor pero está relacionado a la historia de operación del reactor.

2.1 Reactor y Suministro de Vapor.

El sistema de suministro de vapor nuclear (NSSS por sus siglas en inglés) que se puede observar en la figura 2–1, está diseñado para conducir el vapor desde la vasija del reactor, a través de la contención, hasta la turbina; para evitar fugas no controladas de vapor al ambiente en condiciones anormales de operación y de accidente; para ayudar a limitar la presión en la vasija a niveles permitidos y para canalizar el agua de alimentación a través de la contención hasta la vasija del reactor.

Sin importar el tipo de reactor debe cumplir con las 3 siguientes funciones importantes:

- Producir y transferir el calor hacia el refrigerante.
- Mantener la presión límite para evitar la pérdida de refrigerante.
- Proveer una estructura para contener el combustible.

2.1.1 Núcleo y Vasija.

En un reactor el término núcleo es usado para referirse al área donde se localiza el combustible. Dentro de la vasija del reactor se encuentra otra vasija llamada tambor del núcleo, Este núcleo se encuentra en una base dentro del la vasija del reactor. En el área entre el núcleo y la vasija del reactor se encuentran montadas bombas a chorro, esto permite el flujo a través del reactor, El refrigerante fluye de la base del núcleo hacia arriba atravesando las cavidades del núcleo, de esta forma circula por los ensambles de 4 m y las barras de combustible para remover el calor. Esto permite que el agua hirviendo se convierta en vapor. La mezcla de vapor-agua pasa a un área del reactor donde el agua es removida del vapor.

Los procesos de fisión son controlados a través de los siguientes métodos

- Barras de control las cuales se insertan para detener los procesos de fisión.
- Barras veneno de neutrones las cuales permiten detener el proceso de fisión

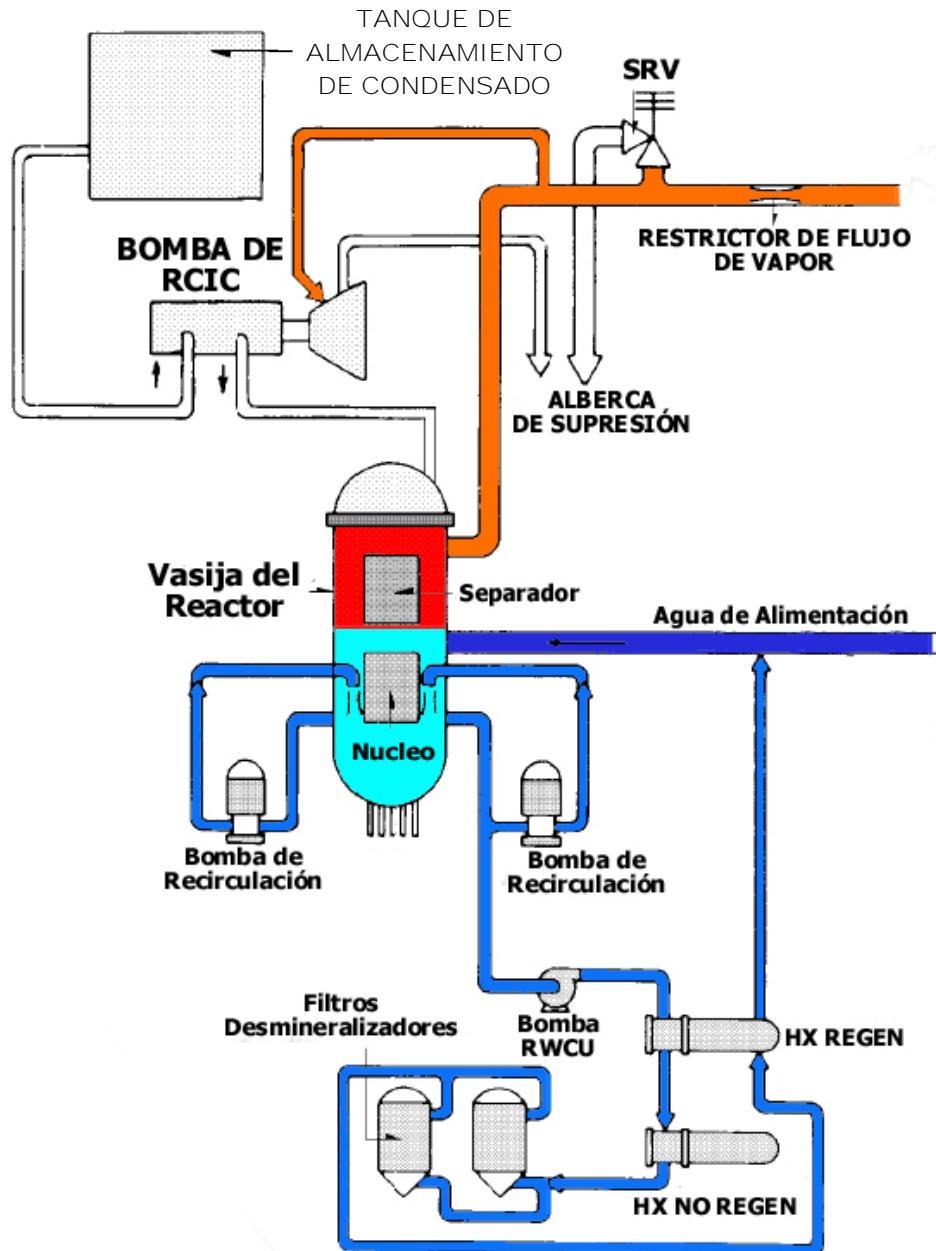


Figura 2-1 Sistema de Suministro de Vapor Nuclear del BWR.
 [Fuente: Plant General Description, GE Nuclear Energy]

En la figura 2-1 se observa el RCIC que no está contemplado en los modelos desarrollados en esta tesis, así mismo otros procesos como el Reactor Heat Removal, Reactor Nuclear Service Water, Reactor Nuclear Close Cooling System, en este momento no están modelados en el SUN-RAH, posteriormente se contempla agregar los equivalentes radiactivos cuando se implementen los del proceso.

2.1.2 Separadores de Vapor.

La función de los separadores de vapor es remover el agua del vapor. Adicionalmente se cuenta con secadores de vapor que remueven prácticamente todo rastro de líquido en el vapor que se dirigirá a las turbinas. Esto se hace para asegurar que el vapor que entra a las tuberías de vapor cause el mínimo efecto corrosivo en las aspas de la turbina. Las aspas son grandes y el vapor cargado con partículas de agua puede causar severos efectos corrosivos y acumulación de desechos en las aspas.

2.1.3 Sistema de Recirculación.

Este sistema tiene las siguientes funciones:

- Controlar el poder de generación del reactor a través de la variación de la velocidad de recirculación de las bombas
- Refrigerar el reactor durante su operación normal.

El sistema de recirculación consiste de dos lazos de recirculación. Cada lazo está compuesto de tuberías que vienen desde el reactor hacia las bombas de recirculación, y posteriormente el fluido regresa al reactor. Los flujos del circuito de recirculación son controlados con válvulas de control a la salida de motores con velocidad constante, aunque en algunas plantas se hace por motores de velocidad variable. Cuando la velocidad del fluido aumenta, más vacíos son removidos del núcleo, resultando en una mayor producción térmica de neutrones, esto da como resultado un incremento de la potencia.

Las bombas de chorro son consideradas como parte del sistema de refrigeración del reactor. El control principal para estas bombas a chorro es proporcionado por la presión principal de la descarga de las bombas de recirculación.

Diferentes aportaciones al flujo tienen lugar en los procesos de recirculación como:

- Sistemas de limpieza del reactor utilizados para purificar el refrigerante por medio del sistema de limpieza de agua del reactor (RWCU por sus siglas en inglés).
- Sistema refrigerante en condiciones de parada del reactor utilizado para bajar la temperatura en el reactor por debajo de los 450 K.

Las válvulas de motor comúnmente se operan en los motores para aislar las bombas de recirculación durante el mantenimiento. La instrumentación principalmente proporciona la velocidad del flujo.

2.1.4 Sistema Principal de Vapor.

La función principal del sistema es proveer vapor de los separadores hacia las turbinas. Así mismo tiene la capacidad para prevenir la sobrepresurización de la fuente de vapor, cuando suministra más calor del que la turbina puede soportar, y el enfriamiento excesivo del sistema de refrigeración del reactor, cuando el sistema de vapor extrae más calor del que la fuente produce.

Los componentes principales del sistema de vapor son:

- Línea de vapor del reactor hacia la turbina.

- Válvula principal de aislamiento de vapor MSIV, usualmente una válvula operada por un motor es usada para aislar el vapor de la turbina.
- Válvulas de seguridad. Son una gran cantidad de válvulas de alivio que se abren si la presión del vapor alcanza niveles muy altos.
- Válvulas de alivio de potencia. Una gran cantidad de válvulas operadas por un motor, que se colocan para intentar mantener el nivel de presión por debajo del de las válvulas de seguridad, con lo que se mantiene bajo cierto nivel la presión del vapor.
- Válvulas de no retorno (check). Una gran cantidad de válvulas previenen el retorno del flujo de vapor a través de la línea de vapor.

2.1.5 Sistema de limpieza de Agua del Reactor.

El sistema RWCU (por sus siglas en inglés), se encarga de remover productos químicos del sistema de recirculación. El refrigerante pasa a través de válvulas separadoras, después circula por intercambiadores de calor para enfriar el agua, posteriormente pasa por los intercambiadores de iones, los cuales se encargan de remover los elementos no deseados, para posteriormente devolver el refrigerante al sistema de recirculación.

2.2 Balance de Planta.

El Balance de Planta (BOP por sus siglas en inglés), es una parte importante del sistema de un reactor BWR y está conformado de la siguiente forma por turbinas, generador, condensadores y sistema de agua de alimentación, el cual se presenta en la figura 2–2.

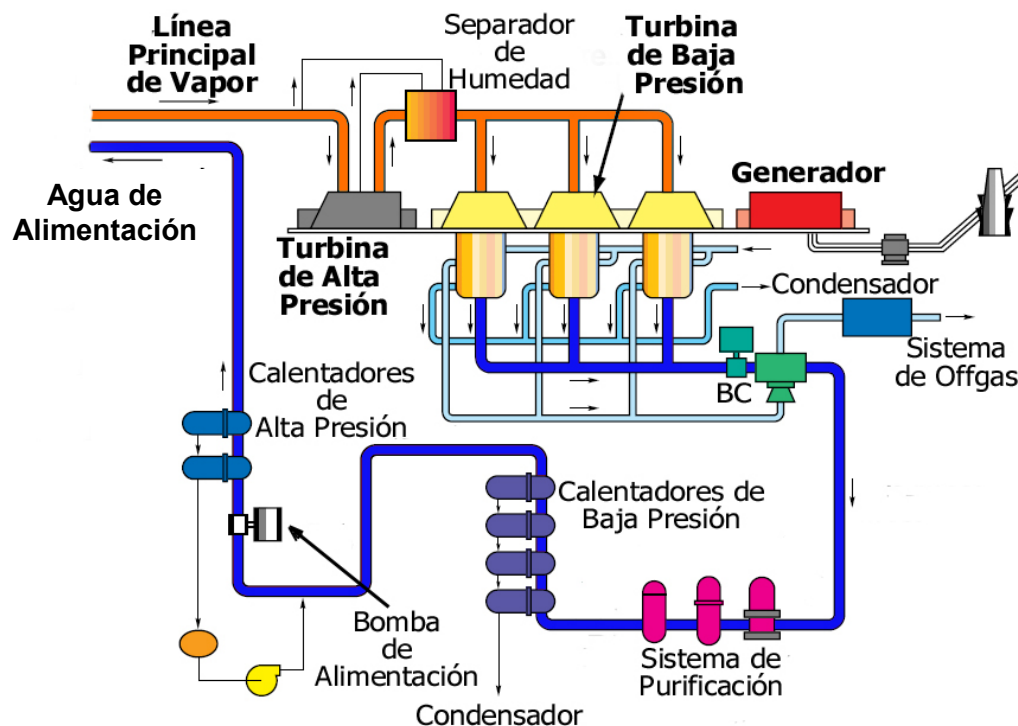


Figura 2–2 Balance de Planta.

[Fuente: Plant General Description, GE Nuclear Energy]

2.2.1 Turbinas.

Todas las plantas de energía usan turbinas, figura 2–3, para operar el generador. La función más importante de la turbina es convertir la energía de alta presión del vapor en energía mecánica rotando sobre el propio eje que está conectado al generador,

Esta conversión se realiza en dos etapas – la primera en una pequeña turbina de alta presión, y después pasa a través de un separador de humedad, para seguir en 2 o más turbinas grandes de baja presión. Las turbinas siempre están rodeadas por una barrera de protección debido a que en esta área el vapor que viene del reactor aun contiene isótopos radiactivos con una vida media de unos 7 segundos.

Los sistemas de soporte de la turbina tienen las siguientes funciones:

- Controlar la cantidad de vapor admitido en la turbina.
- Lubricar el generador.
- Mantener el vapor dentro de la turbina.
- Proteger la turbina en caso de falla eléctrica o mecánica.

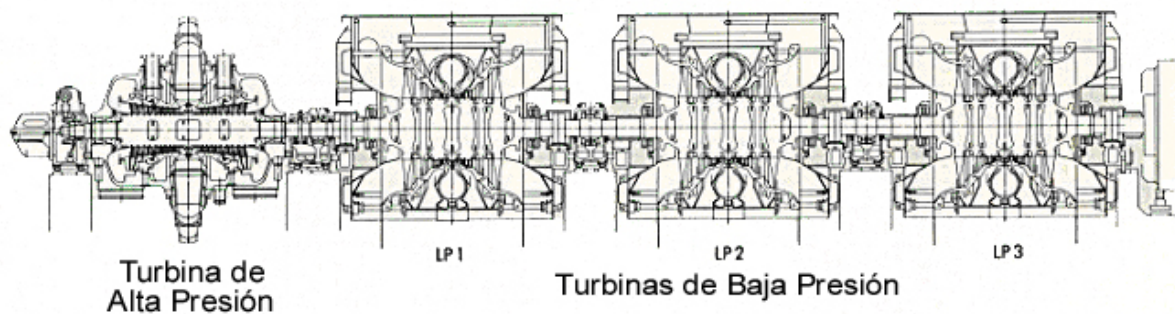


Figura 2–3 Sistema de Turbinas.

[Fuente: www.nucleartourist.com]

El **Separador de Humedad** tiene la función de remover la humedad de la salida de vapor de la turbina de alta presión antes de pasar a las turbinas de baja presión.

El sistema de Válvulas Hidráulicas de Control. Son usadas para regular la cantidad de vapor admitida en la turbina. Antes de la turbina de alta presión, se tienen unas válvulas de paro seguidas de válvulas de control. Cada línea de vapor debe tener una válvula con una o dos válvulas de control. Algunas veces las válvulas de control son utilizadas como reguladores o válvulas de soporte. La apertura eléctrica de las válvulas está basada en instrumentación o circuitos de sensores digitales que determinan la cantidad de vapor a suministrar.

2.2.2 Generador.

Sin importar el tipo de planta, debe contar con uno o más generadores. La principal función del generador es generar electricidad de corriente alterna para suministrar a la red. El generador normalmente es de 20 a 22 kV y la frecuencia una de 60 Hertz, esta frecuencia es determinada por la velocidad de rotación del generador.

El generador consiste en un excitador, un estator y un rotor. El excitador mantiene un bajo voltaje que hace circular a través del rotor, cuando el rotor gira, induce un voltaje en el estator. El Generador también funciona como regulador de voltaje ya que mantiene el voltaje en los límites aceptables.

Los sistemas de soporte del generador deben cumplir con:

- Refrigerar el generador.
- Lubricar el generador.
- Mantener el gas de hidrógeno dentro del generador.
- Mantener frescos los cables del generador.

Refrigeración de hidrógeno. El hidrógeno es usado dentro del generador para refrigerarlo. El hidrógeno se hace circular por medio del sistema final de refrigeración.

Lubricación. Se utiliza un sistema de aceite para mantener lubricado el sistema del rotor del generador, además otro sistema de aceite se utiliza para mantener el hidrógeno dentro del generador. Así mismo el aceite es enfriado por medio del sistema final de refrigeración.

2.2.3 Condensadores.

Comúnmente hay un condensador por cada turbina de baja presión. El condensador tiene miles de pequeños tubos, que están hechos de cobre, acero inoxidable o titanio. El condensador es un largo y simple intercambiador de calor con tubos montados por lo regular de forma horizontal.

El agua que llega del sistema de recirculación entra al condensador en una caja de agua. El nivel de ésta debe mantenerse por encima del nivel de todos los tubos, de otro modo el condensador no será eficiente. Cuando uno de los tubos del condensador esta fallando la planta se vuelve menos eficiente, por ejemplo por la obstrucción o la acumulación de cualquier material reduce la habilidad de transferir calor desde el vapor hacia el agua.

Un condensador puede calentar el agua que circula hasta 278 K (40 °F). El vacío del condensador se mantiene ya sea por una bomba mecánica de vacío o por unos expulsores de aire que controlan el vapor y que succionan gases (no el vapor) del condensador.

La caja de agua se mantiene llena usando los expulsores de aire u otro sistema que mantiene el nivel de agua en la caja tan alto como se necesite por arriba de los tubos. En el lado de vapor del condensador, el agua se colecta del fondo del pozo caliente que proporciona la fuente de agua para las bombas del líquido condensado.

Las funciones importantes del condensador son:

- Condensar y recuperar el vapor que pasa a través de la turbina.
- Mantener un vacío para optimizar la eficiencia de las turbinas.

Y los sistemas de soporte del condensador deben cumplir con:

- Limpiar los tubos del condensador.
- Mantener el nivel de agua en el condensador para no degradar la eficiencia.
- Mantener el vacío en el condensador.

2.2.4 Sistema de Condensador y Agua de Alimentación.

El sistema es parte integral del ciclo agua-vapor, su función es suministrar al reactor la cantidad de agua necesaria, con la pureza y calidad requeridas para su transformación en vapor. El vapor producido en la vasija del reactor cede su energía en la turbina principal y es condensado a la descarga de ésta en el condensador principal. Desde el condensador principal, el condensado se bombea y se precalienta para inyectarlo de nuevo en la vasija, completándose el ciclo.

En este sistema el agua llega de los condensadores hacia la **bomba de condensado** que eleva la presión normalmente desde los niveles del vacío hasta 2400 kPa. Posteriormente pasa al **calentador de baja presión** de alimentación, donde se calienta el agua condensada que fluye a través de los tubos con el vapor usado de la turbina. La temperatura se incrementa entre 300 K y 500 K. Continúa a la **bomba de agua de alimentación** para incrementar la presión de 2400 kPa hasta 8000 kPa. Por lo regular se tienen 2 o 3 bombas. Estas bombas de alimentación comúnmente giran a 5000 revoluciones por minuto, cuentan con un sistema de lubricación y son capaces de bombear entre 15 000 y 35 000 litros por minuto. Finalmente pasan a los **calentadores de alta presión** de alimentación de agua, donde incrementan la temperatura del agua que pasa a través de los tubos de 450 K a 500 K usando el vapor de las turbinas que pasa por fuera de los tubos.

2.3 Sistemas de Monitoreo.

El camino más conveniente para realizar cualquier medición es el método directo. Por lo tanto la potencia del reactor debería ser medida directamente en el punto donde se generan las fisiones. Los productos de radiación y la radiación beta tienen un corto alcance y son detenidos en el combustible del reactor. Sin embargo, los neutrones y los rayos gamma que acompañan a la fisión son lo suficiente penetrantes para ser detectados a cierta distancia. La tecnología para medir la potencia del reactor está basada en la detección de neutrones, rayos gamma o ambos. El Sistema de Monitoreo de Neutrones (NMS) es el método más confiable para determinar la potencia neutrónica del núcleo del reactor de un BWR y normalmente consta de los subsistemas SRM (monitores de rango fuente), IRM (monitores de rango intermedio), LPRM (monitores locales de rango de potencia) y APRM (monitores promedio de potencia). Cada uno de éstos tiene la función de determinar el flujo neutrónico en el interior del núcleo del reactor en rangos que se traslapan de manera que siempre se tienen medidas confiables del número de fisiones ocurriendo en el reactor.

2.3.1 Procesos de Radiación y Sistemas de Monitoreo de Radiación.

Varios gases y líquidos en las líneas de procesos son monitoreados por radiactividad. Los sistemas encargados de estas mediciones SMR (sistema de monitoreo de radiación) se diseñan y operan de acuerdo al tipo y características de la posible radiación que pudiesen presentarse en la instalación nuclear. Un registro permanente de descarga se mantiene de acuerdo a los criterios de la organización encargada de vigilar las instalaciones o equipos que manejan material radioactivo. En México es la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) y en los EU es la NRC (Nuclear Regulatory Commission) quienes establecen las normas y las regulaciones federales a que se deben

sujetar instalaciones, personal y equipos que utilicen material radioactivo. La localización de las líneas de procesos de líquidos y gases en un BWR típico se muestra a continuación.

Los sistemas de la planta y monitoreo de radiación se presentan en la figura 2-4.

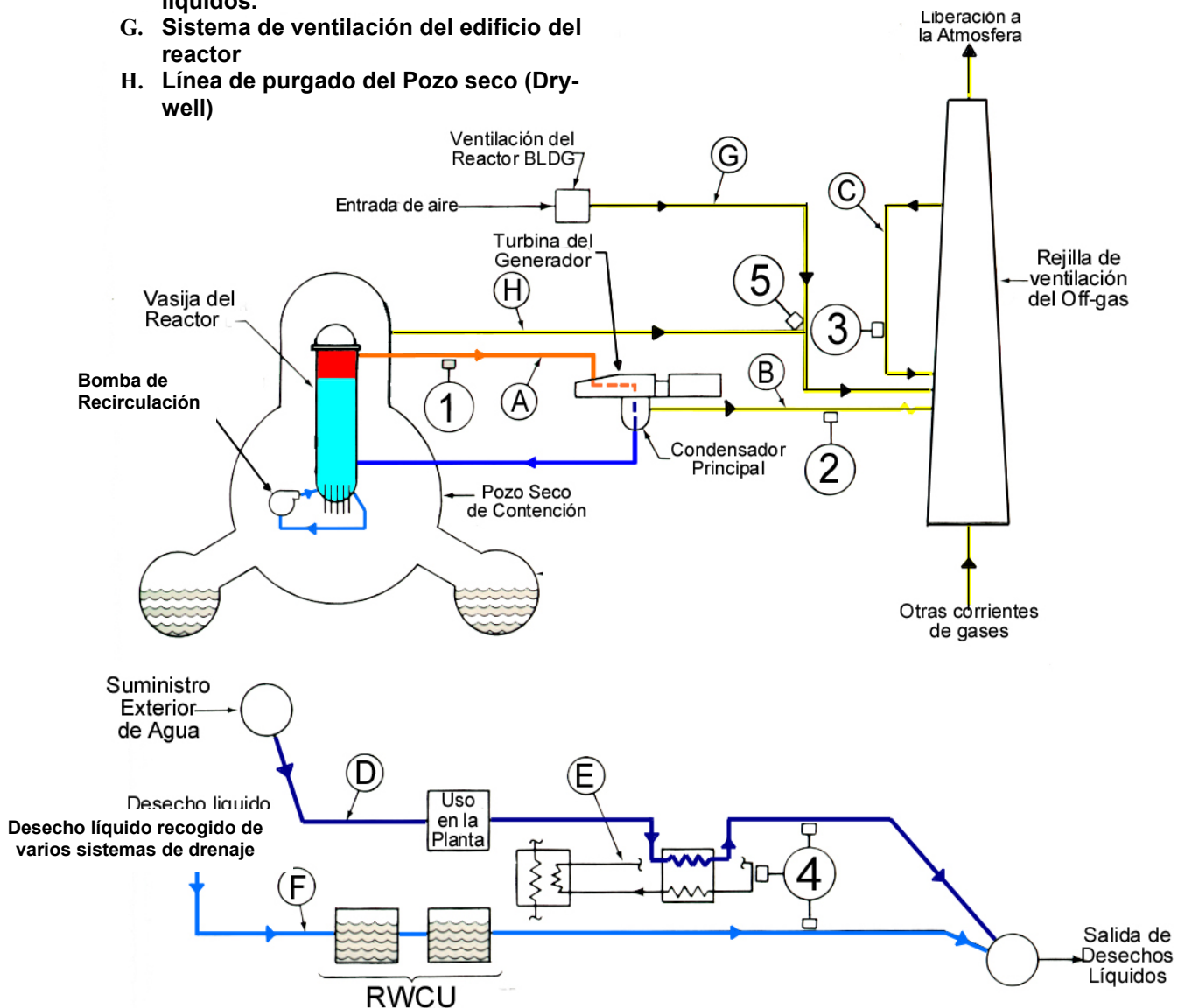
Figura 2-4. Sistemas de la Planta.

[Fuente: Nuclear power reactor instrumentation systems handbook]

- A. Líneas Principales de Vapor
- B. Sistema principal del condensador, off-gas y expulsión de aire.
- C. Respiradero del Off-gas
- D. Agua de servicio del edificio del reactor
- E. Sistema de refrigeración cerrado del edificio del reactor.
- F. Sistema de desechos radiactivos líquidos.
- G. Sistema de ventilación del edificio del reactor
- H. Línea de purgado del Pozo seco (Dry-well)

Sistemas de Monitoreo de Radiación (SMR).

1. SMR de la línea de vapor principal.
2. SMR del eyector de aire del off-gas
3. SMR de la ventilación del off-gas
4. SMR del proceso líquido
5. SMR de la ventilación del edificio del reactor



2.3.2 SMR Extractor de aire off-gas.

La radiación del condensador principal del extractor de aire del off-gas es continuamente monitoreada. El sistema debe medir y registrar la tasa de emisiones de actividad gamma de más de 10 veces mayor a las permitidas en la tasa de emisiones. Esto debe advertir y tomar las acciones mencionadas a continuación.

El rango es 100 $\mu\text{Ci/s}$ a 10 Ci/s (1 a 10^6 mR/h), dando un monitor de salida de 10^{13} a 10^{-7} amperes. El antecedente normal, depende del tamaño de la planta, es de 50 a 1000 $\mu\text{Ci/seg}$. El canal es normalmente fijado para dar un aviso del indicador largo de 10 veces el permitido en las tasas de emisiones.

El interruptor lógico (normal) para los dos canales toma acción cuando cualquiera de los dos interruptores de niveles altos ocurre o un alto o bajo disparo ocurre. La lógica entonces inicia un cambio en el retraso de tiempo, ajustable de 0 a 15 minutos. Al final del tiempo de retardo, la válvula de cerrado en la línea del extractor de aire principal del off-gas es cerrada. Si uno de los puntos de interruptor excedidos regresa a la normalidad, el tiempo de retraso es reiniciado automáticamente. El diseño toma ventaja de un tiempo largo (15 minutos) para el off-gas para viajar desde el punto de detección a través de la válvula de cierre y permite al operador tomar la acción adecuada de alarma. Cuando la válvula de cierre es cerrada, el condensador principal pierde vacío, y esta es una salida rápida para los sistemas de protección del reactor.

En el sistema son usados dos canales de instrumentación. Dos cámaras de ionización sensibles a la radiación gamma están localizadas cerca de la cámara vertical de muestreo a través de la cual una muestra del off-gas fluye por el condensador principal de succión. La geometría del trazado provee un retraso de 2 minutos para el decaimiento de ^{16}N antes de que el Off-gas alcance la cámara de muestreo. El detector de señal es alimentado por un amplificador de seis décadas logarítmicas. El contador está escalado de 1 a 10^6 mR/h . Cada medidor tiene un inicio corto con un reinicio manual para indicar problemas en el instrumento y un inicio largo con reinicio automático. Cada uno de los dos canales es suministrado desde un bus diferente del sistema de protección del reactor (buses A y B) Ambos canales son registrados.

2.3.3 SMR de la Ventilación off-gas.

Los gases ventilados a la atmósfera deben ser monitoreados, y la radiactividad liberada al medio ambiente registrada. No se requiere control, pero debe darse una alarma cuando el máximo nivel permitido anual es rebasado.

En el sistema los gases son retirados de una sonda isocinética insertada en la rejilla de ventilación del flujo como se muestra en la figura 2–4. El sistema de sondeo consiste en una bomba de vacío, dos cámaras de muestreo con detectores de centelleo, un filtro muestreador de halógeno, un filtro de partículas, una lista de medición, controles de flujo, control de válvula, válvula de bola, re-movedor de calor, y purgador de líneas, la conducción y las conexiones desde y hacia la rejilla local. Las dos cámaras de muestreo con detectores están instaladas en serie con la línea y protegidas contra ruido. Los pulsos de los detectores de centello (sensible a la radiación gamma en el rango de 50 keV a 2.0 MeV) son preamplificadas antes de ser enviadas a la sala de control. Cada sistema de medición gamma tiene sus propias tasas de conteo en 7 décadas logarítmicas con

escalas de medición para 10^{-1} a 10^6 conteos por segundo. Cada monitor tiene su detector de error de instrumentación, una escala baja de alarma y dos alarmas de alta radiación. Cada monitor es registrado en un grabador de doble pluma. El sistema es calibrado con una fuente de cesio en la cámara de pruebas.

2.3.4 SMR de la ventilación del edificio del reactor.

Puesto que el edificio del reactor constituye la segunda contención o sea la cuarta y última de las barreras a la radiación, y debe ser vigilada permanentemente para minimizar la posibilidad de liberación de radioactividad al medio ambiente. Si la radioactividad excede los límites establecidos por el organismo regulador (CNSNS), el sistema debe ser apagado, el sistema de ventilación principal deberá ser aislado y el sistema de auxiliar para el tratamiento de gases debe ponerse en marcha.

Dos detectores Geiger-muller, localizados en contra flujo del escape de ventilación aislado, detectan los niveles gamma en los conductos de gases del edificio del reactor. La señal es realimentada a una unidad indicadora en el cuarto principal. La lectura es logarítmica y escala de 0.1 mR/h a 1 R/h. La potencia es suministrada por el bus principal del sistema de protección de la planta (SPP). Cada unidad indicadora tiene una escala baja para problemas de los instrumentos y una escala alta para altos niveles gamma. El sistema de ventilación se cierra y el tratamiento del gas es iniciado cuando hay dos escalas altas, una escala alta y una escala baja, o dos escalas bajas.

2.3.5 SMR de la línea de vapor principal.

Cada línea de vapor principal debe ser monitoreada por la gran emisión de los productos de fisión y como evidencia de un exceso de falla del combustible, el diseño base para que el seguidor a la turbina y la atmósfera puedan ser limitados.

Las cuatro líneas de vapor principal son monitoreadas con una cámara de ionización localizada después de las válvulas de aislamiento en el lado de la turbina de la línea de vapor. La geometría local permite medir por medio de cada detector de alta actividad gamma en cualquier línea. La salida de DC de la cámara de ión (3.7×10^{-10} amperes por roentgen por hora) es enviada a un amplificador de escala de seis décadas logarítmica de 1 a 10^6 mR/h en el cuarto de control principal. Un registrador de dos plumas permite que dos de las 4 niveles gamma sean registrados a través de un interruptor de selección. La acción de control es obtenida del indicador del amplificador logarítmico. Cada uno tiene un nivel bajo de lectura con reinicio manual para las anomalías del instrumento y una lectura de alto nivel con reinicio automático. Cada grabador tiene una alarma alta fijada más baja que la fijada para el amplificador logarítmico. Los dos canales son alimentados del bus A del sistema de protección del reactor y los otros dos del bus B. Una extracción es iniciada cuando cualquiera de los indicadores del canal 2 alimentados por el bus A coincide con uno de los indicadores del canal 2 alimentados por el bus B. Los ajustes se hacen para una alarma de 10 veces los antecedentes y una señal de 100 veces el antecedente. Los antecedentes del ^{16}N de irradiación de agua corresponden aproximadamente de 30 a 60 Ci/s. Para contener la radioactividad, el sistema cierra las válvulas de las líneas de off-gas, y desconecta la bomba de vacío del condensador mecánico.

2.3.6 SMR de los procesos líquidos.

Los líquidos radiactivos que normalmente son descargados al ambiente deben ser monitoreados y se debe dar una alarma cuando los niveles de radiactividad en los procesos de flujo exceden los límites permisibles. Normalmente los sistemas no contaminados deben también ser monitoreados para la radioactividad indicativa de un mal funcionamiento del sistema.

Los tres sistemas de agua son monitoreados. El primer sistema de agua, llamado sistema cerrado de agua de refrigeración del edificio del reactor, provee el refrigerante para diferentes áreas que pueden llegar ser contaminadas en el caso de fallo de la primera barrera (el tubo de zircaloy que encierra a las pastillas de combustible nuclear en los BWR) y de fugas en los equipos que constituyen la segunda barrera (vasija del reactor y sistemas directamente conectados a ella) a la liberación de radiactividad, tales como el intercambiador de calor no regenerativo y las bombas de recirculación. Este es normalmente un sistema cerrado que contiene algo de radioactividad que ha sido inducida en aditivos inhibidores de corrosión. Un cambio en los niveles normales de actividad indica una fuga de agua radioactiva al sistema. El agua de servicio descargada por el sistema es fría y normalmente de áreas no radioactivas, tales como bombas de soporte, compresores de aire, etc. También el sistema cerrado de refrigeración de agua del edificio del reactor es enfriado con el servicio de agua del intercambiador de calor. La descarga al mar, océano o ríos es monitoreada por un considerable incremento (una década) por encima de los antecedentes. El sistema de desperdicios líquidos radioactivos monitorea los desechos recogidos de muchos sistemas de drenaje. Su dilución de niveles bajos antes de ser descargados al ambiente debe ser monitoreada.

Los pulsos de los tres canales de una protección de detector de irradiación insertado en la tubería del proceso son preamplificados y enviados a una tasa de conteo en el cuarto de control. Todos tienen una escala baja y alta y son registrados individualmente. El ajuste de los interruptores son ajustados por un monitor especialmente instalado puesto que depende de diferentes variables, tales como velocidades de flujo, eficiencia de la protección, aumentos no deseado, antecedentes de radiación en la locación, poder de la planta, requerimientos permitidos. No hay acción de control además de la alarma. El precedente es siempre monitoreado en el BWR, pero ha habido otras aguas residuales que algunas veces requieren un monitoreo adicional, dependiendo de la geografía y del diseño específico de la planta.

2.3.7 Detectores del Refrigerante.

Cualquier detector de líquido o gas refrigerante es utilizado para indicar las condiciones radiológicas del refrigerante y determinar las que pudieran afectar la seguridad del personal, del reactor o de los alrededores.

Los detectores en los refrigerantes generalmente son de dos tipos: 1) aquellos que son totalmente externos al proceso los cuales vigilan la radiación que pasa a través de las barreras de contención y 2) aquellos detectores que se encuentran dentro del mismo flujo del refrigerante. Por supuesto los sistemas de detección externos serán menos sensibles, limitados primeramente por los fotones y la poca capacidad para detectar los bajos niveles de energía de los componentes que son absorbidos por las barreras que contienen el

anticongelante. Sin embargo, estos detectores generalmente son sistemas simples y más baratos, con un mantenimiento y calibración más sencilla.

Los sistemas de monitoreo generalmente son diseñados de modo que el detector es colocado directamente en el torrente del refrigerante. Esto da una gran ventaja en la sensibilidad pero representa una mayor dificultad para su mantenimiento. Además de que el detector debe estar bien protegido del mismo refrigerante ya que puede ser corrosivo. Una combinación de detectores externos e internos puede proveer las ventajas de ambos sistemas.

2.3.8 Detectores de Aire.

Los detectores de aire pueden dividirse en dos categorías básicas: aquellos diseñados para monitorear las partículas del aire y aquellos para monitorear gases radiactivos.

En los detectores de gases, el gas es directamente medido por su paso a través de él o cuando entra en el detector. Comúnmente el detector es una cámara de ionización conectada a un electrómetro sensible, por lo regular son los mejores para realizar mediciones para bajos niveles de energía.

Los detectores de las partículas de aire son usados para medir las concentraciones no gaseosas radiactivas contaminadas en el aire. Básicamente tienen un sistema para hacer circular el aire, un filtro para remover las partículas y un detector para medir la radiactividad de las partículas depositadas en el filtro.

2.4 Resumen.

Para desarrollar los modelos de radiación es necesario comprender los procesos de generación de radiación de forma que se puedan identificar y separar las diferentes etapas que tiene una planta de energía a lo largo del proceso de generación de energía. Se estudian los elementos y la función que desempeña individualmente cada uno, con el fin de identificar las características que deben satisfacer los modelos de radiación que se establece, así como comprender la operación de los sistemas e instrumentos de monitoreo de los niveles de radiación, utilizados en una planta de energía nuclear.

3. Desarrollo de Modelos de Radiación de Procesos.

La radiactividad presente en el refrigerante de un reactor nuclear puede ser debida a dos causas:

1. Contaminación de productos de fisión en la masa del combustible y posterior escape a través de vainas deterioradas hasta el refrigerante.
2. Contaminación del refrigerante por activación. Se pueden citar los siguientes procesos:
 - a) Activación de los átomos del propio refrigerante.
 - b) Activación de las impurezas que arrastra el propio refrigerante.
 - c) Activación de los productos de corrosión o erosión.
 - d) Contaminación por átomos de retroceso de las vainas.

3.1 Modelo de Falla de Combustible.

Durante la operación del reactor se acumulan en el combustible una cantidad apreciable de productos de fisión, que suponen una fuente de radiactividad bastante elevada. El diagrama de bloques para el modelo de falla se presenta en la figura 3–1.

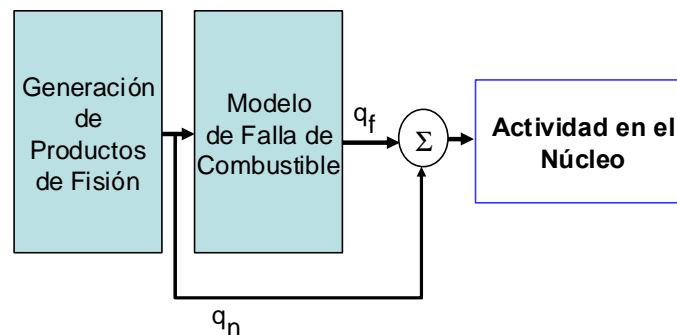


Figura 3–1 Modelo de falla de Combustible.

La vaina es una cubierta que encierra al combustible y está sujeta a tensiones térmicas, esfuerzos mecánicos, presiones internas de gas y la acción corrosiva del refrigerante, por lo que es casi inevitable que se produzcan pequeñas fisuras durante la operación del reactor que permitan que una pequeña fracción de los productos de fisión pase al refrigerante, tras haberse difundido en la masa del combustible.

Aun cuando la existencia de esta actividad fugada en el refrigerante se detecta casi inmediatamente, es casi imposible localizar una pequeña fuga con seguridad mientras opera el reactor y por otra parte no es práctico ni económicamente factible parar el reactor y cambiar los ensambles de combustibles cada vez que ocurra un escape de este tipo. Durante la operación del reactor parte del refrigerante pasa continuamente a través de un sistema de tratamiento que lo descontamina extrayendo las partículas radiactivas disueltas conocido como RWCU (por sus siglas en inglés) en los reactores tipo BWR.

La cantidad de productos de fisión que pasan al refrigerante depende de:

- La temperatura del combustible.
- El tipo y tamaño del mismo.

- El tamaño y número de roturas en las vainas.
- La naturaleza química de cada producto de fisión.
- El gradiente de concentración y presión a través de la vaina.

Muchos elementos permanecerán químicamente unidos al combustible y a la aleación de la vaina; sin embargo, cabe esperar que los gases nobles (Xe, Kr, He, I) se difundan bien y en menor extensión el hidrógeno y los agentes volátiles. La mayor parte de los productos de fisión restantes se difundirán y llegaran al refrigerante a una velocidad muy pequeña.

Las cantidades que escapan dependen obviamente de las distancias a lo largo del elemento combustible y con la distribución de presiones dentro del mismo. Tras salir por difusión del combustible, los productos de fisión quedarán retenidos entre el combustible y la vaina, si ésta se encuentra en buen estado, o bien escaparán al refrigerante a través de las fisuras o deterioros de la misma. El término fuente Q se puede determinar, para el caso de la difusión de productos de fisión desde el combustible mediante la expresión:

$$Q_i = 0.84 \cdot \lambda_i \cdot P \cdot \gamma_i \cdot F_{ei}(S) \quad (3.1)$$

Donde

P: potencia correspondiente al canal considerando que será potencia total si el balance de actividad es total.

γ_i : el rendimiento del nucleido i en la fisión, (átomos / fisión)

λ_i : Constante de decaimiento.

F_{ei} : la fracción de escape del nucleido i.

S: el porcentaje de vainas con fisuras o defectos dividido entre 100.

0.84: factor de ajuste.

De esta forma tenemos que la aportación de radiación por falla de combustible esta determinada por la potencia (n) del reactor y por el porcentaje (S) de vainas con fisuras, y una constante (c) que representa el efecto que tiene la potencia en la producción de cada isótopo individualmente. De esta forma se puede escribir una ecuación que represente este fenómeno en función del tiempo:

$$\frac{dQ(t)}{dt} = S \cdot n \cdot c - Q(t) \quad (3.2)$$

Aún cuando en el reactor se genera una gran cantidad de productos radioactivos, en este trabajo se agrupan de tal manera que de acuerdo a sus constantes de decaimiento y tipo de elementos que radia, solo se modelan cuatro isótopos "ficticios" que causen el mismo efecto sobre los detectores de los productos de fisión. De esta forma se tiene para los cuatro isótopos seleccionados (Xe, Kr, He, I) de los productos de fisión la siguiente ecuación de forma vectorial:

$$\frac{dQ}{dt} = S \cdot n \cdot C - Q \quad (3.3)$$

En este punto es necesario mencionar que independientemente de la existencia de una falla de combustible, el refrigerante siempre tendrá una contaminación debida a la activación de los isótopos del propio refrigerante o a las impurezas que el mismo podría

contener. Y la formula para evaluar la velocidad de formación de cualquiera de los nucleidos es:

$$Q_i = \Sigma_{ai} \cdot f \quad (3.4)$$

Donde:

Σ_{ai} = es la sección eficaz macroscópica de absorción promediada a las energías de los neutrones incidentes.

f = es el flujo de neutrones que depende directamente de la potencia (n) del reactor.

De esta forma se plantea la siguiente ecuación para los productos de activación en el reactor, donde se tiene la potencia (n) del reactor y una constante (c) que representa el efecto que tiene la potencia en la producción de cada isótopo individualmente.

$$\frac{dQ(t)}{dt} = n \cdot c - Q(t) \quad (3.5)$$

Que al compararla con la ecuación de falla de combustible solo varía en la constante que indica el porcentaje de vainas con fisura, por lo que se puede modificar la ecuación vectorial del modelo de falla de combustible para incluir los isótopos de activación.

$$\frac{dQ}{dt} = n \cdot \Lambda(S) \cdot C - Q \quad (3.6)$$

Donde $\Lambda(S)$ es la matriz diagonal de falla de combustible, en el que se modifica el valor que corresponde a los isótopos de falla de combustible.

3.2 Modelo de Activación en el Reactor.

A su paso por el núcleo del reactor, el refrigerante puede contaminarse a consecuencia de una serie de reacciones nucleares con los neutrones en las que se producen distintos productos radiactivos.

Una vez en el refrigerante los productos de fisión continúan desintegrándose de modo que, en ausencia de otros fenómenos, la actividad de los mismos, A, cumplirá la siguiente ecuación que expresa un balance en el refrigerante.

$$\frac{dA(t)}{dt} = Q - \lambda \cdot A(t) \quad (3.7)$$

Mediante Q se representa el término fuente, velocidad de aporte de productos de fisión al refrigerante.

Dado que el término fuente Q o de aportación de radiación por parte de los nucleidos es directamente proporcional a la potencia generada por el reactor podemos utilizar esta característica para normalizar la ecuación anterior de tal modo que obtenemos:

$$\frac{da(t)}{dt} = \lambda \cdot (q - a(t)) \quad (3.8)$$

El termino “q” incluye la aportación de radiación (Q) por parte de los productos de fisión y la activación del refrigerante que se presenta cuando el refrigerante se encuentra en el núcleo, la aportación por la etapa anterior q_{an} y la aportación que se realiza a la siguiente etapa q_{sig} , por lo que se puede describir la ecuación de la siguiente forma:

$$\frac{da(t)}{dt} = \lambda \cdot (Q + q_{an} - q_{sig} - a(t)) \quad (3.9)$$

Por lo que la Q de aportación es proporcional a la potencia, por lo que podemos aplicar la ecuación 3.8 normalizada, de esta forma apoyados en la tabla 3–1 se tiene las constantes necesarias para los cinco isótopos seleccionados.

Tabla 3–1 Constante de decaimiento de algunos isótopos.

Isótopo	$t_{1/2}$ [s]	$\lambda = \text{Ln}2/t_{1/2}$ [1/s]
^{135}I	6.7 h	2.9×10^{-5}
^{135}Xe	9.17 h	2.1×10^{-5} [1/s]
^{86}Kr	10.57 a	2.079428×10^{-9}
^6He	0.8067 s	0.85924
^{16}N	7.4 s	0.0936

3.3 Modelo de Transporte de Radiación.

En el proceso de recirculación del núcleo se tienen las siguientes etapas para el transporte de radiación. La concentración en las diferentes etapas se debe determinar para cada etapa de la recirculación del refrigerante por el reactor. De tal forma que podemos ver la división de los procesos de circulación del reactor y del BOP en la figura 3–2.

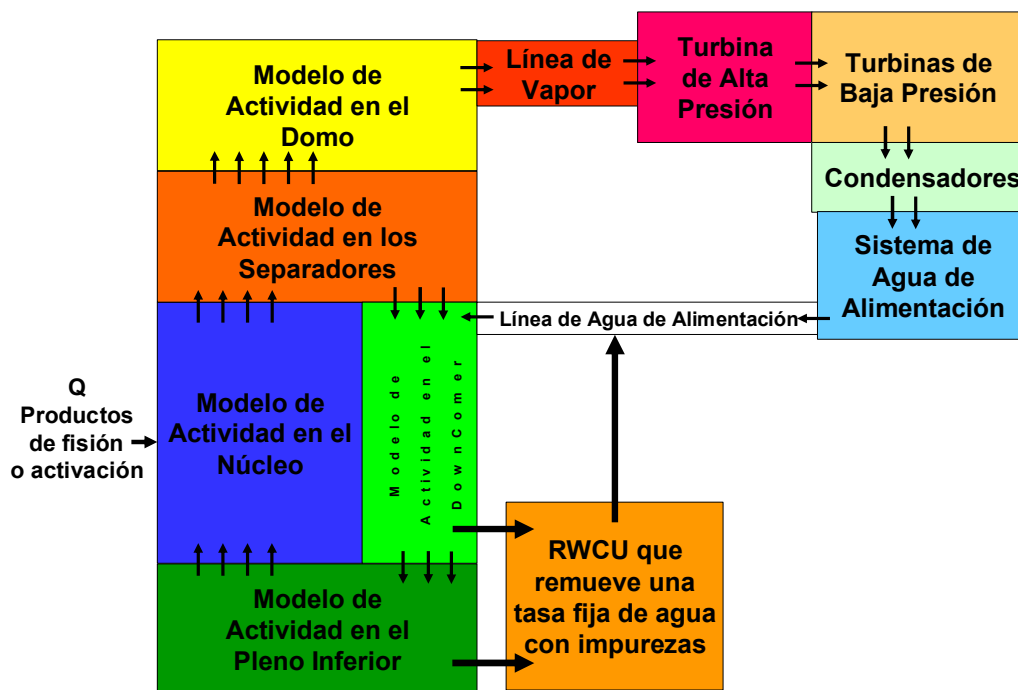


Figura 3–2 Diagrama de bloques de transporte de radiación.

3.3.1 Transporte de Radiación (TR) y Actividad (A) en el Reactor.

3.3.1.1 Actividad en el Núcleo

En el núcleo se ubica el combustible, es el lugar donde se presenta la contaminación y activación del refrigerante. Es en este punto donde se tienen dos tipos de aportaciones a la actividad radiactiva, la primera debida a la operación normal del reactor, durante la cual se tiene una activación del refrigerante (q_n) y la segunda que se debe a la difusión de productos de fisión a causa de una falla en el combustible (q_i), de esta forma tenemos que para cada uno de los isótopos radiactivos tenemos la ecuación 3.9 obtenida anteriormente.

$$\frac{da_n(t)}{dt} = \lambda \cdot (Q_{comb} + q_{pi} - q_n - a_n(t)) \quad (3.10)$$

Donde Q_{comb} depende de la aportación isótopos radiactivos de los productos de fisión y a la activación del refrigerante, y del proceso de recirculación del refrigerante. Debido a que se tiene que monitorear la actividad de cada isótopo es necesario tener una ecuación independientemente para cada uno de ellos, de tal forma que el modelo de actividad en el núcleo es el siguiente:

$$\frac{da_n}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (Q_{comb} + q_{pin} - q_n - a_n) \quad (3.11)$$

Donde:

a_n = es el vector de actividad en el núcleo de cada isótopo a_i

Q = es el vector de aportación debido a la activación del refrigerante o a la difusión de materiales de fisión q_i

q_{pin} = es el vector de aportación debido a la recirculación proveniente del pleno inferior de los isótopos q_{pi}

q_n = es el vector de aportación del núcleo hacia el separador debido a los isótopos q_{ni} .

$\Lambda(\lambda)$ = es la matriz diagonal, formada por los elementos de la diagonal principal λ_i los cuales corresponden a la constante de decaimiento de cada isótopo radiactivo (para $i = 1,2,3,4,5$)

3.3.1.2 Transporte de Radiación hacia los Separadores

Debido a que cada isótopo tiene un decaimiento en su actividad radiactiva durante el tiempo que permanece en cada etapa del proceso de recirculación, es necesario determinar el aporte de radiación hacia los separadores con la siguiente ecuación de retardo:

$$\frac{dq_n}{dt} = \frac{2v_n}{H_n} (a_n - q_n) \quad (3.12)$$

Donde:

a_n = es el vector de actividad en el núcleo de cada isótopo a_i

q_n = es el vector de aportación de radiación hacia el separador para la q_{ni} de cada isótopo.

H_n = es la altura del núcleo.
 v_n = es la velocidad del flujo a través del núcleo.

3.3.1.3 Actividad en los Separadores

Para la etapa en los separadores se puede usar una ecuación similar a la del núcleo sólo que en esta fase la actividad (a_s) depende de la aportación (q_n) debida al transporte de radiación que procede del núcleo, y la aportación que hacen los separadores hacia el domo (q_{sd}) y hacia el downcomer (q_{sdc}) de tal forma que la ecuación para todos los isótopos radiactivos es:

$$\frac{da_s}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_n - q_{sd} - q_{sdc} - a_s) \quad (3.13)$$

Donde:

- a_s = es el vector de actividad en el separador.
- q_n = es el vector de aportación en el separador debido al transporte de radiación proveniente del núcleo.
- q_{sd} = es el vector de aportación del separador hacia el domo.
- q_{sdc} = es el vector de aportación del separador hacia el downcomer.

De la cual podemos reducir los términos de aportación del separador (q_s) a las siguientes etapas de recirculación:

$$q_s = q_{sd} + q_{sdc} \quad (3.14)$$

de modo que:

$$\frac{da_s}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_n - q_s - a_s) \quad (3.15)$$

3.3.1.4 Transporte de Radiación hacia el Domo

Posteriormente es necesario determinar el aporte de radiación por parte de los separadores hacia el Domo:

$$\frac{dq_{sd}}{dt} = \frac{2v_{VP}}{H_S} (a_s - q_{sd}) \quad (3.16)$$

Donde:

- a_s = es el vector de actividad en el separador.
- q_{sd} = es el vector de aportación de radiación hacia el domo.
- H_S = es la altura de los separador.
- v_{VP} = es la velocidad del flujo de vapor.

3.3.1.5 Actividad en el Domo

Para el Domo se tiene la ecuación 3.17 donde la actividad en el domo está definida por el vector de actividad en el domo (a_d), el vector de aportación en el domo (q_{sd}) debido al transporte de radiación proveniente de los separadores y la matriz diagonal $\Lambda_d(\lambda)$ de los elementos λ_i :

$$\frac{da_d}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{sd} - q_{lv} - a_d) \quad (3.17)$$

3.3.1.6 Transporte de Radiación hacia la Línea de Vapor.

Es necesario determinar el retardo debido al tiempo que permanece el vapor en el domo antes de pasar a la línea de vapor.

$$\frac{dq_{lv}}{dt} = \frac{2_{VP}}{H_d} (a_d - q_{lv}) \quad (3.18)$$

Donde:

q_{lv} = aportación de radiación del domo hacia la línea de vapor
 H_d = altura del domo.

3.3.1.7 Transporte de Radiación hacia el DownComer

Posteriormente es necesario determinar el aporte de radiación hacia el DownComer que depende de la actividad en los separadores, de esta forma tenemos que la ecuación tiene la siguiente forma:

$$\frac{dq_{sdc}}{dt} = \frac{2_{vLQ}}{H_s} (a_s - q_{sdc}) \quad (3.19)$$

Donde:

a_s = es el vector de actividad en el separador.
 q_{sdc} = es el vector de aportación de radiación hacia el DownComer.
 H_s = es la altura de los separador.
 v_{LQ} = es la velocidad del flujo del refrigerante líquido.

3.3.1.8 Actividad en el DownComer

Para el DownComer se tiene la ecuación (3.20) con el vector de actividad en el DownComer (a_{dc}), el vector de aportación en el DownComer (q_{sdc}) debido al transporte de radiación proveniente de los separadores, (q_{ladc}) de la línea de alimentación proveniente del BOP, (q_{dcT}) aporte total del DownComer y la matriz diagonal $\Lambda(\lambda)$ de los elementos λ_i :

$$\frac{da_{dc}}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{sdc} + q_{ladc} - q_{dcT} - a_{dc}) \quad (3.20)$$

3.3.1.9 Transporte de Radiación hacia el Pleno Inferior.

Debido a las características que se presentan en el DownComer por la alimentación de refrigerante, es necesario dividirlo en dos partes para determinar la aportación de radiación hacia el pleno inferior por lo que tenemos las siguientes ecuaciones:

$$\frac{dq_{dc1}}{dt} = \frac{2_{v_{dc}}}{H_{dc1}} (a_{dc} - q_{dc1}) \quad (3.21)$$

Donde:

a_{dc} = es el vector de actividad en el DownComer.

q_{dc1} = es el vector de la primera aportación de radiación hacia el Pleno Inferior.

H_{dc1} = es la altura media del DownComer.

v_{dc} = es la velocidad del refrigerante en el DownComer.

$$\frac{dq_{dc2}}{dt} = \frac{2v_{REC}}{H_{REC}}(a_{dc} - q_{dc2}) \quad (3.22)$$

Donde:

a_{dc} = es el vector de actividad en el DownComer.

q_{dc2} = es el vector de la segunda aportación de radiación hacia el Pleno Inferior

H_{REC} = es la altura para la parte de recirculación en el DownComer.

v_{REC} = es la velocidad de recirculación del refrigerante en DownComer.

De esta forma empleamos la siguiente ecuación para determinar la aportación total de radiación (q_{dcpi}) hacia el pleno inferior:

$$q_{dcpi} = q_{dc1} + q_{dc2} \quad (3.23)$$

3.3.1.10 Transporte de Radiación del DownComer hacia el RWCU.

Por otro lado es necesario determinar el aporte de radiación hacia el RWCU (q_{dcrw}) para obtener el aporte total del DownComer (q_{dct}):

$$\frac{dq_{dcrw}}{dt} = \frac{2v_{rw}}{H_{REC}}(a_{dc} - q_{dcrw}) \quad (3.24)$$

Donde v_{rw} : es la velocidad del fluido en el RWCU.

Por lo que finalmente se obtiene:

$$q_{dct} = q_{dcpi} + q_{dcrw} \quad (3.25)$$

3.3.1.11 Actividad en el Pleno Inferior.

Una vez obtenida la ecuación para determinar la aportación total de radiación hacia el pleno inferior es posible determinar la actividad empleando la siguiente ecuación:

$$\frac{da_{pi}}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{dcpi} - q_{pit} - a_{pi}) \quad (3.26)$$

Donde:

a_{pi} = es el vector de actividad en el pleno inferior.

q_{dcpi} = es el vector de aportación total del downcomer en el pleno inferior

q_{pit} = es el vector de aportación del pleno inferior hacia los siguientes procesos.

3.3.1.12 Transporte de Radiación del Pleno Inferior hacia el RWCU

Para determinar q_{piT} es necesario definir el aporte que realiza el pleno inferior hacia el RWCU:

$$\frac{dq_{pirw}}{dt} = \frac{2v_{rw}}{H_{pi}}(a_{pi} - q_{pirw}) \quad (3.27)$$

Donde: H_{pi} = es la altura Pleno Inferior.

Por lo que:

$$q_{piT} = q_{pin} + q_{pirw} \quad (3.28)$$

3.3.1.13 Transporte de Radiación hacia el Núcleo.

En el circuito de recirculación es necesario determinar el efecto del transporte de radiación entre el pleno inferior y el núcleo usando la ecuación:

$$\frac{dq_{pin}}{dt} = \frac{2v_{pi}}{H_{pi}}(a_{pi} - q_{pin}) \quad (3.29)$$

Donde:

a_{pi} = es el vector de actividad en el Pleno Inferior.

q_{pin} = es el vector de la aportación de radiación hacia el núcleo por parte del pleno inferior.

v_{pi} = es la velocidad del refrigerante en el Pleno Inferior.

3.3.1.14 Transporte de Radiación Total hacia el RWCU.

Los reactores disponen de un sistema de purificación RWCU, conectado en paralelo con el circuito primario, por lo que se desvía continuamente parte del refrigerante. En este sistema quedan retenidos la mayor parte de los productos de fisión, en el módulo se remueven impurezas del agua proveniente del downcomer y el pleno inferior a una tasa fija, la aportación total de radiación que recibe el RWCU para purificar es:

$$q_{rw} = q_{derw} + q_{pirw} \quad (3.30)$$

3.3.1.15 Actividad en el RWCU.

Una vez obtenido el TR total hacia el RWCU se puede determinar la actividad en el mismo por medio de la siguiente ecuación:

$$\frac{da_{rwcU}}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{rw} - q_{rwcU} - a_{rwcU}) \quad (3.31)$$

Donde:

a_{rwcU} = actividad en el RWCU.

q_{rwcU} = aportación de radiación del RWCU hacia la línea de alimentación.

3.3.1.16 Transporte de Radiación del RWCU hacia la Línea de Agua de Alimentación.

La aportación hacia la línea de agua de alimentación se determina de la siguiente forma:

$$\frac{dq_{rwcu}}{dt} = \frac{2v_{rwcu}}{H_{rwcu}} (a_{rwcu} - q_{rwcu}) \cdot P \quad (3.32)$$

Donde:

H_{rwcu} = longitud que recorre el fluido a través del RWCU.

V_{rwcu} = velocidad del flujo en la línea del RWCU.

P = porcentaje de purificación entre .85 y .90

3.3.2 Transporte de Radiación y Actividad en el Balance de Planta.

Para el vapor que se utiliza en la generación de energía eléctrica es necesario seguir el sistema de circulación del BOP desde la línea de vapor principal hasta regresar por la línea de agua de alimentación al DownComer.

3.3.2.1 Actividad en la Línea de Vapor.

Finalmente antes de pasar al sistema de BOP es necesario determinar la actividad en el proceso que conecta la vasija del reactor con el BOP por lo que se debe determinar la actividad en la línea de vapor por medio de la siguiente ecuación:

$$\frac{da_{lv}}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{lv} - q_{TAP} - a_{lv}) \quad (3.33)$$

Donde:

a_{lv} = actividad en la línea de vapor.

q_{TAP} = aportación de radiación de la línea de vapor hacia la turbina de alta presión.

3.3.2.2 Transporte de Radiación hacia la Turbina de Alta Presión.

El transporte de radiación se calcula con la actividad en la línea de vapor que se determinó previamente.

$$\frac{dq_{TAP}}{dt} = \frac{2v_{lv}}{H_{lv}} (a_{lv} - q_{TAP}) \quad (3.34)$$

Donde:

H_{lv} = longitud de la línea de vapor.

v_{lv} = velocidad del flujo en la línea de vapor.

3.3.2.3 Actividad en la turbina de alta presión.

La actividad se determina por medio de la siguiente expresión:

$$\frac{da_{TAP}}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{TAP} - q_{ibp} - a_{TAP}) \quad (3.35)$$

Donde:

a_{TAP} = actividad en la turbina de alta presión.

q_{ibp} = aportación a la turbina de baja presión.

3.3.2.4 Transporte de Radiación a las Turbinas de Baja Presión.

El aporte de radiación que realiza la turbina de alta presión hacia las turbinas de baja presión se determina por medio de la siguiente expresión:

$$\frac{dq_{tbp}}{dt} = \frac{2v_{TAP}}{H_{TAP}} (a_{TAP} - q_{tbp}) \quad (3.36)$$

H_{TAP} = distancia que recorre el vapor desde la turbina de alta presión hasta la entrada de la turbina de baja presión.

v_{TAP} = velocidad del flujo en la turbina de alta presión.

3.3.2.5 Actividad en las turbinas de baja presión.

En esta etapa se cuenta con 2 turbinas de baja presión en las cuales se determina la actividad por medio de la siguiente ecuación:

$$\frac{da_{tbp}}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{tbp} - q_{cn} - a_{tbp}) \quad (3.37)$$

a_{tbp} = actividad en la turbina de baja presión.

q_{cn} = aportación hacia los condensadores.

3.3.2.6 Transporte de Radiación hacia los Condensadores.

El transporte de radiación hacia los condensadores permite determinar la aportación que realizan las turbinas de baja presión después de que el vapor ha sido utilizado para la generación de energía eléctrica.

$$\frac{dq_{cn}}{dt} = \frac{2v_{tbp}}{H_{tbp}} (a_{tbp} - q_{cn}) \quad (3.38)$$

H_{tbp} = distancia que recorre el vapor desde la turbina de baja presión hasta el condensador.

v_{tbp} = velocidad del flujo en la turbina de baja presión.

3.3.2.7 Actividad en los condensadores

La actividad en los condensadores se determina a través de la siguiente expresión.

$$\frac{da_{cn}}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{cn} - q_{saa} - a_{cn}) \quad (3.39)$$

a_{cn} = actividad en el condensador.

q_{saa} = aportación hacia el sistema de agua de alimentación.

3.3.2.8 Transporte de Radiación hacia el Sistema de Agua de Alimentación.

Se usa la siguiente expresión para calcular el aporte de radiación del condensador para la siguiente etapa.

$$\frac{dq_{saa}}{dt} = \frac{2v_{cn}}{H_{cn}} (a_{cn} - q_{saa}) \quad (3.40)$$

H_{cn} = distancia que recorre el vapor a través de los condensadores.
 v_{cn} = velocidad del flujo en los condensadores.

3.3.2.9 Actividad en el Sistema de Agua de Alimentación.

Con el cálculo del aporte de radiación por parte del condensador se puede determinar la actividad en el siguiente proceso.

$$\frac{da_{saa}}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{saa} - q_{laa} - a_{saa}) \quad (3.41)$$

a_{saa} = actividad en el sistema de agua de alimentación.
 q_{laa} = aportación hacia la línea de agua de alimentación.

3.3.2.10 Transporte de Radiación hacia la Línea de Agua de Alimentación.

$$\frac{dq_{laa}}{dt} = \frac{2v_{saa}}{H_{saa}} (a_{saa} - q_{laa}) \quad (3.42)$$

H_{saa} = distancia que recorre el fluido a través del sistema de agua de alimentación.
 v_{saa} = velocidad del flujo en el sistema de agua de alimentación.

3.3.2.11 Actividad en la Línea de Agua de Alimentación.

$$\frac{da_{laa}}{dt} = \Lambda(\lambda) \cdot (q_{laa} + q_{rvcu} - q_{ladc} - a_{laa}) \quad (3.43)$$

a_{laa} = actividad en la línea de agua de alimentación.
 q_{ladc} = aportación de la línea de alimentación hacia el downcomer.

3.3.2.12 Transporte de Radiación de la Línea de Agua de Alimentación hacia el DownComer.

$$\frac{dq_{ladc}}{dt} = \frac{2v_{laa}}{H_{laa}} (a_{laa} - q_{ladc}) \quad (3.44)$$

H_{laa} = distancia que recorre el fluido a través de la línea de agua de alimentación.
 v_{laa} = velocidad del flujo en la línea de agua de alimentación.

3.4 Modelo de Detección de Radiación.

Con el fin de cuantificar los efectos de la radiación debe medirse la cantidad de radiación que una persona o alguno órgano de una persona recibe, para lo que se requieren cantidades y unidades bien definidas.

El Rad, o unidad de dosis recibida, es una cantidad que relaciona más directamente los efectos de la radiación en cualquier material, es la energía de la radiación absorbida por el material.

El Rem, o unidad de dosis equivalente, es una cantidad que expresa el factor por el cual debe aumentarse la dosis absorbida para describir el daño biológico causado. La dosis de radiación externa hace referencia a la situación en la que la fuente de radiación se encuentra fuera del cuerpo. Independientemente de la fuente, el análisis generalmente empieza de una relación importante.

$$(r) = \frac{S}{4 \cdot \pi \cdot r^2} \tag{3.45}$$

Esta es la ecuación de la fuente puntual. Indica el flujo de partículas (o fotones) que se originan en una fuente de intensidad S partículas/s, a una distancia r de la fuente, suponiendo que ninguna fue dispersada o absorbida en esa distancia. La ecuación supone que la fuente es isotrópica, es decir, que emite sin tener una dirección especial.

Dadas todas estas restricciones, sería válido cuestionar si la ecuación 3.45 no está demasiado limitada. En la práctica resulta que en realidad es más útil. Si la fuente es de tamaño considerable, pero la distancia r es unas cuantas veces las dimensiones características de la fuente, dicha fuente puede considerarse como puntual. Además cuando la fuente se encuentre distribuida sobre un espacio considerable, el análisis consiste básicamente en dividirla en una serie de fuentes puntuales y sumar o integrar para obtener el flujo en un punto dado.

Los modelos de detección de radiación se basan en la ubicación de los sistemas de monitoreo de radiación de procesos y de áreas, para ello es necesario plantear un modelo que nos permita tomar lecturas de acuerdo a los sistemas de mediciones reales. De este modo tenemos que al determinar la rapidez de dosis recibida en cada bloque de los procesos se puede utilizar la ecuación 3.45 para calcular la dosis equivalente ya que se puede determinar por medio de la relación de flujo y dosis que se tiene en la tabla 3–2.

Tabla 3–2 Rapidez de dosis como función de un flujo de radiación.

Energía de los Fotones E [MeV]	Rel = E · / D $\left[\frac{MeV / cm^2 \cdot s}{mrem / h} \right]$	Energía de los Fotones E [MeV]	Rel = E · / D $\left[\frac{MeV / cm^2 \cdot s}{mrem / h} \right]$
0.05	415	1.00	561
0.06	542	1.50	615
0.08	662	2.00	666
		3.00	765
0.10	677	4.00	840
0.15	626	5.00	910
0.20	584	6.00	966
0.30	544	8.00	1048
0.40	529	10.00	1100
0.50	526		
0.60	527		
0.80	540		

Para completar la ecuación es necesario determinar la intensidad de la fuente por medio de la siguiente expresión.

$$S = A \cdot I_r \cdot 3.7 \times 10^{10} \quad (3.46)$$

Donde: A es la actividad de la fuente en Ci.

I_r es el porcentaje de decaimientos que emiten radiación entre 100.

De esta forma tenemos que la dosis se calcula de la siguiente forma:

$$D = \frac{E \cdot}{rel} \quad (3.47)$$

Que al sustituir 3.46 en 3.45 obtenemos:

$$= \frac{A \cdot I_r \cdot 3.7 \times 10^{10}}{4 \cdot \pi \cdot r^2} \quad (3.48)$$

Y finalmente sustituyendo 3.48 en 3.47 de la siguiente forma se obtiene:

$$D = E \cdot \frac{A \cdot I_r \cdot 3.7 \times 10^{10}}{rel \cdot 4 \cdot \pi \cdot r^2} \quad (3.49)$$

De este modo se tiene que para el modelo de detectores de radiación tenemos para los cinco isótopos radiactivos de la tabla 3–1 la siguiente fórmula:

$$D = \frac{C_1 \cdot E \cdot A \cdot I_r}{rel} \quad (3.50)$$

Donde E, A, I_r son las matrices cuadradas que tienen los valores correspondientes para cada isótopo en la posición i,j donde $i=j$ para obtener la dosis recibida de cada isótopo i,

C_1 es la constante $\frac{3.7 \cdot 10^{10}}{4 \cdot \pi \cdot r^2}$ que afecta a todas las lecturas

rel es el vector de los valores obtenidos por interpolación con respecto a la tabla 3–2 para cada isótopo i.

D es el vector resultante con la dosis emitida por cada isótopo en cada bloque.

Para obtener la dosis total (D_T) de cada bloque se debe realizar la suma de todos los elementos del vector.

$$D_T = \sum D_i, \quad (3.51)$$

De este modo se plantea la tabla 3–3 para los isótopos radiactivos que se plantearon en la tabla 3–1,

Tabla 3–3 Tabla de energía, porcentaje y relación (rel) de dosis recibida y flujo.

Isótopo	E [keV]	I %	Rel
¹³⁵ I	1131.51	22.74	521.284
	1260.41	28.9	482.356
¹³⁵ Xe	249.77	90	2368.0461
⁸⁵ Kr	514	0.43	1026.78
⁶ He	3507.8	100	232.149
¹⁶ N	6128.63	67	159.07055

3.5 Resumen.

Se establecen y justifican los módulos de generación y transporte de radiación de acuerdo a las diferentes etapas que se observaron en el capítulo previo, de tal forma que se desarrollan las formulas para la falla de combustible y activación en el reactor. El transporte de radiación en el sistema de recirculación del reactor y el BOP, y finalmente los modelos de detección de radiación que permiten observar el comportamiento y los niveles de radiación a lo largo de los procesos de generación de energía.

4. Implementación de Modelos.

Una vez definidas las ecuaciones es necesario re-escribirlas en lenguaje de computadora para implementar los modelos de radiación, de esta forma utilizamos el programa de Simulink de Matlab para tener una interfase amigable y fácil de manejar para cualquier usuario que desee manejarla, de modo que pueda manipular los valores y desplegar gráficamente los valores con una estructura sencilla. Este ambiente se integrará en trabajos posteriores al SUN-RAH que se está desarrollando en la Facultad de Ingeniería de la UNAM.

4.1 Implementación en Simulink de Matlab.

Se dividieron en tres bloques principales para implementar los bloques genéricos que permitan trabajar de forma organizada los diferentes isótopos, de este modo se tienen divididos los procesos, figura 4–1, a simular de la siguiente forma:

- Modelo de falla de combustible y activación de isótopos en el refrigerante.
- Sistema de recirculación del reactor: abarca lo que se refiere a los modelos de actividad en el núcleo, separadores, domo, downcomer, pleno inferior y RWCU.
- Balance de Planta: contempla la actividad y transporte de radiación en la línea de vapor, turbinas de alta y baja presión, condensadores, bombas de recirculación y línea de agua de alimentación.

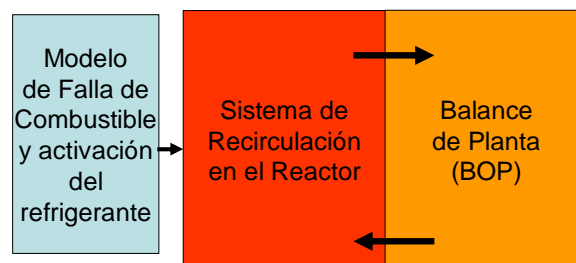


Figura 4–1 Bloques de Procesos de Radiación.

4.1.1 Modelo de Falla de Combustible y Activación del Refrigerante.

Para el modelo de falla se programó una estructura genérica en la que se pueden manipular los valores relacionados con la potencia (n), porcentaje de vainas con fisura (S), y la constante (C) que representa el efecto que tiene la potencia en la producción de cada isótopo individualmente. De esta forma se tiene que la ecuación 3.6 se representa en el modelo de simulink implementada en la figura 4–2.

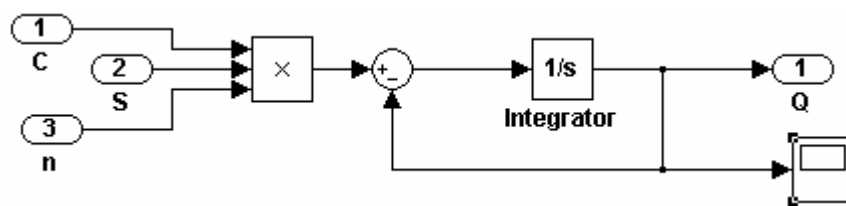


Figura 4–2 Bloque de Falla de Combustible y Activación del Refrigerante.

4.1.2 Sistema de Recirculación en el Reactor.

El sistema de recirculación utiliza dos modelos genéricos, uno de actividad en el proceso y otro para el transporte de radiación, los cuales se modifican de acuerdo al proceso de que se trata. De esta forma tenemos los siguientes modelos:

Para la Actividad en el Proceso, Lamb representa la constante de decaimiento del isótopo, la cantidad de Q de aportación varía dependiendo del proceso que se trate ya que son las que representan el equilibrio entre las aportaciones de salida y entrada. De este modo tenemos que la ecuación general 3.9 se presenta en la figura 4-3.

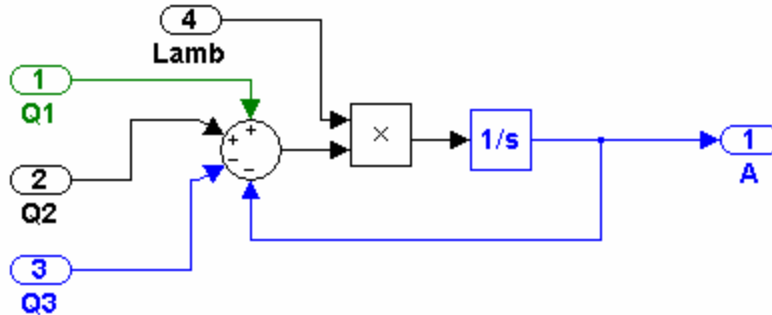


Figura 4-3 Bloque Genérico de Actividad en los Procesos.

Para el transporte de radiación hacia el siguiente proceso se toma en cuenta la distancia que debe recorrer que en el reactor es la altura, la velocidad (v) del fluido y la actividad (A) en el proceso, para de esta forma obtener la aportación o radiación transportada al siguiente proceso como se definió en la ecuación 3.12.

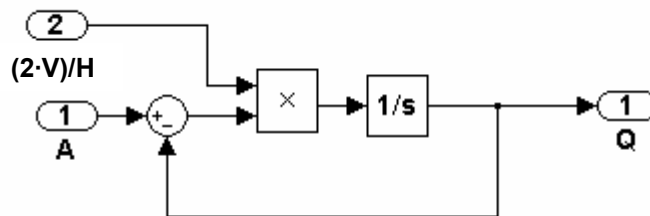


Figura 4-4 Bloques de Transporte de Radiación.

4.1.2.1 Núcleo.

De esta forma se tiene para cada etapa por lo menos dos bloques de simulación uno para la actividad, y uno o mas bloques de transporte de radiación dependiendo de las etapas que continúen como se presenta en la figura 4-5, de este modo para el Núcleo se tienen los bloques de las figuras 4-6a y 4-6b de acuerdo a las ecuaciones 3.11 y 3.12 respectivamente.

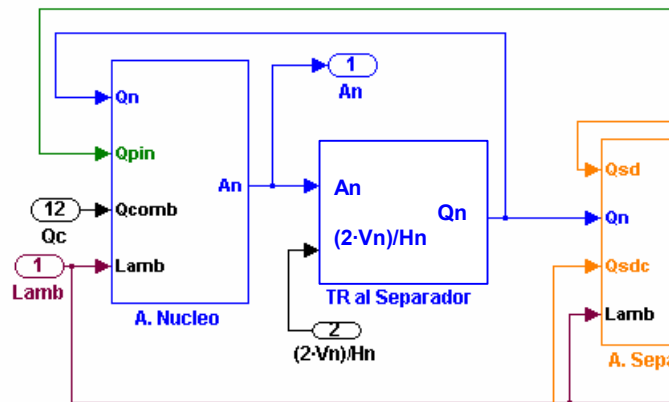


Figura 4-5 Conexión de Bloques de Actividad y Transporte de Radiación para el Núcleo.

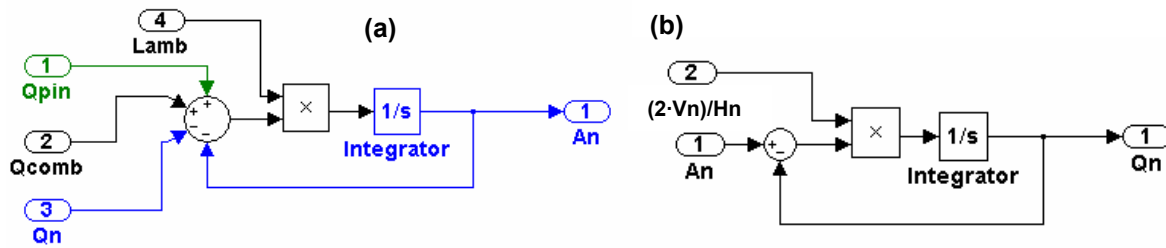


Figura 4–6. Estructura de los Bloques de Actividad (a) y Transporte de Radiación (b).

4.1.2.2 Implementación de Procesos de Recirculación del Reactor.

Para el resto de los procesos se implementan los modelos para cada bloque como en el punto 4.1.2.1. por lo que en la tabla 4–1 se enlistan las ecuaciones del capítulo 3 que corresponden para cada proceso del sistema de recirculación del reactor.

Tabla 4–1. Procesos y número de ecuaciones para el sistema de recirculación del reactor.

Proceso	Ecuaciones para el Bloque de Actividad	Ecuaciones para el Bloque de Transporte
Núcleo	3.11	3.12
Separador	3.13	3.16 y 3.19
Domo	3.17	3.18
DownComer	3.20	3.21, 3.22 y 3.24
Pleno Inferior	3.26	3.27 y 3.29
RWCU	3.31	3.32

4.1.3 Balance de Planta (BOP)

El balance de planta se tomó a partir de la línea de vapor principal, ya que a partir de ese punto termina el sistema de recirculación del reactor e inicia la etapa donde se desvía el vapor a alta presión para generar la energía eléctrica a partir del movimiento mecánico de las turbinas de alta y baja presión.

4.1.3.1 Implementación de procesos del BOP.

Para el balance de planta se implementan los bloques de actividad y transporte de radiación de acuerdo la lista que se presenta en la tabla 4–2.

Tabla 4–2. Procesos y número de ecuaciones para el balance de planta.

Proceso	Ecuaciones para el Bloque de Actividad	Ecuaciones para el Bloque de Transporte
Línea de Vapor	3.33	3.34
Turbina de Alta Presión	3.35	3.36
Turbinas de Baja Presión	3.37	3.38
Condensador	3.39	3.40
Sistema de Agua de Alimentación	3.41	3.42
Línea de Agua de Alimentación	3.43	3.44

4.1.4 Modelos con Cambio del Periodo de Tiempo.

Algunos isótopos tiene una vida media más larga comparada con otros, por lo que un cambio significativo en el decaimiento de la radiación de estos isótopos es apreciable después de un largo periodo de tiempo, por lo que es necesario redefinir un cambio en la constante de tiempo para un nuevo periodo de modo que los bloques, relacionados con estos isótopos, funcionen cada cierto periodo de tiempo y con ello hacer cambios en las actividades solo cuando sean apreciables además de reducir operaciones durante la ejecución de los modelos.

De modo que modificamos las constantes de decaimiento que están en segundos y las dejamos en minutos, estos modelos solo se activan cuando los tiempos de simulación sean múltiplos de 60 segundos, como se presenta en la tabla 4–3.

Tabla 4–3. Cambio de periodo de tiempo de las constantes de decaimiento.

Isótopo	λ [1/s]	λ_m [1/min]
¹³⁵ I	2.9×10^{-5}	1.74×10^{-3}
Xe	2.1×10^{-5}	1.26×10^{-3}
Kr	2.079428×10^{-9}	(1)

(1) debido a que su vida media es muy grande para propósitos prácticos se mantendrá constante el valor para este isótopo.

Dado que se modificaron las constantes de decaimiento para reescribir la ecuación 3.8 y modificar el periodo de tiempo en minutos de la siguiente ecuación.

$$\frac{da(t)}{dt} = \lambda \cdot (q - a(t))$$

Con el nuevo periodo de tiempo tenemos la ecuación anterior como:

$$\frac{a - a_{ant}}{\Delta} = \lambda_m \cdot (Q - a) \tag{4.1}$$

Simplificándola tenemos que la actividad con un nuevo periodo de tiempo Δ está definida por la ecuación 4.2.

$$a = \frac{a_{ant} + \Delta \lambda_m \cdot Q}{1 + \Delta \cdot \lambda_m} \tag{4.2}$$

De forma general λ_m puede definirse de la siguiente forma:

$$\lambda_m = \lambda \cdot ct \tag{4.3}$$

Donde ct representa el valor por el que se multiplica para hacer el cambio de tiempo de la constante de tiempo que en nuestro caso vale (60 s/1 min).

De igual forma es necesario modificar la ecuación general que corresponde al transporte de radiación de modo que la siguiente ecuación:

$$\frac{dq}{dt} = \frac{2v}{H}(a - q)$$

Se reescribe para el nuevo periodo de tiempo de la siguiente forma:

$$\frac{q - q_{ant}}{\Delta} = \frac{2v \cdot ct}{H}(a - q) \tag{4.4}$$

Donde la ct es el valor que permite modificar la constante de tiempo v de esta ecuación. Simplificando la ecuación 4.4 tenemos que la aportación del proceso para la siguiente etapa se determina con:

$$q = \frac{q_{ant} + \frac{2v \cdot ct \cdot \Delta}{H} \cdot a}{1 + \frac{2v \cdot ct \cdot \Delta}{H}} \tag{4.5}$$

Con las nuevas fórmulas para los isótopos con un tiempo de vida mayor presentados en la tabla 4-3, se realizan las modificaciones correspondientes como se presenta en las figura 4-7a y 4-7b, para los dos bloques de actividad y transporte de radiación que se muestran, en este caso para el núcleo

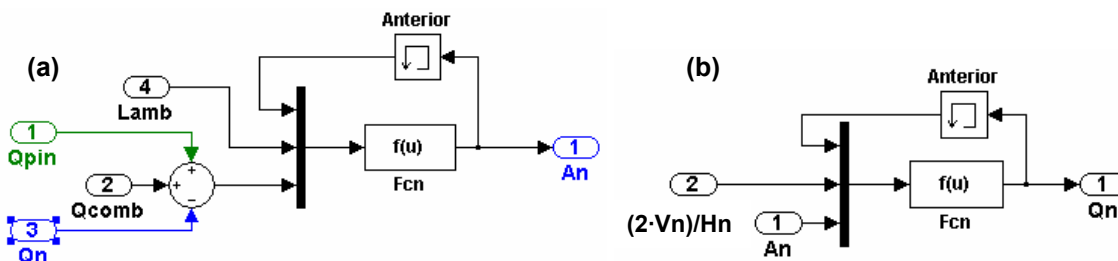


Figura 4-7 Bloques modificados para cambio de periodo de tiempo de los bloques de Actividad (a) y Transporte de Radiación (b).

Donde el lazo de realimentación es sustituido por el módulo de memoria, el multiplexor toma las tres variables de entrada para introducirlas en el bloque de función donde se ejecutan las ecuaciones 4.2 y 4.5 respectivamente para el bloque que corresponda, en lo que respecta a las constantes del tiempo se modifican de manera general antes de introducirse al bloque donde se utilizará de modo que en el caso de que se necesite modificarla se realice globalmente para todos los módulos.

Debido a que estos bloques se ejecutan cada cierto periodo de tiempo, es necesario introducir ambos bloques de Recirculación en el Reactor y BOP para ser habilitados por medio de un generador de pulsos que ejecuta los bloques sólo una vez después de cada periodo de tiempo Δ .

Como se puede ver en la figura 4-8 se tiene la misma estructura para los bloques de recirculación del reactor y el BOP pero con el bloque de ganancia que permite modificar la

constante de tiempo y el bloque de “enable” que habilita el subsistema cada periodo de tiempo que es marcado por el generador de pulsos que se fija fuera del subsistema.

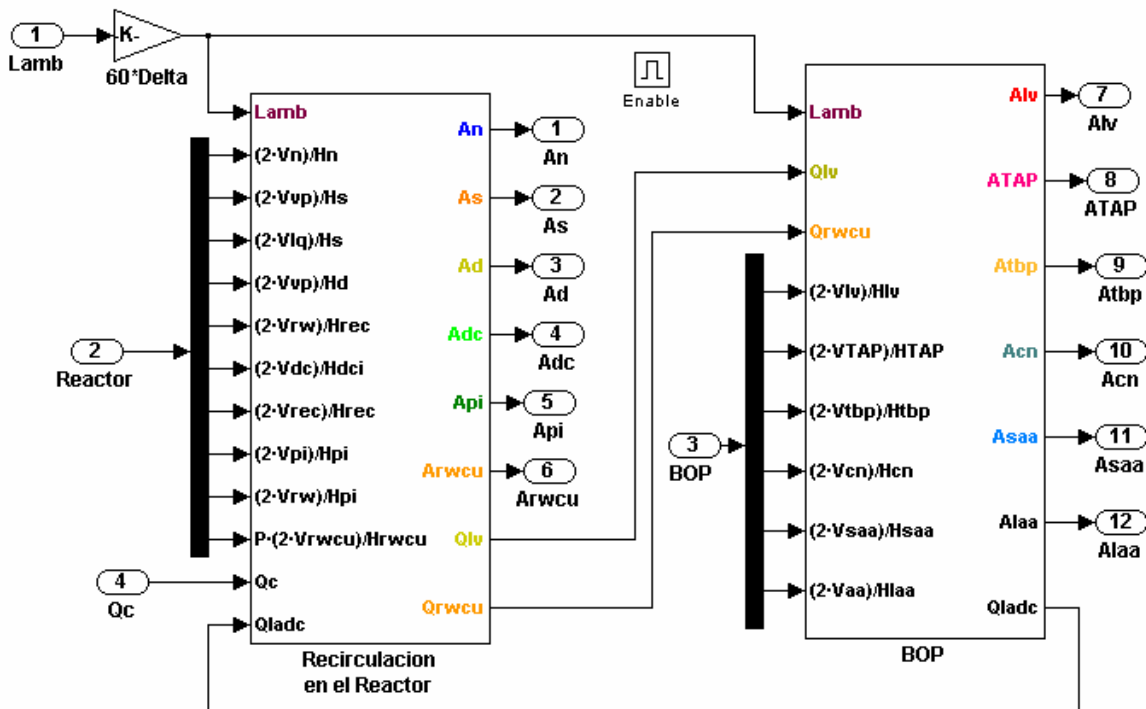


Figura 4–8 Bloque modificado para los isótopos con vida media mayor a una hora.

4.2 Detectores de Radiación.

Los detectores de fotones y neutrones son usados para indicar las condiciones radiológicas para radiaciones externas continuas. Las cámaras de iones y los contadores Geiger son los más comúnmente usados para monitorear fotones. Y los BF₃ contadores proporcionales son usados para neutrones. Las cámaras de ionización pueden ser usadas para casi cualquier nivel de monitoreo de radiación de fotones, y son relativamente sencillas de equipar con una escala logarítmica. Los contadores Geiger sólo cubren un limitado rango de radiación, pero el circuito requerido es sencillo y no requiere pre-amplificación.

4.2.1 Detección de Radiación en el Proceso.

Para implementar los detectores de radiación de procesos en simulink es necesario tener un subsistema adicional que permita cambiar los valores obtenidos en los modelos de actividad en curies, a valores de dosis equivalente en rems. Por lo que el modelo de detección de radiación general para todos los procesos de radiación se realiza usando la ecuación 3.50 para la cual se utilizan los valores determinados en la tabla 3–3 según corresponda para cada isótopo que se tenga en cada proceso.

Como se puede observar en la figura 4–9 la cual presenta la implementación del modelo de detección para el núcleo, tiene los valores fijos de energía, porcentaje, y relación de flujo de radiaron – dosis para cada isótopo, los cuales se introducen en forma de vector

junto con el valor de la actividad para el proceso que corresponde, al bloque de la función que tiene programada la ecuación 3.50, posteriormente se observa que el sumador a las salida de las funciones realiza la operación 3.51 para obtener la dosis total en mRem/h.

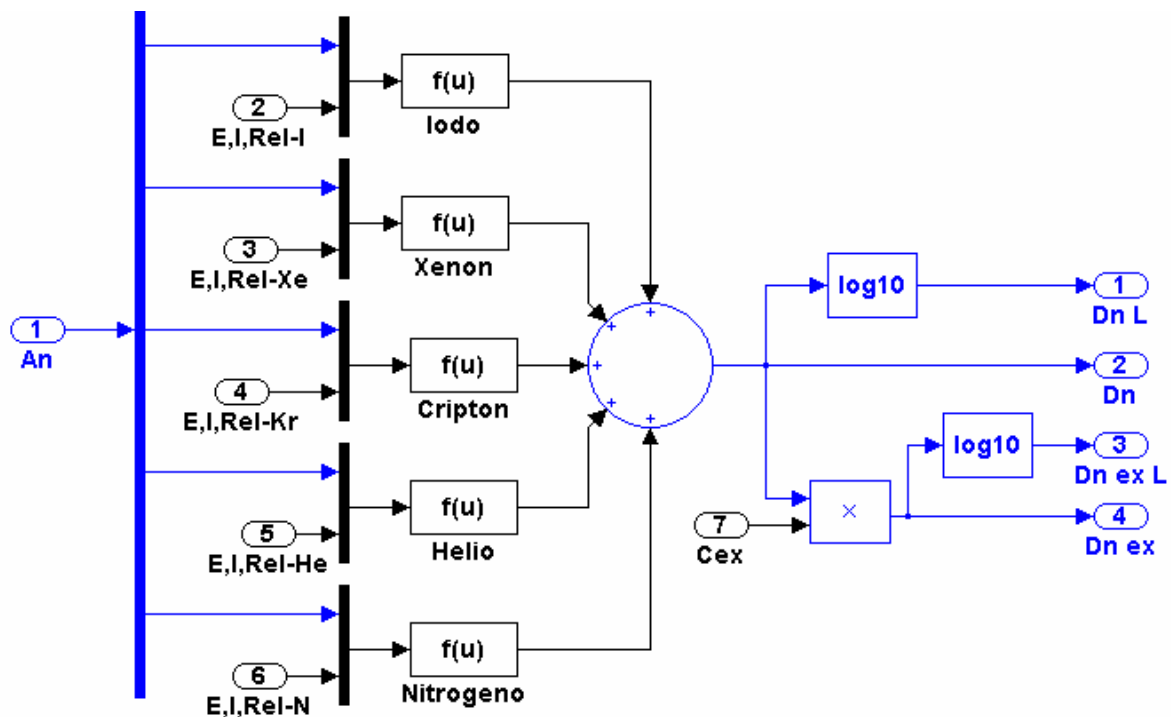


Figura 4–9 Forma General del bloque de detección de radiación en el proceso (Núcleo)

Debido a que es necesario presentar los valores para una interface gráfica, al valor total de la dosis se le aplica una función de logaritmo para tener disponibles los valores de las dosis en dos escalas diferentes según se requiera para la instrumentación virtual. Así mismo se mencionó al final del punto 2.3.7 sobre detectores del refrigerante que se obtienen mejores resultados con una combinación de detectores externos e internos puede proveer las ventajas de ambos sistemas, por lo que dentro del mismo modelo de detección se agregó una constante que atenúa la dosis, para así tener una lectura que represente a las mediciones que realizarían los detectores externos.

4.2.2 Dosímetro de Radiación.

El modelo de detección de radiación en los procesos entrega los valores en mRem/h estas lecturas son útiles para monitorear el comportamiento y correcto funcionamiento en cada etapa de la generación de energía de la planta nucleoelectrónica, pero para los fines de monitorear el efecto de las emisiones radiactivas en los trabajadores es necesario contar con otro medidor que permita determinarlo, de esta forma es que las plantas nucleares cuentan con dosímetros personalizados para cada trabajador de modo que cuando un trabajador se acerca a su límite permitido se programa un periodo de descanso para que posteriormente pueda seguir laborando en la planta de acuerdo a sus actividades.

De esta forma los dosímetros registran las dosis acumulada que los trabajadores van recibiendo a lo largo de un periodo determinado de tiempo, lo cual les permite controlar el tiempo de exposición a la radiación de acuerdo a su actividad, estos aparatos resultan de vital importancia sobre todo en las actividades de mantenimiento, ya que en esos casos aunque se utiliza uniformes y medios de protección contra la radiación, debido a que en estos casos por estar en contacto aun más directo con los elementos radiactivos, como los cuales se mencionaron en el punto 1.3, ya que no están de por medio las barreras de contención que usualmente se tienen cuando la planta está operando normalmente, de esta forma aunque se tienen tiempos y programas determinados de acuerdo al proceso de mantenimiento que se esté realizando.

Por lo que para implementar el dosímetro se plantea la siguiente ecuación:

$$Dm = \frac{D}{3600} + Dm_{anterior} \quad (4.6)$$

Donde Dm es el valor acumulado del dosímetro en mRem, D es la dosis en mRem/h, $Dm_{anterior}$ es el valor previo de Dm . En la figura 4-10 se presenta el bloque general de implementación del detector de dosis recibida.

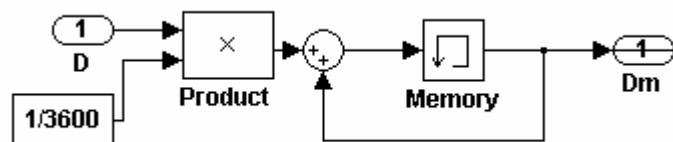


Figura 4-10 Bloque del detector de dosis recibida (dosímetro)

4.3 Instrumentación Virtual.

Para visualizar el comportamiento de la radiación se utiliza una combinación de instrumentos como el tablero analógico en escala logarítmica y el digital de la figura 4-11 para visualizar independientemente cada proceso.

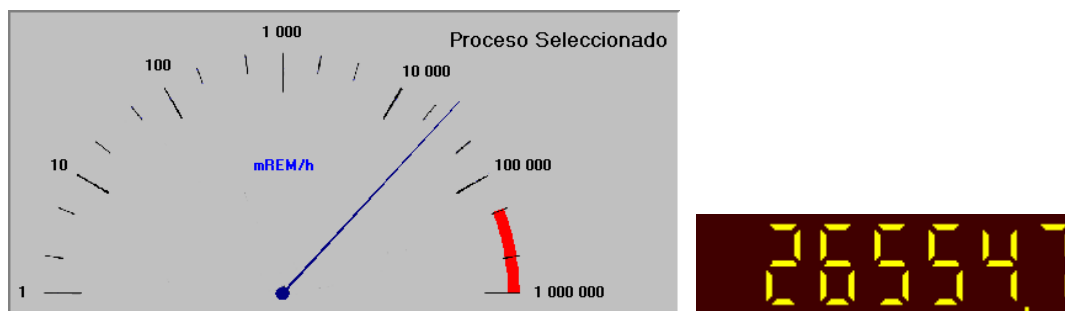


Figura 4-11 Tableros analógico y digital de monitoreo de radiación.

Pero debido a que es necesario monitorear el comportamiento por un periodo determinado, es necesario tener un registro que almacene los datos y que pueda observarse el historial del registro y además que permita comparar el comportamiento del mismo proceso con la respuesta observada en otros procesos que ocurren al mismo tiempo, con base a esto podemos utilizar el graficador, *strip chart* de la figura 4-12, de

simulink para poder utilizarlo simultáneamente con los tableros analógico y digital de la figura 4–11.

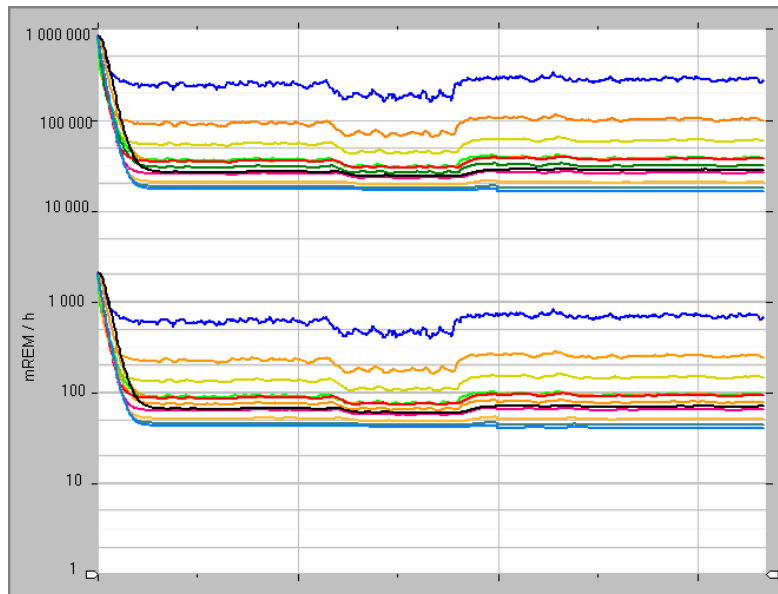


Figura 4–12 Graficador de dosis de radiación para diferentes procesos.

Adicionalmente para el dosímetro se utiliza nuevamente un tablero digital ya que sólo se requiere estar viendo la dosis acumulada, sólo que en este caso se cambia el color para distinguir entre ambos medidores.

Debido a que se pretende tener a un control sobre lo que se visualiza en los paneles de información es necesario contar con perillas de control que permitan modificar los valores de algunas variables que podemos controlar para obtener y observar una determinada respuesta, como las que se muestran en la figura 4–13.

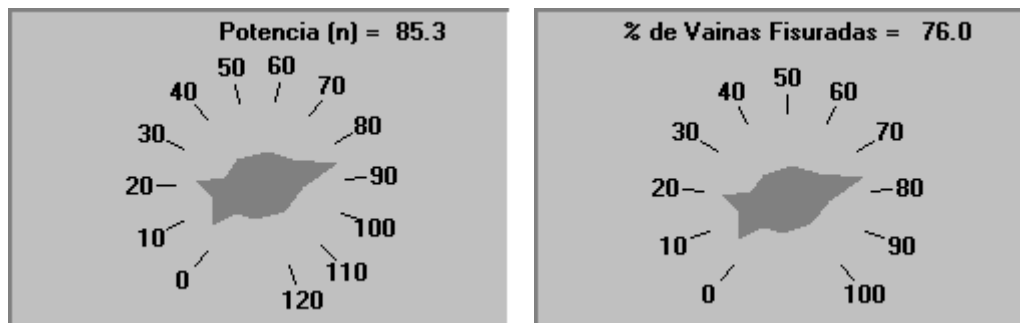
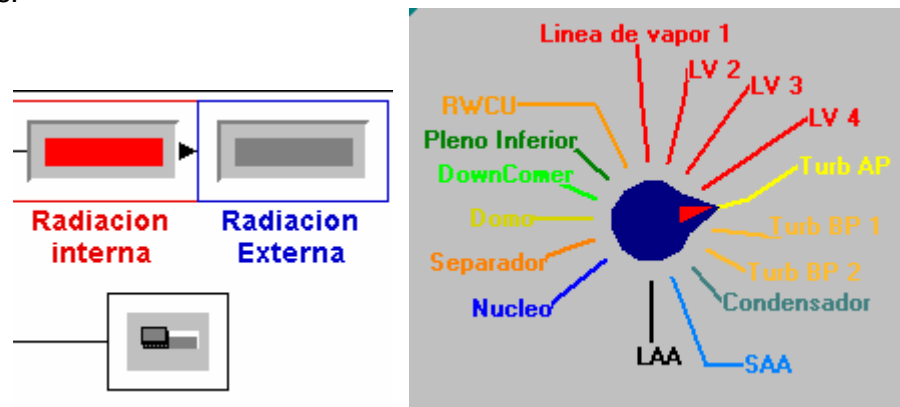


Figura 4–13 Potenciómetros para controlar la potencia y porcentaje de vainas con fisuras.

Dado que los medidores analógico y digital son sólo para observaciones momentáneas, es posible poder visualizar más de una lectura según se requiera, apoyándose en perillas y botones de selección que permiten tener letreros o luces que indican el estado en el que se encuentran estos dispositivos, por lo que en la figura 4–14 se muestran a la izquierda un botón selector con sus dos leds indicadores de estado, en este caso en específico indica si se está mostrando la radiación interna o externa del proceso que se monitorea en los medidores digitales; en el caso de la perilla de selección de la izquierda se tienen

todos los procesos para seleccionar el que se quiere observar con más detalle en los medidores.



**Figura 4–14 Botón de selección con indicadores (izquierda)
Perilla selectora de procesos (derecha).**

De esta forma se tienen dos opciones de monitoreo de los procesos, en la primera opción se puede tener un medidor analógico y digital con un graficador para cada proceso con un botón para observar las condiciones de radiación en el interior y exterior. Por otro lado se tiene la opción donde se puede integrar todos los elementos virtuales mencionados anteriormente de modo que se puede hacer mas dinámico el trabajo con este tablero virtual con el que se puede manipular y ver a un mismo tiempo la respuesta de los procesos según se desee, como se puede apreciar en la figura 4–15.

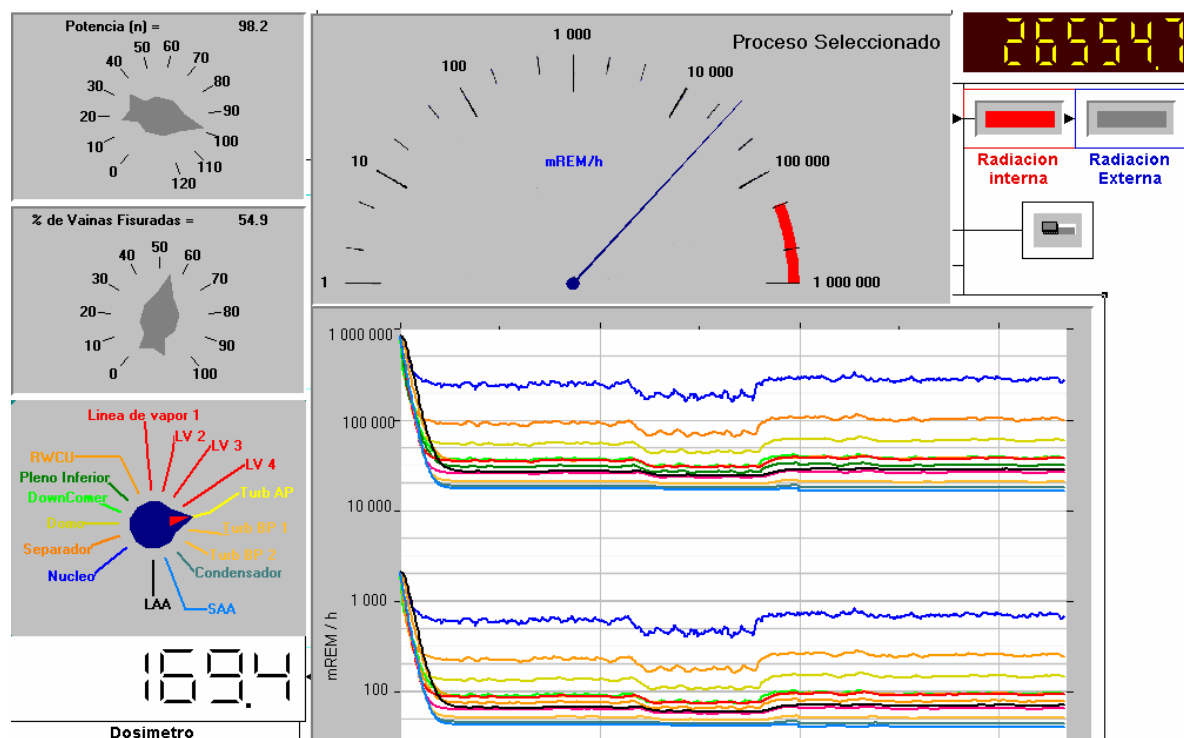


Figura 4–15 Tablero Virtual.

En la figura 4–15 se puede observar que en el costado izquierdo se tienen las perillas para controlar la potencia y el porcentaje de vainas con fisura, más abajo se tiene la

perilla que permite seleccionar el proceso específico a observar en los medidores analógico y digital de la parte de arriba, la misma perilla cuenta con un color específico para cada proceso el cual sirve de referencia para identificar la gráfica correspondiente en el graficador que está presentando todas las señales de dosis en mrem/h. En la esquina inferior izquierda se tiene el dosímetro de radiación acumulada, el cual realiza su función tomando las lecturas del proceso que se tenga seleccionado. De este modo al manipular la selección del proceso se puede hacer un ejercicio simple del movimiento de un trabajador dentro de la planta que pasa cierto tiempo en cada área y el dosímetro registra la dosis recibida durante ese recorrido. Finalmente del lado derecho se tiene el botón de selección para observar el comportamiento de la radiación en procesos internos y externos según se requiera. Este tablero se implementará solo en la parte del instructor del SUN-RAH pero durante las fases de acoplamiento también estará disponible para los desarrolladores.

4.4 Pruebas al Sistema.

Debido al tamaño del sistema implementado fue necesario dividir en subsistemas y componentes de subsistemas con el fin de identificar y corregir posibles errores durante la ejecución, de este modo se tiene que inicialmente se probaron los componentes de subsistemas independientes del resto y una vez comprobado su correcto funcionamiento se procedió a incorporarlo al bloque correspondiente.

En la figura 4–16, se presenta la prueba del bloque de actividad en el núcleo para los 5 isótopos seleccionados, se puede apreciar la diferencia en la curva de decaimiento para cada uno de acuerdo a su constante λ . En orden de arriba hacia abajo las gráficas corresponden a los isótopos de xenón, yodo, criptón, nitrógeno y helio

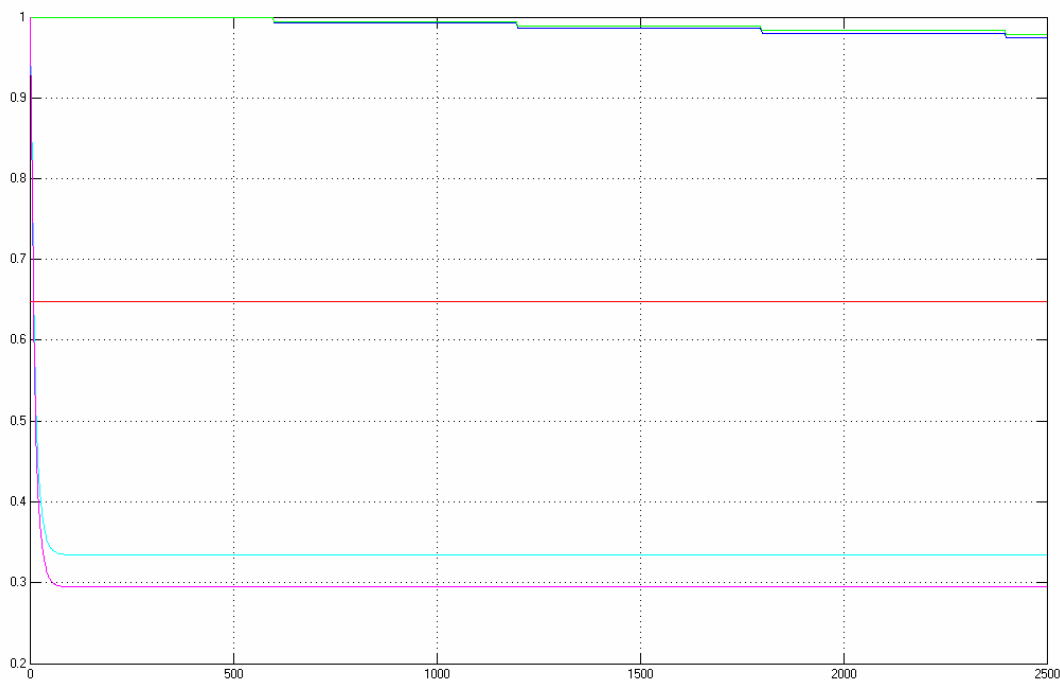


Figura 4–16 Gráfica de actividad en el núcleo.

Como se puede apreciar en la figura 4–16 las gráficas de los isótopos con menor tiempo de vida media, como helio y nitrógeno, son diferentes a las que tienen un mayor tiempo de vida media como el xenón y el yodo, esto se debe al cambio de periodo de tiempo para estos dos últimos elementos que se menciona en el punto 4.1.4 de este capítulo. Estos modelos se verificaron para comprobar que coincidieran con los que funcionaban en tiempo real y de esta forma obtenemos la figura 4–17 que muestra la comparativa del modelo modificado con otro periodo de tiempo y el modelo original funcionando en tiempo real para el isótopo radiactivo del xenón.

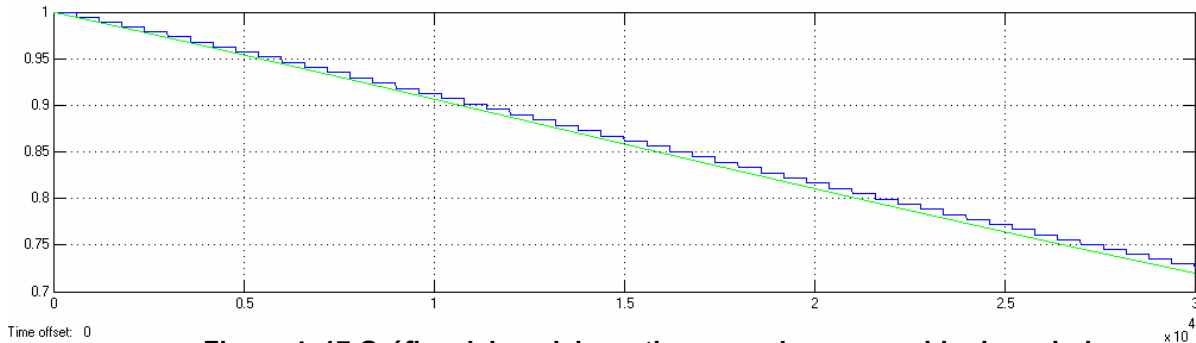


Figura 4–17 Gráfica del modelo en tiempo real y con cambio de periodo de tiempo para el isótopo del xenón.

Con los modelos generales para la actividad en los procesos se procede a probar el decremento de radioactividad conforme se mueve el fluido refrigerante y el vapor a lo largo del ciclo de transporte y de generación de energía. De esta forma tenemos que el comportamiento para los procesos de actividad del núcleo, separadores, domo, línea de vapor y la turbina de alta presión en la figura 4–18 para el isótopo de nitrógeno.

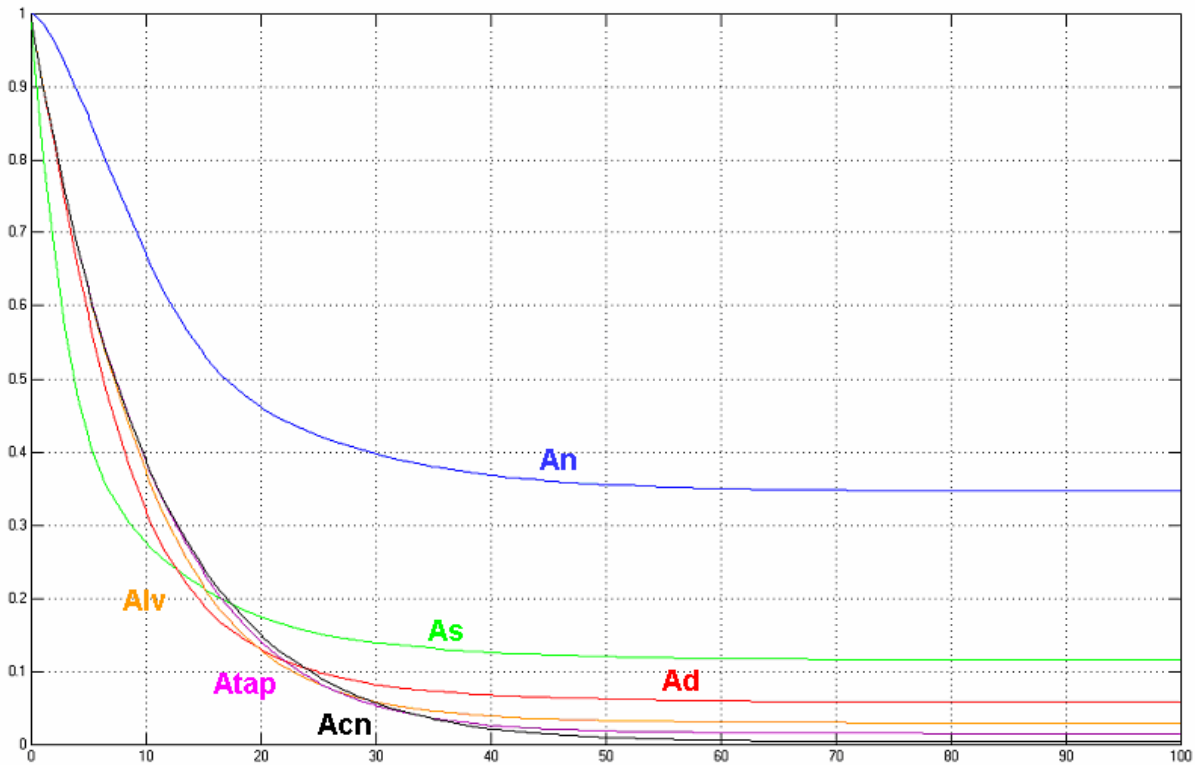


Figura 4–18 Gráfica del nitrógeno.

Con los bloques principales de actividad en los procesos se continuó a probar el bloque de detectores de radiación para el cual sólo fue necesario verificar su correcto funcionamiento a la salida de los medidores virtuales de radiación, por lo que el sistema completo con los bloques principales de operación se presenta en la figura 4–19.

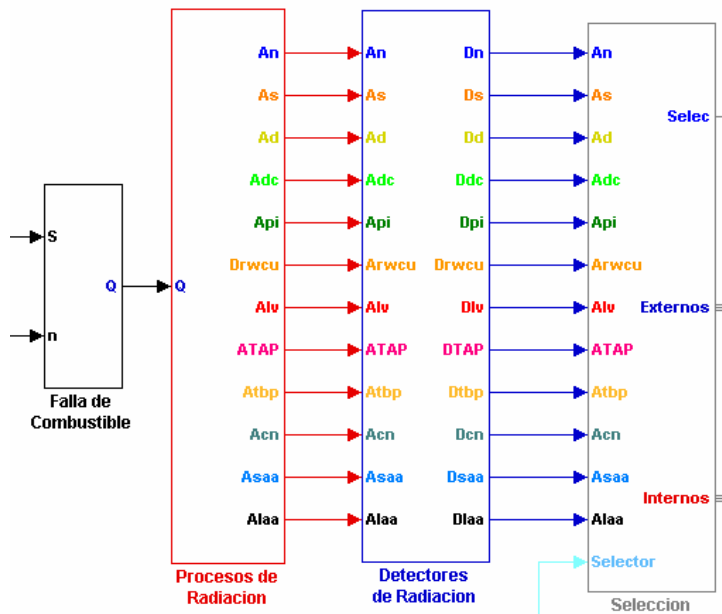


Figura 4–19 Sistema principal con los 4 subsistemas principales.

En la figura 4–19 se tienen dos líneas de entrada para valores que son proporcionados por los potenciómetros correspondientes a la potencia (n) y porcentaje de vainas con fisura(S), El subsistema de selección permite modificar las lecturas que se observan en los medidores analógico y digital por medio de la señal que recibe de la perilla de selección de procesos. De esta forma al modificar la n y S se puede apreciar los cambios en los valores de la dosis (D) que se pueden observar en la figura 4–20.

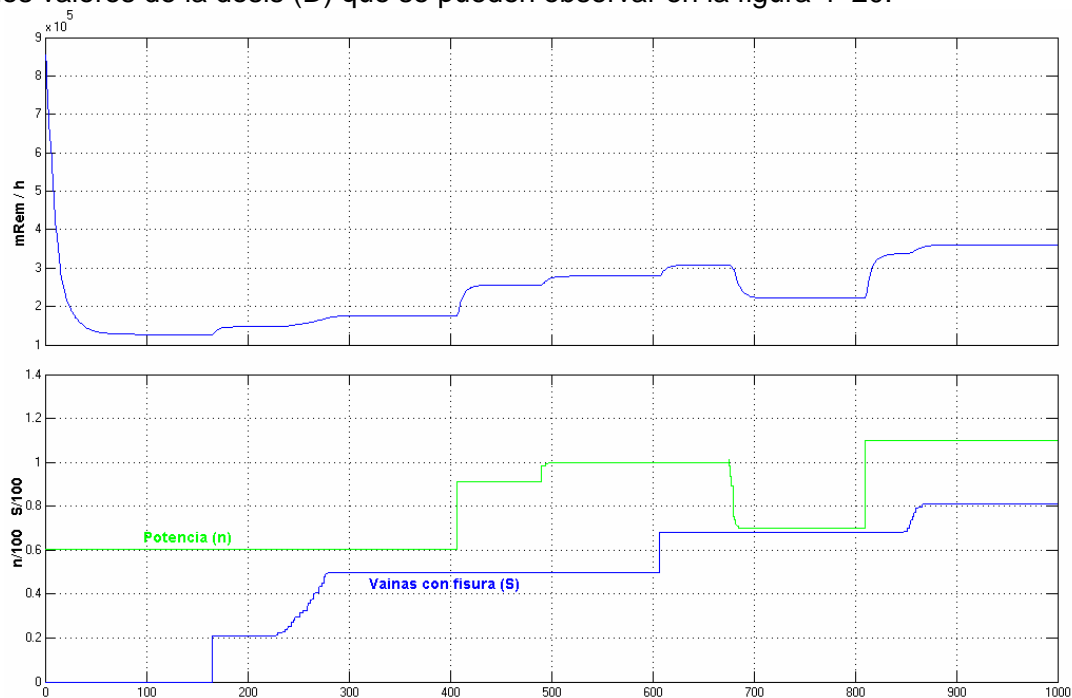


Figura 4–20 Gráfica comparativa de la Dosis en el núcleo al variar n y S.

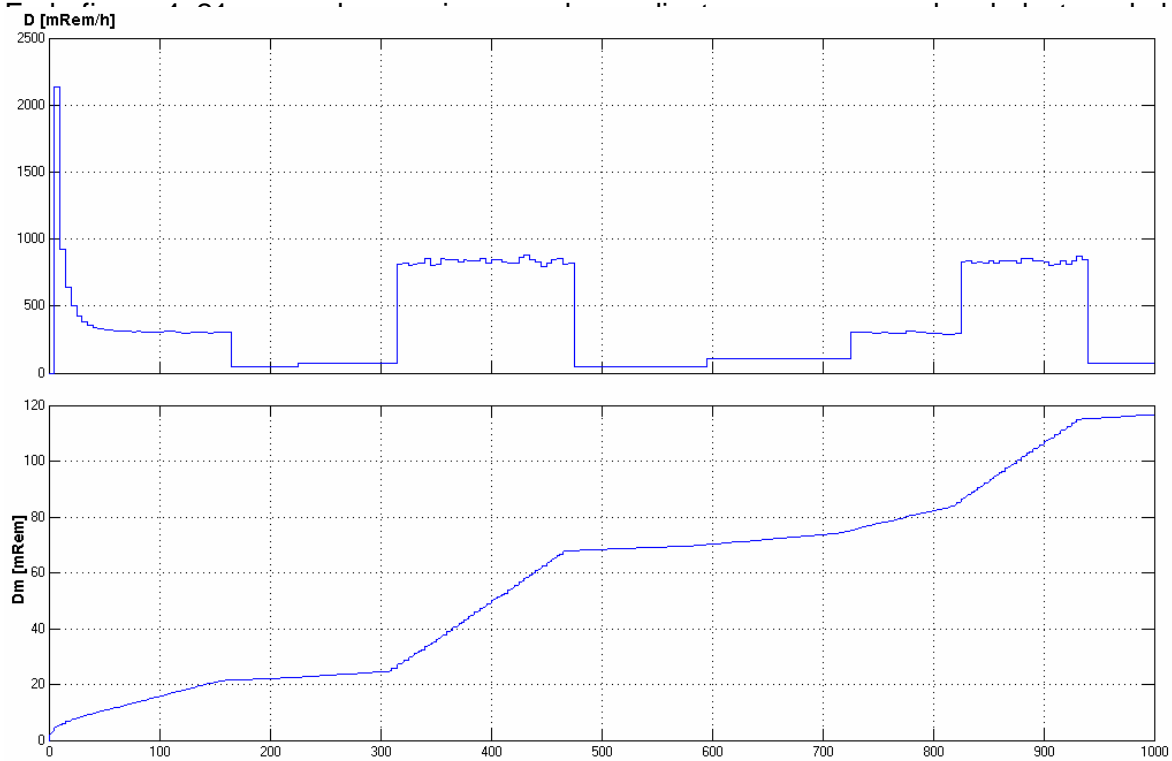


Figura 4–21 Comportamiento del Dosímetro para diferentes niveles de dosis.

Finalmente se probó el sistema completo funcionando con todos los subsistemas conectados de modo que es posible observar su comportamiento en la figura 4–22 donde se puede apreciar la respuesta de los proceso al modificar n y S .

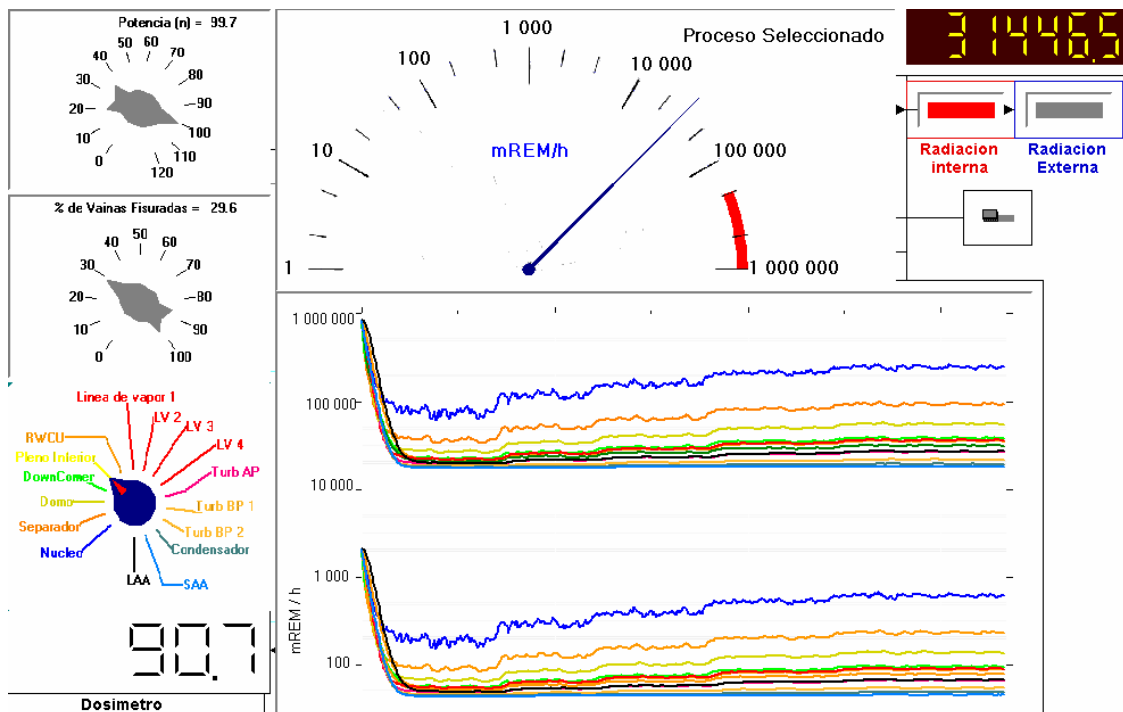


Figura 4–22 Prueba del sistema completo.

4.5 Resumen.

La implementación de los modelos en Simulink de Matlab requirió dividir en dos grupos los bloques de actividad y transporte de radiación de acuerdo al isótopo seleccionado, de tal forma que aquellos con una vida media mayor formaron un bloque que requirió redefinir las ecuaciones planteadas en el capítulo 3 para reducir operaciones durante la ejecución del programa.

Por lo que se plantean bloques para simular el comportamiento de los isótopos en tiempo real y otros bloques para aquellos que requerían un retardo en el tiempo debido a que el decaimiento de sus niveles de radiación es mas lento o simplemente diferente a los periodos de otros, de esta forma el subsistema optimizado es posible conectarlo a los bloques restantes de falla de combustible y detectores de radiación.

Para hacer mas sencillo el manejo del simulador se implementó una interfase gráfica para un monitoreo rápido y eficiente del comportamiento de los modelos desarrollados en base a las modificaciones que se realizan en el mismo tablero por medio de instrumentos virtuales de control.

El análisis cualitativo de los modelos implementados da resultados bastante razonables aun cuando no se han validado los modelos contra datos experimentales.

Conclusiones.

Se desarrollaron los modelos matemáticos de los sistemas principales de los procesos que pueden llevar radiactividad y activar a los monitores de radiación de una central nucleoelectrónica tipo BWR. Dichos modelos se implementaron en Simulink y probaron de manera individual e integrada. Estos modelos se acoplaron al SUN-RAH que se encuentra en desarrollo en la Facultad de Ingeniería de la UNAM. Se analizó como transformar esas señales en valores que controlen las acumulaciones en los dosímetros durante supuestas operaciones de mantenimiento o exposición que pudiese recibir el personal de mantenimiento u operación en áreas de la central. En detalle los componentes principales logrados son:

- Se implementó un sistema que permite manipular la potencia y una falla común en el núcleo del reactor que se puede presentar durante la operación de la planta, y se identifica como la fisura de las vainas, lo que permite conocer el estado en el que se encuentra el reactor.
- Durante la operación de la planta las vainas tienden a deteriorarse gradualmente, pero si se trata de una falla anormal en la cual una gran cantidad de ellas llegaran a fallar a un mismo tiempo es posible identificarla por el registro de radiación que se lleva gracias a los SMR.
- La radiación es un buen indicador del nivel de potencia al que está operando el reactor ya que es posible apreciar los cambios en los niveles de dosis acordes con las variaciones que se realizan en la potencia del reactor aun cuando éstos son graduales, que es la forma en que se realiza en la realidad el incremento de potencia en un reactor.
- El poder visualizar la operación de los medidores de dosis de radiación junto con el dosímetro permite comprender mejor la operación de este último ya que al manipular los procesos de medición se tiene una buena apreciación de cómo se ve afectado la operación del dosímetro.
- El dosímetro es una buena opción para controlar la seguridad de los trabajadores ya que al ser un sistema de monitoreo personalizado permite llevar un control estricto de la exposición a la que se está expuesto, de esta forma se mantiene un control de las dosis previniendo posibles efectos colaterales.
- Los dosímetros adquieren una mayor importancia en los trabajos de mantenimiento ya que complementan los procedimientos de mantenimiento que se tienen en la planta de modo que ante una anomalía en los procesos de radiación, ellos permiten tener una advertencia adicional, a los contadores Geiger que se utilizan para el monitoreo de radiación en exteriores.
- El tablero de operación virtual con todos los elementos en una sola pantalla es una representación sencilla para monitorear los procesos de radiación. Una segunda variación propuesta permite ver las ventajas de tener un tablero con todos los indicadores independientes para cada proceso de modo que en un

mismo tiempo se puede tener una mejor supervisión de los procesos de radiación.

- Los medidores pueden ser mejorados incrementando las características y las funciones que puede realizar, como señales de advertencia en caso de superar un límite predeterminado que puede ser ajustable, sistemas de auto-escala para mejorar la resolución de los medidores.
- El sistema de detección de radiación en este sistema es elemental pero puede mejorarse el comportamiento modelando los sistemas reales, como contadores geiger, cámaras de iones y medidores BF₃, que se pueden encontrar detallados en los libros relacionados con sistemas de seguridad y monitoreo de radiación en una central nucleoelectrónica.
- El programa planteado permite su crecimiento con la adición de nuevos bloques y simular otros tipos de fallas junto con sus sistemas de seguridad para poder observar gráficamente el comportamiento dinámico de la planta en un tablero virtual que simula las condiciones de radiación de una planta.

Bibliografía.

Problemas Ambientales de la Energía Nuclear
Rodenas Diago José, Universidad Politécnica de Valencia.
Valencia España 1994,

Reactores de Potencia,
Padilla Tinajeros José M., Aviles Zarate Guillermo,
Editorial Limusa, México D.F. 1998.

Fundamentos de Ingeniería Nuclear
Connolly Thomas J., Editorial Limusa.
México D.F. 1983.

Del Fuego a la Energía Nuclear,
Comisión Federal de Electricidad, 1997.

Nuclear Power Reactor Instrumentation Systems Handbook Vol. 1 y 2.
Harrer, Joseph M. y Beckerley, James G.
Technical Information Center, U.S. Atomic Energy Commission.
Virginia, Estados Unidos 1977.

Virtual Nuclear Tourist! Nuclear Power Plants Around the World,
<http://www.nucleartourist.com/> 2004

Boletín del Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE)
<http://www.iie.org.mx/publi.htm> marzo-abril 1998

Simposio: La Investigación en la Facultad de Ingeniería 2004.
http://www.fi-p.unam.mx/simposio_investigacion2dic04/principal.html 2004