



MX0500302

XVI Congreso Anual de la SNM y XXIII Reunión Anual de la SMSR
XVI SNM Annual Meeting and XXIII SMSR Annual Meeting
Oaxaca, Oaxaca, México, Julio 10-13, 2005 / Oaxaca, Oaxaca, México, July 10-13, 2005

Desarrollo de Modelos de Radiación de un Reactor Tipo BWR y su Instalación en el SUN-RAH

Isaac Barrón Arellano

Universidad Nacional Autónoma de México
Facultad de Ingeniería
Circuito Interior, Ciudad Universitaria, México D.F.
[*isbarron@yahoo.com.mx*](mailto:isbarron@yahoo.com.mx)

Jaime B. Morales Sandoval (Asesor)

Universidad Nacional Autónoma de México
Laboratorio de Análisis de Ingeniería de Reactores Nucleares
DEPFI, Campus Morelos, en IMTA Jiutepec Morelos
[*jms0620@yahoo.com*](mailto:jms0620@yahoo.com)

Resumen

Este trabajo sobre modelos de generación, transporte en procesos y contaminación radioactiva de áreas de una central BWR, es una ampliación al proyecto desarrollado en la UNAM para contar con una herramienta de apoyo en materias o cursos de generación eléctrica. Se plantea la implementación de modelos de generación de radiación en un reactor de tipo BWR para complementar las funciones ya desarrolladas en el Simulador Universitario de Nucleoeléctricas – Reactor de Agua Hirviente (SUN-RAH) el cual ha sido implementado en Simulink de MatLab y tiene un modelo para la dinámica de una central nucleoelectrica que presenta las características principales de la vasija del reactor, el sistema de recirculación, líneas de vapor, turbinas, generador, condensadores y agua de alimentación, definidas por los principales procesos que intervienen en la generación de energía de estas plantas. De esta forma los sistemas de monitoreo de radiación por área y proceso, operan simultáneamente con los procesos de generación de energía, con lo que es posible observar los cambios que presentan con respecto a las condiciones de operación de la planta, y así mismo apreciar el proceso de transporte de radiación a través de los componentes del reactor, líneas de vapor y turbinas, para diferentes condiciones de operación y posible fallas que podrían presentarse durante la operación del reactor.

1. INTRODUCCIÓN

El reactor es el centro de la industria nuclear, puesto que es la fuente primaria de energía para la generación de electricidad. 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 conjuntamente con 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.

De esta forma es necesario mencionar que el Sistema de Monitoreo de Radiación de Procesos (PRMS) esta previsto para determinar el contenido de material radiactivo en los diferentes procesos líquidos y gaseosos de una central nuclear. El objetivo principal del sistema es iniciar las acciones de protección apropiadas para limitar las liberaciones potenciales de material radiactivo desde la vasija o el edificio del reactor, si los niveles de radiación predeterminados se exceden, en las corrientes de los efluentes de proceso y proteger el ambiente del cuarto de control principal. Para cumplir su cometido distribuyen una serie de detectores a lo largo de los procesos que vigila, situándolos en las zonas más idóneas para la detección de posibles escapes de productos radiactivos y agrupando dichos detectores en cadenas.

Por otra parte se tiene el Sistema de Monitoreo de Área (ARMS) cuyo objetivo 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 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.

Por lo tanto, podemos observar la importancia del desarrollo de modelos de radiación ya que son una parte importante en el trabajo de una planta como complemento en las operaciones de control del reactor, que son fundamentales para mantener las condiciones de seguridad. De esta forma podemos ver que gran parte de los simuladores de los procesos que se llevan a cabo en una planta están enfocados a los procesos de transporte de energía a través de los diferentes elementos que conforman la planta. Por lo que resulta adecuado implementar los modelos de radiación que se presentan a lo largo de los procesos de generación de energía.

En este trabajo el simulador es la representación numérica de un proceso en una computadora por medio de modelos matemáticos. Estos modelos se construyen a partir de ecuaciones que expresan leyes físicas fundamentales y correlaciones empíricas. 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.

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 estricto y 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 normales, difíciles y condiciones inusuales.

En México el Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE) inició el desarrollo de un simulador para el entrenamiento de operadores de centrales termoeléctricas. Entre los beneficios de los simuladores desarrollados, como el Termos I y el de adiestramiento de operadores de la Central

Laguna Verde, 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.

Adicionalmente se puede mencionar el Simulador de Procesos Nucleares del Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares (LAIRN) de la Facultad de Ingeniería en Jiutepec, Morelos, para análisis, entrenamiento, capacitación y docencia, que consiste en un sofisticado sistema de cómputo con herramientas y tecnología de vanguardia para el Análisis de Reactores de Agua Ligera. Y finalmente el Simulador Universitario de Nucleoeléctricas-Reactor de Agua Hirviente (SUN-RAH) que 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. El cual se encuentra en desarrollo actualmente con la implementación de diferentes módulos.

2. MODELOS DE GENERACIÓN DE RADIACIÓN

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 esta directamente asociada con el proceso de fisión. Fragmentos activos de fisión, neutrones, fotones, y otras partículas son producidos al mismo tiempo que cada fisión ocurre. 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.

En la mayoría de los elementos radiactivos continúan las emisiones beta y gama mucho tiempo después de haber sido producidos, además los neutrones de la fisión y algunos de los más activos fotones pueden inducir radioactividad. Esta radioactividad también puede persistir durante largo tiempo después del proceso de generación. La radiación total de los residuos radiactivos, o actividad de los productos de fisión, contribuye con aproximadamente 5 % del calor en el reactor. Sin embargo no es un indicador de la potencia del reactor pero esta relacionado a la historia de operación del reactor. A continuación se presenta una lista breve de los monitores de radiación simulados para el SUN-RAH y fundamentalmente son los monitores de los procesos simulados

2.1 Reactor y Suministro de Vapor.

El sistema de suministro de vapor nuclear (NSSS por sus siglas en ingles), se puede observar en la Figura 1, está diseñado para conducir el vapor desde la vasija del reactor, a través de la contención hasta la turbina, y evita 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 canalizar el agua de alimentación a través de la contención hasta la vasija del reactor.

Aunque en la Figura 1 se tiene contemplado el RCIC, y se pueden tener otros sistemas como el Reactor Heat Removal, Reactor Nuclear Service Water, entre otros, en este momento no están modelados en el SUN-RAH, posteriormente se contempla agregarlos y cuando se implementen se podrán implementar sus equivalentes radiactivos.

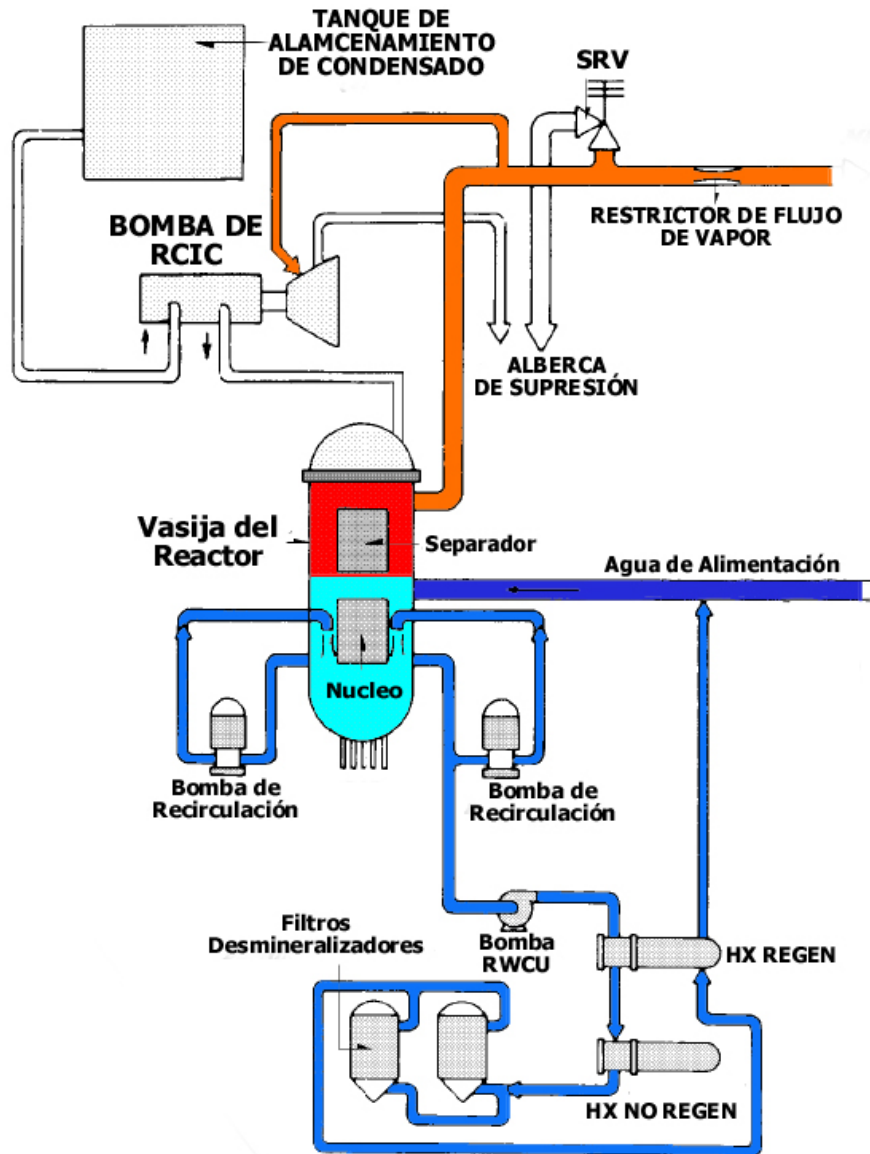


Figura 1. Sistema de Suministro de Vapor Nuclear.

Dentro de los sistemas de medición de radiación de procesos o de área no están considerados los medidores de potencia nuclear (SRM, IRM, LPRM) ya que ellos son generalmente agrupados a los sistemas de monitoreo de neutrones (SMN) y /o de protección del reactor (RPS).

Dentro de la vasija del reactor se encuentra el tambor del núcleo, este núcleo se encuentra en una base dentro de 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 y las barras de combustible de 4 m de largo para remover el calor. Esto permite que el agua hirviente se convierta en vapor. La mezcla de vapor-agua pasa a un área del reactor donde el agua es removida del vapor.

El sistema de recirculación consiste de dos lazos de recirculación. Cada lazo esta compuesto de tuberías que van desde el reactor hasta las bombas de recirculación, y posteriormente el fluido regresa al reactor. Las bombas de recirculación son controladas por motores de velocidad variable. Como la velocidad aumenta, mas vacíos son removidos del núcleo, resultando en una mayor producción térmica de neutrones. Esto da como resultado un incremento de la potencia. Para estos procesos se tienen monitores dentro de la contención primaria y como tales son simulados en este trabajo

2.2 Balance de Planta.

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

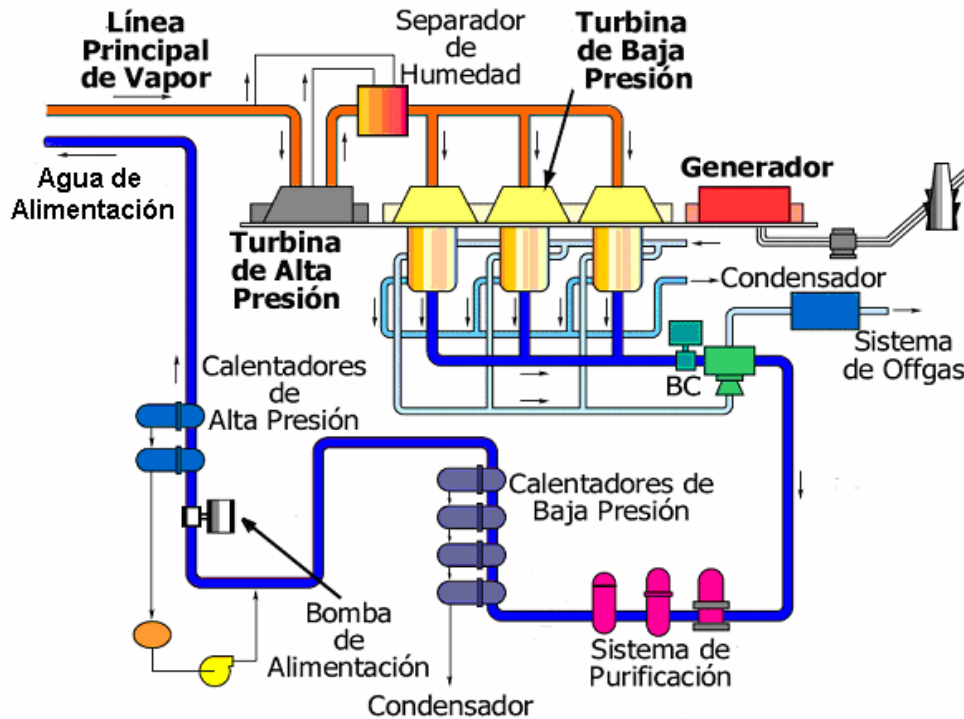


Figura 2. Balance de Planta.

Los principales monitores de radiación están asociados a los procesos que ocurren en los siguientes sistemas:

- Líneas de vapor.
- Turbinas de alta y baja presión.
- Generador.
- Condensador.
- Tuberías de agua de alimentación.

Varios gases y líquidos en las líneas de procesos son monitoreados por radiactividad. Los sistemas encargados de estas mediciones, Sistema de Monitoreo de Radiación – SMR, 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. Los principales sistemas de monitoreo de radiación que podemos mencionar son los del extractor de aire y ventilación del off-gas, la ventilación del edificio del reactor, el monitoreo de la radiación de la línea de vapor principal y el monitoreo de los procesos líquidos.

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. La vaina es una simple cubierta, que encierra al combustible y esta 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 salga de la pastilla, tras haberse difundido en la masa del combustible.

Tras salir por difusión del combustible, los productos de fisión quedarán retenidos entre el combustible y la vaina, si esta se encuentra en buen estado, o bien escaparan 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:

$$Q_i = 0.84 \cdot \lambda_i \cdot n \cdot \gamma_i \cdot F_{ei} \cdot (S) \quad (1)$$

Donde n : 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)

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

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

De esta forma tenemos que la aportación de radiación por falla de combustible esta determinada por la potencia (n) del reactor, 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:

$$\frac{dQ(t)}{dt} = S \cdot n \cdot c - Q(t) \quad (2)$$

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. Lo que conduce a la siguiente ecuación de forma vectorial:

$$\frac{dQ(t)}{dt} = S \cdot n \cdot C - Q(t) \quad (3)$$

En este punto es necesario mencionar que independientemente de la existencia de una falla de combustible, el refrigerante siempre tendrá una contaminación debido 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 $Q_i = \Sigma_{ai} \cdot f$. Donde Σ_{ai} es la sección eficaz macroscópica de absorción promediada a las energías de los neutrones incidentes y 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.

$$\frac{dQ(t)}{dt} = n \cdot c - Q(t) \quad (4)$$

Que al compararla con la ecuación 3 de falla de combustible solo varía en la constante que indica el porcentaje de vainas con fisura (S), por lo que se puede modificar la ecuación vectorial del modelo de falla de combustible para incluir los isótopos de activación.

$$\frac{dQ(t)}{dt} = n \cdot \Lambda(S) \cdot C - Q(t) \quad (5)$$

Donde $\Lambda(S)$ es la matriz diagonal de porcentaje de falla de combustible, en el que se modifica el mismo valor para los valores que corresponden a los isótopos de falla de combustible, y se mantienen constantes y al máximo para los valores correspondientes a los isótopos activados en el refrigerante.

3.2 Modelo de Actividad en el Reactor.

A su paso por el núcleo del reactor, los refrigerantes pueden 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.

$$\frac{dA(t)}{dt} = Q - \lambda \cdot A(t) \quad (6)$$

Mediante Q se representa el término fuente del aporte de productos de fisión al refrigerante. Dado que el término fuente Q 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:

$$\frac{da(t)}{dt} = \lambda \cdot (q - a(t)) \quad (7)$$

El término “ 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 redefinir la ecuación de la siguiente forma:

$$\frac{da(t)}{dt} = \lambda \cdot (Q + q_{an} - q_{sig} - a(t)) \quad (8)$$

3.3 Modelo de Transporte de Radiación.

En el proceso de circulación del reactor y del BOP se tienen las etapas mostradas en la Figura 3 para el transporte de radiación. La concentración en los diferentes procesos se debe determinar para cada etapa de la circulación del refrigerante por el reactor.

Para el transporte de radiación se necesita la actividad que se tiene individualmente para cada etapa, por lo que aprovechando la ecuación 8 de donde se elimina la Q de aportación por parte de los productos de fisión y actividad ya que en las siguientes etapas solo se tiene aportación por el fluido que se transporta de un proceso a otro. De tal forma que para el resto de las etapas se tiene la ecuación 8 reducida a la siguiente forma.

$$\frac{da(t)}{dt} = \lambda \cdot (q_{an} - q_{sig} - a(t)) \quad (9)$$

Donde q_{an} representa todas las posibles aportaciones de otras etapas y q_{sig} todas las posibles aportaciones de esta hacia etapas posteriores en el proceso de recirculación del reactor y en todo el proceso de circulación de la planta.

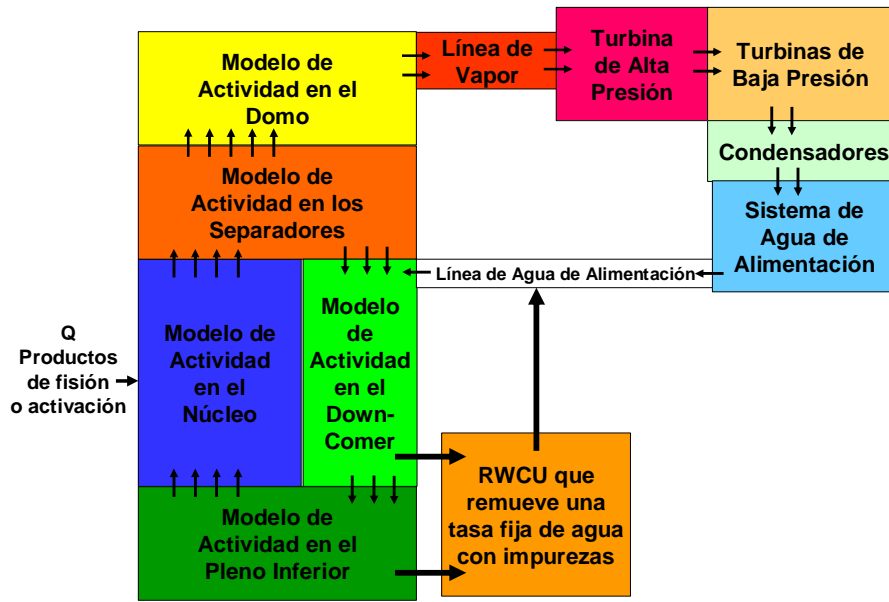


Figura 3. Diagrama de transporte de radiación.

Debido a que cada isótopo tiene un decaimiento en su actividad radiactiva durante el tiempo que permanece en cada proceso de recirculación, es necesario determinar el aporte de radiación hacia las etapas posteriores, por lo que es necesario definir una ecuación para el retardo que deben sufrir entre cada proceso por lo que definimos de manera general los retardos representados con flechas en la Figura 3 como:

$$\frac{dq_e(t)}{dt} = \frac{H_e}{2v_e} (a_e - q_e(t)) \quad (10)$$

Donde q_e representa la aportación para la siguiente etapa inmediata, a_e como la actividad de la etapa actual, H_e representa la distancia que tendría que recorrer el fluido para atravesar completamente el elemento por el que está circulando, y v_e la velocidad del flujo ya sea líquido o gaseoso.

4. IMPLEMENTACIÓN DE MODELOS DE RADIACIÓN

Una vez definidas las ecuaciones es necesario re-escribirlas en lenguaje de computadora. Se decidió implementar los modelos de radiación en Simulink de Matlab para tener una interfase amigable y fácil de manejar para cualquier usuario que desee utilizarla de modo que pueda manipular los valores y desplegar gráficamente los valores con una estructura sencilla.

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 productos de fisión, de este modo se tienen divididos los procesos como se presentan en la Figura 4.

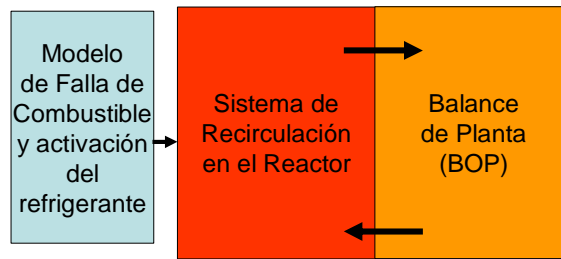


Figura 4. Bloques de Procesos de Radiación.

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 5 se representa en el modelo de Simulink implementado en la Figura 5.

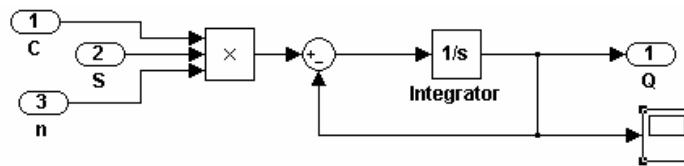


Figura 5. Bloque de Falla de Combustible y Activación del Refrigerante

4.1.2 Actividad en los procesos y transporte de radiación.

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.

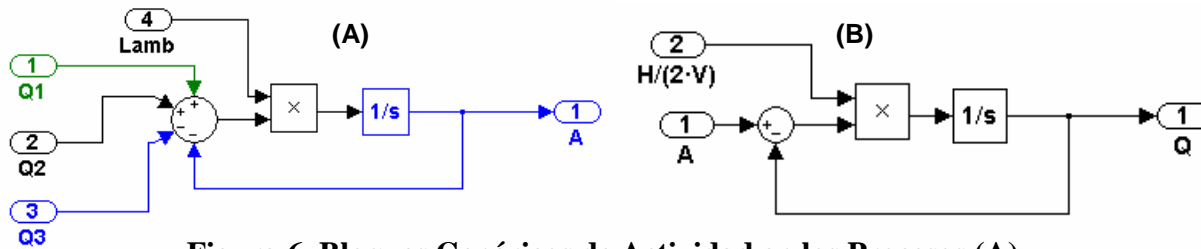


Figura 6. Bloques Genéricos de Actividad en los Procesos (A) y Transporte de Radiación (B).

De esta forma tenemos que en la Figura 6 para la actividad en el proceso, λ 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, definido en la ecuación 9. Para el transporte de radiación hacia el siguiente proceso se toma en cuenta la distancia que debe recorrer (H), 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 10. De este modo se tienen los bloques correspondientes a las ecuaciones en la Figura 6.

4.1.3 Modelos de cambio del periodo de tiempo.

Algunos isótopos tiene una vida media mas larga que 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 de ejecución, por lo que es necesario utilizar diferentes pasos de integración de manera que solo se integren cuando los cambios sean acordes a las constante de tiempo de cada isótopo, y así reducir operaciones involucradas durante la ejecución de los modelos.

De modo que las ecuaciones 9 y 10 se redefinen de la siguiente forma respectivamente:

$$a = \frac{a_{ant} + \Delta\lambda_m \cdot Q}{1 + \Delta\lambda_m} \qquad q = \frac{q_{ant} + \frac{H \cdot \Delta}{2 \cdot v_m} \cdot a}{1 + \frac{H \cdot \Delta}{2 \cdot v_m}} \qquad (11 \text{ y } 12)$$

Con las nuevas formulas para los isótopos con un tiempo de vida mayor se realizan las modificaciones correspondientes cómo se presenta en las Figura 7A y 7B, para los dos bloques de actividad y transporte de radiación que se muestran.

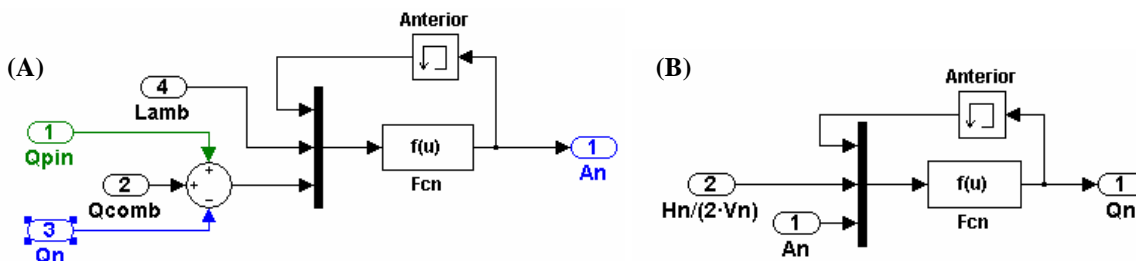


Figura 7. Bloques modificados para cambio de periodo de tiempo de los bloques de Actividad (A) y Transporte de Radiación (B).

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 solo cubren un limitado rango de radiación, pero el circuito requerido es sencillo y no requiere pre-amplificación.

Para implementar los detectores de radiación de procesos 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. Como se puede observar en la Figura 8 se presenta la implementación del modelo de detección la cual tiene los valores fijos de energía, porcentaje, y relación de flujo de radiación – dosis para cada isótopo, los cuales se introducen en forma de vector junto con el valor de la actividad para el proceso que corresponde.

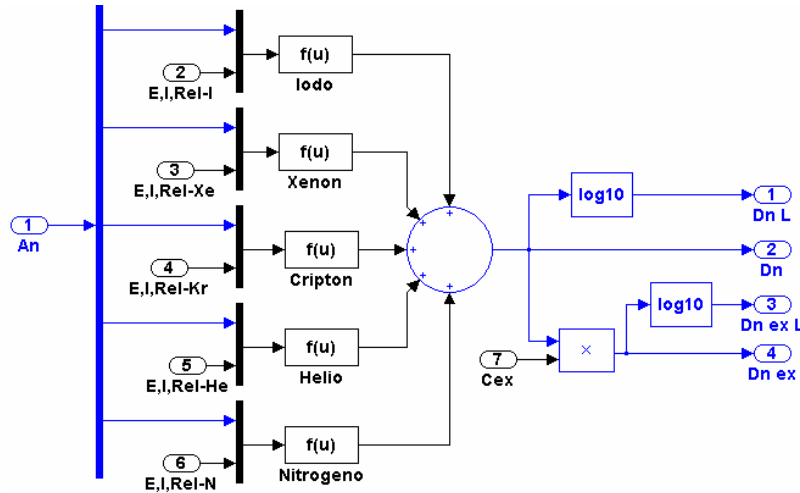


Figura 8. Forma General del bloque de detección de radiación en el proceso.

Debido a que es necesario presentar los valores para una interfase 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.

4.3 Instrumentación Virtual.

Para visualizar el comportamiento de la radiación se utiliza una combinación de instrumentos como un tablero analógico en escala logarítmica y otro digital para visualizar independientemente cada proceso, Figura 9. De igual forma se utilizó un graficador para monitorear el comportamiento por un periodo de tiempo de modo que se visualice un registro en el que pueda observarse el historial del comportamiento de los procesos. Debido a que se pretende tener a un control sobre lo que se visualiza en los paneles de información es necesario contar con perillas y botones de control que permitan modificar los valores de algunas variables.

En la Figura 9 se pueden observar en el costado izquierdo las perillas para controlar la potencia y el porcentaje de vainas con fisura, y mas 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 identificar cada proceso de la grafica correspondiente en el graficador que esta 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.

4.4 Pruebas al Sistema.

Debido al tamaño del sistema implementado fue necesario dividir en sistemas y subsistemas con el fin de identificar y corregir posibles errores durante la ejecución, de este modo se tiene que

inicialmente se probaron los subsistemas independientes del resto y una vez comprobado su correcto funcionamiento se procedió a incorporarlo al bloque correspondiente.

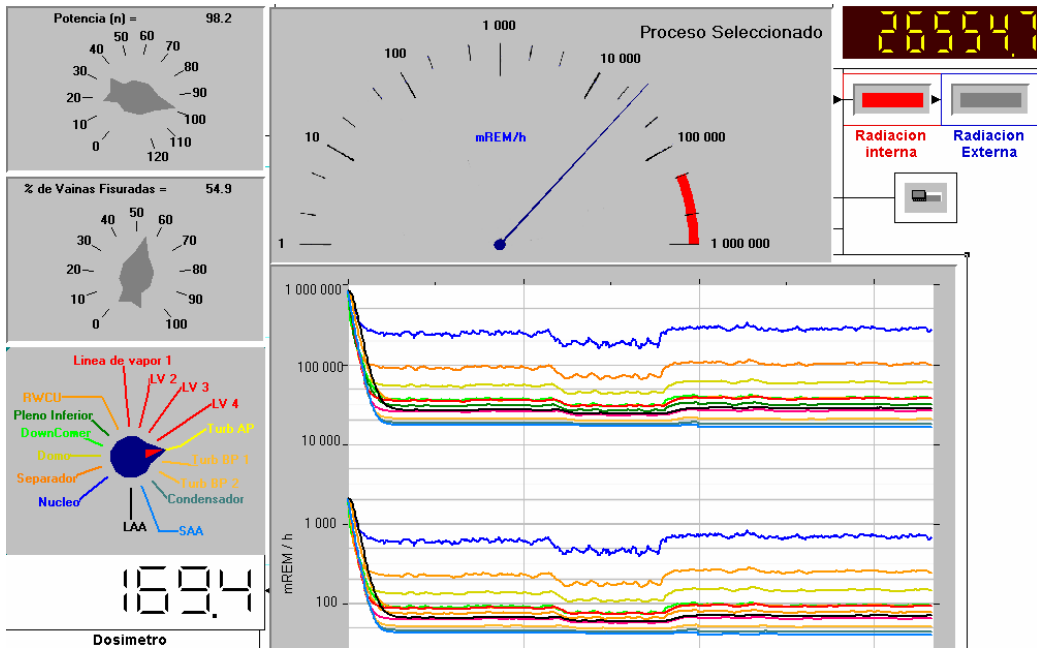


Figura 9. Tablero Virtual

En la Figura 10 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 graficas corresponden a los isótopos de xenón, yodo, criptón, nitrógeno y helio.

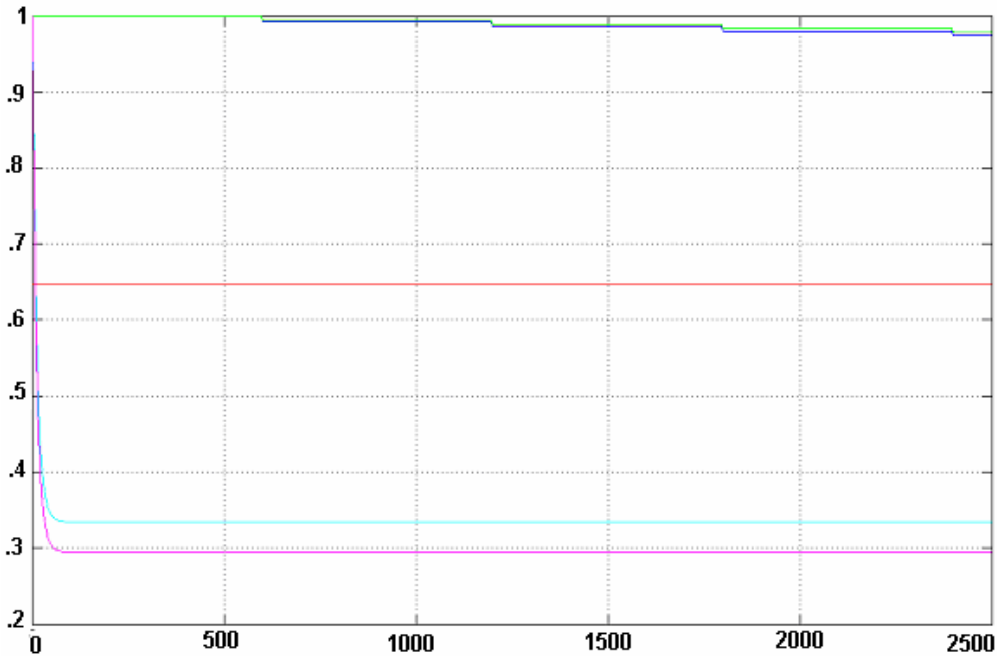


Figura 10. Gráfica de actividad en el núcleo.

Con los modelos generales para el modelado de la actividad en los procesos se procede a probar el decremento de la actividad radiactiva en los procesos conforme se mueve el fluido refrigerante y el vapor a lo largo de los procesos de generación de energía, de esta forma tenemos el comportamiento para los procesos de actividad del núcleo (An), separadores (As), domo (Ad), línea de vapor (Alv), la turbina de alta presión (Atap) y el condensador (Acn) en la Figura 11 para el isótopo de nitrógeno.

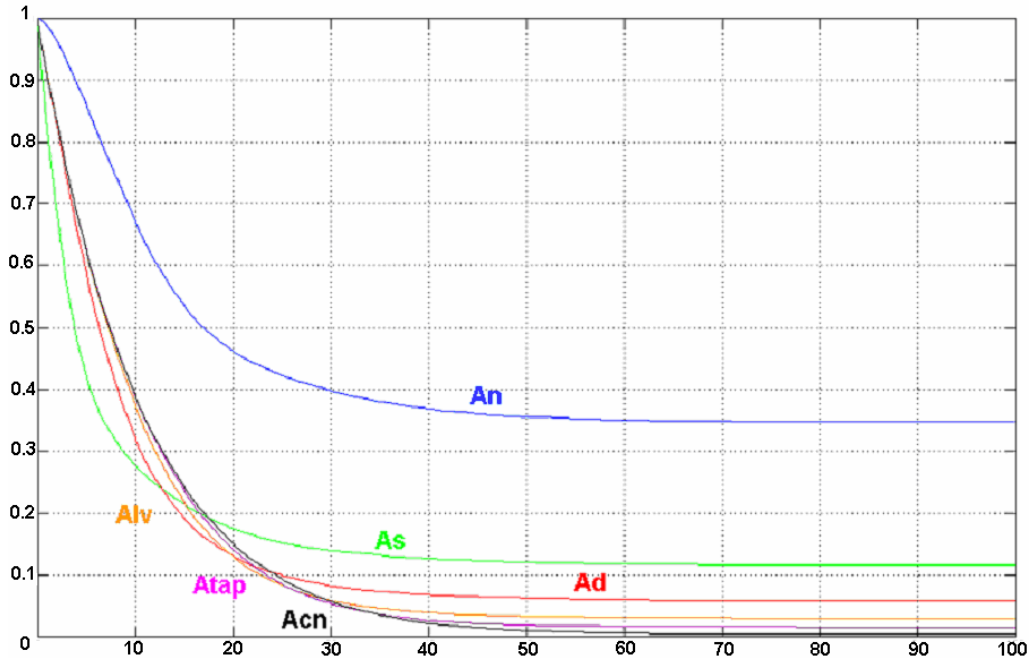


Figura 11. Gráfica del nitrógeno.

En la Figura 12 se tiene 2 líneas de entrada para valores que son proporcionados por los potenciómetros correspondientes de 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).

5. CONCLUSIONES

Se implemento un sistema que permite manipular la potencia y una falla en el reactor que se puede presentar durante la operación de la planta, el poder identificar una falla como lo es la fisura de las vainas, permite conocer el estado en el que se encuentra el reactor.

El poder visualizar la operación de los medidores de dosis de radiación junto con el dosímetro permite comprender mejor la operación de este ultimo ya que al manipular los procesos de medición se tiene una buena apreciación de cómo se ve afectada la operación del dosímetro.

El tablero de operación virtual con todos lo elementos en una sola pantalla es una representación sencilla para monitorear los procesos de radiación y 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.

En la implementación actual no se tienen incorporadas las alarmas asociadas a los sistemas lo cual puede hacerse utilizando la lógica correspondiente. 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.

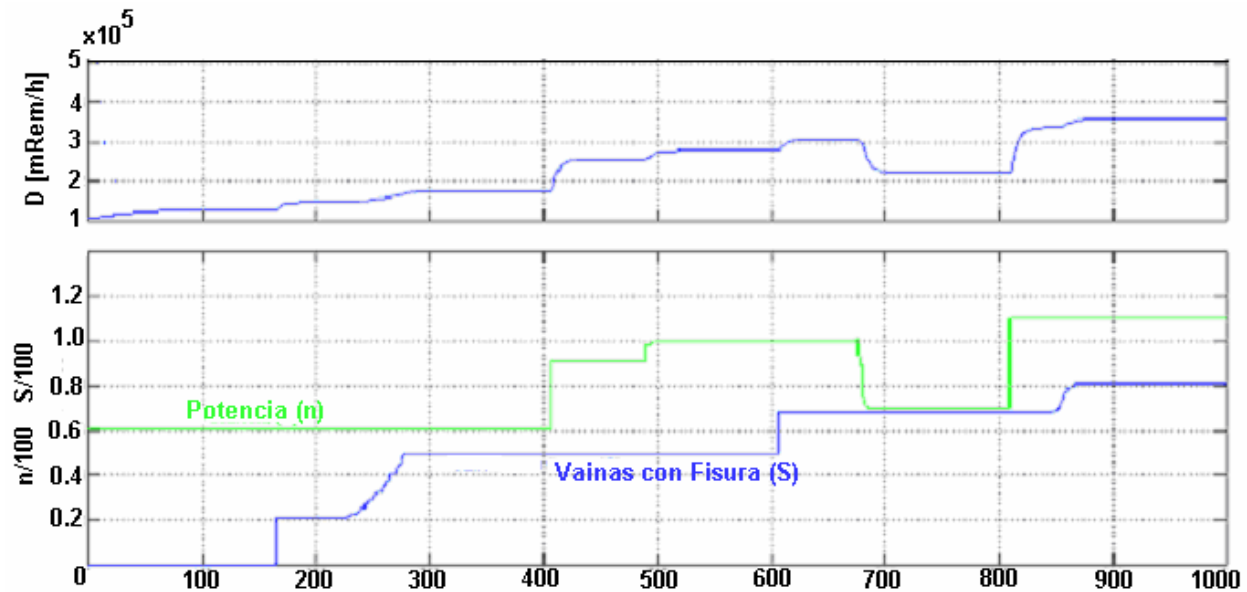


Figura 12. Grafica comparativa de la Dosis en el núcleo al variar n y S.

El sistema de detección de radiación en este sistema es elemental pero puede mejorarse el comportamiento modelando los sistemas electrónicos reales, como contadores geiger, cámaras de iones y medidores BF_3 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 que permitan simular otros tipos de falla 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.

REFERENCIAS

1. Harrer Joseph M. y Beckerley James G., *Nuclear Power Reactor Instrumentation Systems Handbook Volume 1 and 2*, Technical Information Center Office of Information Service U.S. Atomic Energy Commission, Springfield, United States of America (1977).
2. Ródenas Diago José, *Problemas Ambientales de la Energía Nuclear*, Servicios de Publicaciones, Valencia, España (1994).
3. Padilla Tinajeros Jose M., Aviles Zarate Guillermo, *Reactores de Potencia*, Editorial Limusa, D.F., México (1998).
4. Connolly Thomas J., *Fundamentos de Ingeniería Nuclear*, Editorial Limusa, D.F. México 1983.
5. "Virtual Nuclear Tourist! *Nuclear Power Plants Around the World*", <http://www.nucleartourist.com/> (2004).