

Análisis de accidentes radiológicos con códigos de simulación

R. Brucker, A. Muñoz y J. Rodríguez

El objetivo de los análisis radiológicos es calcular la dosis recibida por el público y por los operadores en sala de control, en el caso de un accidente base de diseño. El uso de programas de simulación es necesario para resolver ecuaciones diferenciales (ecuaciones de transporte de los radionucleidos), simular los escenarios de los accidentes y calcular la dosis. Se presentan en este artículo los principales códigos de transporte de radionucleidos (en particular, se detallan distintos casos tratados con el código RADTRAD v.3.03), de cálculo de dosis y de factores de dispersión atmosférica.

The scope of radiological analysis is to calculate the dose received by the public and by an operator in the control room in case of an accident. Simulation software are needed for that kind of analysis in order to solve differential equations (radionuclides transport equations), to simulate the accident scenario, and to calculate the dose. This article presents the main radionuclide transport codes (several cases simulated with RADTRAD v3.03 are detailed), dose calculation programs, and atmospheric dispersion coefficients calculation software.

CONSIDERACIONES GENERALES

Introducción al análisis

Los análisis radiológicos se incluyen normalmente dentro del paquete de cálculos realizados para la actualización del Estudio Final de Seguridad (EFS) que periódicamente tiene obligación de emitir cada central. Tienen como objetivo calcular las consecuencias radiológicas en el caso de un accidente, en primer lugar en forma de actividad liberada al exterior, y como objetivo final en forma de dosis recibida por el público.

Los datos de entrada más relevantes utilizados en cada una de las dos fases del análisis se presentan en la figura 1 y se explican a continuación:

- Término fuente: inventario de actividad en el refrigerante primario y en el refrigerante secundario.
- Transitorio termohidráulico: análisis del transitorio termohidráulico del accidente, que proporciona los datos (caudales, temperatura, presión) relativos a la masa de agua y vapor y descargados en contención y en algunos casos al exterior (accidentes tipo pérdida de refrigerante (LOCA), rotura de tubos, rotura de la línea de vapor principal, etc.).
- Hipótesis/metodología según normativa: instrucciones proporcionadas por la normativa aplicable: guías alemanas del BMI [10] en el caso de CN Trillo y guías de la Nuclear Re-

gulatory Commission (NRC) para el resto de centrales nucleares españolas. Son hipótesis sobre los fenómenos físicos que ocurren durante el accidente (extensión del daño al combustible, fracción de radionucleidos liberada, factores de retención...) o sobre el comportamiento de la central (crédito dado a la actuación de ciertos sistemas).

- Funcionamientos de los sistemas (ETF): características propias de la central, como por ejemplo la eficiencia de los filtros, la secuencia de actuaciones de los sistemas de seguridad o la geometría y las dimensiones de los compartimentos objetos de estudio.
- Coeficientes de dispersión atmosférica (χ/Q): coeficientes que tienen en cuenta la influencia atmosférica en la determinación de la dosis recibida. Para su determinación son necesarios códigos de simulación.
- Actividad liberada al exterior: dato necesario y utilizado en el cálculo de dosis recibida. A la vez es un resultado de la primera fase del análisis radiológico.

Los resultados de los análisis radiológicos son los siguientes:

- Actividad liberada al exterior: es el resultado de la primera fase del análisis radiológico.
- Dosis recibida: dosis que recibe el público en el exterior de la central o un operador en la sala de control.



ROMAIN BRUCKER

es licenciado en Ingeniería Industrial con la especialidad de Técnicas Energéticas por la Universidad Politécnica de Madrid y por el Ecole Centrale de Lille, Francia. Desde 2008 trabaja en Empresarios Agrupados, en el Departamento de Seguridad Nuclear. Ha trabajado en los análisis de accidentes de las centrales de Almaraz y Trillo, en análisis de fiabilidad (acelerador de partículas del proyecto Eurotrans), y en análisis de riesgos.



ANDRÉS MUÑOZ CERVANTES

es licenciado en Ingeniería Industrial con la especialidad de Termoenergética por la Universidad Politécnica de Cataluña. Desde 2007 trabaja en Empresarios Agrupados en el Departamento de Seguridad Nuclear, dentro del área de Protección Radiológica. Ha trabajado en el Análisis de accidentes de las centrales de Almaraz y Trillo, así como en cálculos de dosis y blindajes para elementos de las centrales de Santa Mª de Garona y Almaraz.



JAIME RODRÍGUEZ HERNÁNDEZ

es licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Autónoma de Madrid, especialidad Física Aplicada y Máster en Tecnología Nuclear (Ciemat). Dos años en el Ciemat (Dep. Fisión Nuclear) desarrollando trabajos en simulación computacional de ciclos de combustible nuclear. Desde 2007 en Empresarios Agrupados (Dep. Seguridad Nuclear). Elaboración de análisis radiológicos y cálculos de blindajes de radiación.

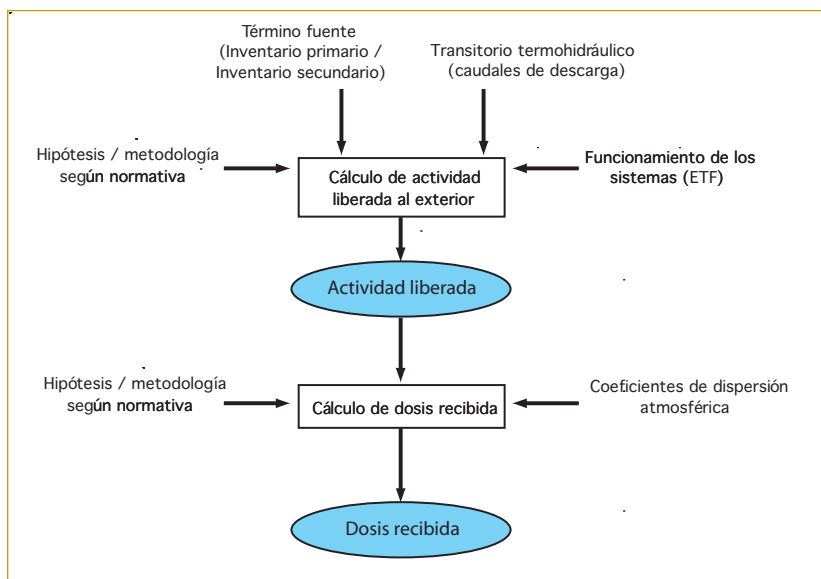


Figura 1: Datos utilizados en el análisis de consecuencias radiológicas de accidentes.

¿Por qué es necesario el uso de programas de simulación para este tipo de análisis?

El uso de programas de simulación para este tipo de análisis es necesario ya que dichos programas permiten modelizar el escenario a tratar, resolviendo ecuaciones diferenciales por vías no analíticas, así como determinar coeficientes necesarios para los análisis.

En la determinación de la actividad liberada, existen dos dificultades principales: la resolución de ecuaciones diferenciales y la simulación del escenario en el que se produce la liberación. El transporte de átomos entre distintos compartimientos se modeliza mediante ecuaciones diferenciales. Además, los programas permiten simular los escenarios en los que se produce el transporte de átomos y las características de los compartimientos.

En el cálculo de dosis, la dificultad principal reside en determinar los coeficientes de dispersión atmosférica e implementar la metodología apropiada de cálculo de dosis. También es necesario simular los escenarios en los que se calcula la dosis: sala de control o exterior de la central.

¿Qué tipo de códigos son necesarios para estos análisis?

Los códigos necesarios para los análisis radiológicos son aquéllos que son capaces de resolver ecuaciones diferenciales y así de determinar el número de átomos que han sido transportados desde el término fuente a los demás compartimientos de la central como consecuencia del accidente. También son imprescindibles códigos capaces de calcular los coeficientes de dispersión atmosférica que

son necesarios para el cálculo de dosis a partir de la actividad liberada.

Los códigos necesarios se pueden clasificar de la siguiente manera:

- Códigos de cálculo de actividad liberada: son códigos cuya función principal es la resolución de ecuaciones diferenciales que modelizan el transporte de átomos y los diferentes mecanismos de aporte y eliminación de actividad. Ejemplos de estos programas son los siguientes:
 - TACT-5 [2]: desarrolla una metodología de transporte y liberación de actividad desde el núcleo del reactor hasta el exterior de la central nuclear calculando además dosis en lugares seleccionados.
 - RADTRAD 3.03 [3]: en muchos casos se utiliza sólo para calcular la actividad liberada, si bien permite el cálculo de dosis.
- Códigos de cálculo de coeficientes de dispersión atmosférica: son códigos que implementan diferentes metodologías para el cálculo de coeficientes de dispersión atmosférica que son necesarios para el cálculo de dosis. Ejemplos de estos códigos son los siguientes:
 - PAVAN [3]: Implementa la metodología de la NRC Regulatory Guide 1.145 [9] para calcular coeficientes de dispersión atmosférica (χ/Q) en condiciones de accidente. Proporciona valores de χ/Q por sector, para 6 intervalos medios (de 1 hora a 1 año) y para 2 distancias a partir de alturas de liberación y de los datos suministrados por las torres meteorológicas, del número de horas de calma para cada categoría de estabilidad y del valor de la dirección, la velocidad y la estabilidad del viento.

- ARCON96 [4]: Desarrollado por la NRC, permite calcular coeficientes de dispersión atmosférica (χ/Q) para la sala de control. Está pensado para analizar la habitabilidad en la sala de control en caso de accidente. Proporciona valores de χ/Q para los distintos intervalos de tiempo a partir de velocidades del viento, características de la liberación (tipo -a nivel del suelo o por chimenea-, altura, velocidad vertical y diámetro de la chimenea) y características del receptor (distancia, altura y dirección).

- Códigos de cálculo de dosis: existen dos tipos de códigos para el cálculo de dosis. Aquéllos que necesitan como dato de partida la actividad liberada, y aquéllos que calculan la actividad liberada además de la dosis recibida. Ejemplos de códigos que necesitan la actividad liberada para calcular la dosis son los siguientes:

- STAR 49 [5]: Implementa la metodología alemana de cálculo de dosis en accidente.
- EXPO41 [6]: Calcula la dosis recibida según la guía R-41 de la normativa suiza.
- EXPOG14 [7]: Calcula dosis recibida teniendo en cuenta los comentarios de la guía G-14 de la normativa suiza.

El código RADTRAD permite calcular tanto la actividad liberada como la dosis recibida; además de estar desarrollado y aprobado por la NRC

APLICACIONES Y EJEMPLOS. SIMULACIÓN DE ACCIDENTES CON EL CÓDIGO RADTRAD 3.03

El código RADTRAD 3.03 está preparado para calcular el transporte de radionucleidos entre varios compartimientos así como la dosis recibida en sala de control y en el exterior de la central. Esos compartimientos son idealmente recintos de una central caracterizados por su volumen entre los que circulan caudales.

El usuario define:

- El número de compartimientos, su volumen y las conexiones (caudales) entre ellos.
- Un inventario de actividad (término fuente) y las modalidades de liberación correspondiente (fracciones a lo largo del tiempo).

La salida del programa es, por una parte, el inventario de actividad en cada compartimiento al cabo de los tiempos definidos por el usuario.

Adicionalmente, el programa calcula la dosis a los operadores de la sala de control o al público para lo que hay que introducir factores de paso a dosis

y coeficientes de dispersión atmosférica. El cálculo de dosis se realiza según la metodología definida en la Regulatory Guide. 1.183, [8], de la NRC.

Principales funciones del código RADTRAD 3.03.

A continuación se detallan las funciones más interesantes del código RADTRAD 3.03.

Simulación del pico de yodo

En los accidentes en los que la actividad proviene del refrigerante primario (LOCA, rotura de tubos...) el pico de yodo es un factor con mucha influencia en el cálculo de la actividad liberada. El código RADTRAD 3.03 permite definir la actividad que se libera desde el término fuente (combustible en este tipo de accidentes) a un compartimiento (circuito primario) a lo largo del tiempo. En la figura 2 se muestran las curvas de evolución de la actividad del I-131 (en Ci)

en el refrigerante primario a lo largo del tiempo (en horas). La evolución teórica está en color azul y la aproximación obtenida con RADTRAD 3.03 en color rosa.

Mecanismos de reducción de la actividad

En cada compartimento, RADTRAD 3.03 permite aplicar los siguientes mecanismos de reducción de actividad: sprays, deposición natural y filtros.

Para los sprays y la deposición natural, el usuario puede:

- Definir los factores de descontaminación a lo largo del tiempo (para yodos elementales, en partículas y orgánicos).
- Aplicar el modelo de Powers o el de Henry (sólo para deposición natural) para el factor de eliminación de partículas [1]. El factor de descontaminación (DF) está relacionado con el factor de eliminación λ por la siguiente relación:

$$\frac{dDF}{dt} = \lambda \cdot DF$$

Para los filtros, el usuario define la eficiencia para los tres estados químicos del yodo.

Impacto de los radionucleidos descendientes

El programa permite tener en cuenta el decaimiento así como calcular los descendientes.

Cálculo de la dosis según la metodología NRC de la Regulatory Guide. 1.183

RADTRAD 3.03 está también preparado para calcular la dosis recibida por el público o por un operador en la sala de control. El usuario debe introducir los siguientes parámetros:

- Factores de dispersión atmosférica.
- Tasa de respiración.
- Tiempo de permanencia de un operador en la sala de control.
- Factores de paso de actividad a dosis.

La salida del programa es la dosis efectiva (TEDE), definida como la suma de la dosis efectiva por exposición externa y de la dosis efectiva por inhalación, según la Regulatory Guide. 1.183 [8].

Modelización de accidentes con RADTRAD 3.03: ejemplos

A continuación se presentan los modelos utilizados para dos accidentes bases de diseño (LOCA y rotura de tubos) así como una posible metodología de cálculo de dosis en la sala de control.

Accidente LOCA

Descripción del modelo

Al ocurrir un accidente LOCA, parte del refrigerante del reactor es liberado directamente a la contención, por lo que aparecen tres posibles vías de liberación de actividad al exterior (desde el edificio de contención, el sistema de salvaguardias y el sistema de purga de hidrógeno de la contención). A continuación sólo se trata la modelización de la liberación por fugas desde el edificio de contención, por ser el mecanismo más complejo.

En la figura 3 se describe la transferencia entre compartimentos y los mecanismos que reducen la actividad transferida.

En la modelización con RADTRAD 3.03 se consideran tres compartimentos, volumen rociado de la contención (volumen interior de la contención afectado por el rociado de los aspersores de la cúpula), volumen no rociado (resto del volumen de la contención) y exterior. El movimiento de caudales se produce en los dos volúmenes entre sí, y cada uno con el exterior.

Conclusiones

- Las funciones más útiles de RADTRAD 3.03 para este accidente son:

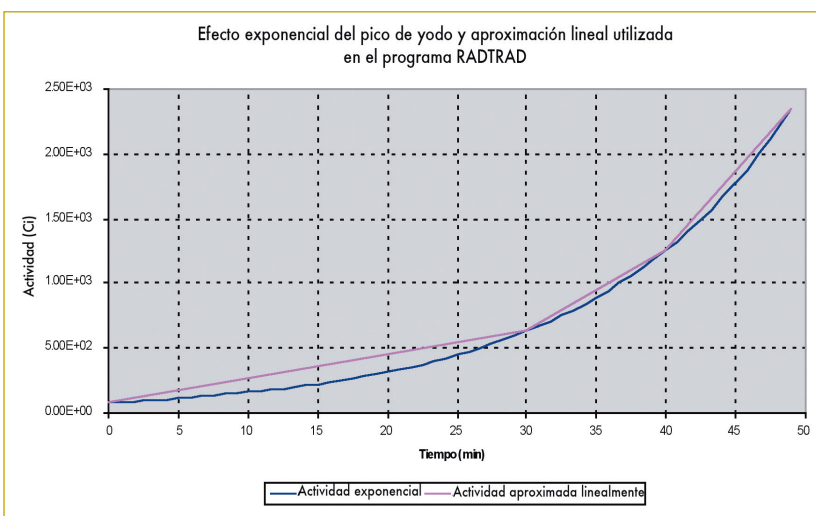


Figura 2: Comparación del modelo RADTRAD 3.03 para el pico yodo con la evolución teórica.

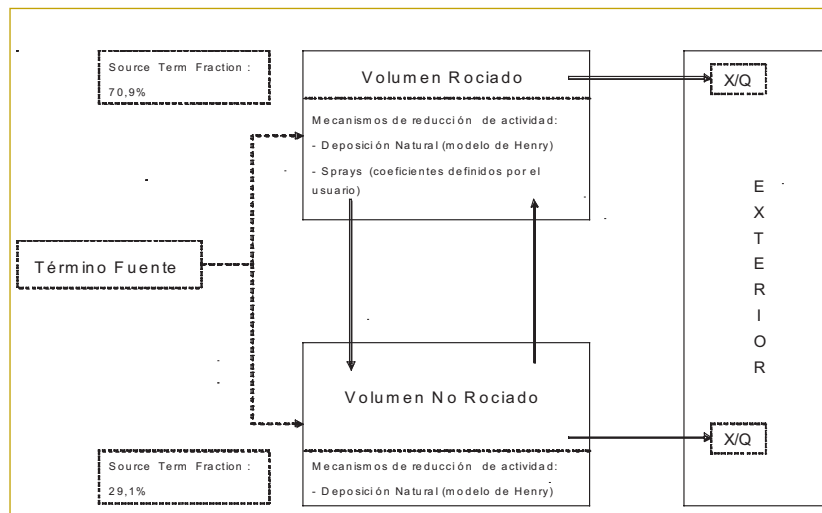


Figura 3: Compartimentos y principales parámetros utilizados para el LOCA.

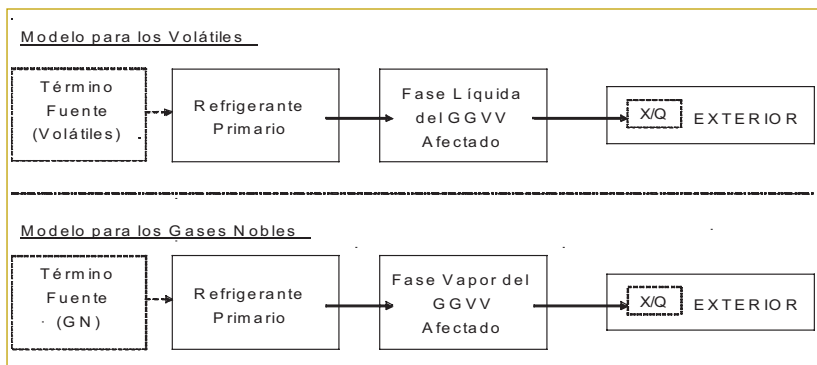


Figura 4: Compartimentos y principales parámetros utilizados para el accidente de rotura de tubos.

los modelos de eliminación en superficies por deposición, aspersión y decaimiento radiactivo; el cálculo de los descendientes; el cálculo de dosis.

- No se han encontrado limitaciones del código para el presente accidente.

Accidente de Rotura de Tubos

Descripción

Durante este accidente, el refrigerante primario fuga al lado secundario a través de los tubos dañados del generador de vapor (en adelante GV) afectado. Los radionucleidos contenidos en el refrigerante primario pasan a la fase líquida del secundario del GV afectado a través de la rotura en los tubos, y de allí a la fase vapor. En el caso más desfavorable, es decir, estando no disponible el sistema de alivio al condensador (steam dump), parte del vapor procedente de los generadores de vapor se descarga al exterior por las válvulas de alivio de las líneas de vapor para evitar un aumento de la presión en el secundario, liberando así isótopos radiactivos al exterior.

La particularidad del accidente de rotura de tubos es que el modelo de transporte de los radionucleidos (entre el refrigerante primario, el GV afectado y el exterior) varía según el grupo considerado (gases nobles o semivolátiles).

- Los gases nobles presentes en el refrigerante primario que pasan al refrigerante secundario están transferidos directamente a la fase vapor del GV.

- En cambio, la mayor parte de los radionucleidos semivolátiles (yodos y cesios) que pasan al refrigerante secundario está retenida en la fase líquida del GV y sólo se transfiere una pequeña fracción a la fase vapor.

El programa RADTRAD 3.03 no permite dar un tratamiento particular a los diferentes grupos de radionucleidos, lo cual complica la modelización de la transferencia entre el primario (agua líquida) y la fase vapor del secundario del GV. Por esta razón se realizan dos modelos: uno para los gases nobles y otro para los semivolátiles. En la figura 4 se puede observar un diagrama de ambos modelos.

Conclusiones

El hecho de utilizar dos modelos distintos no permite calcular de manera adecuada los descendientes que pertenecen a otro grupo que sus radionucleidos padres. En efecto:

- Los semivolátiles que provienen del decaimiento de los gases nobles son tratados por el modelo como gases nobles, pasando directamente a la fase vapor del GV afectado, en lugar de quedar una parte retenidos en la fase líquida.
- De la misma manera, parte de los gases nobles que provienen del decaimiento de los semivolátiles se queda retenida en la fase líquida, en vez de pasar directamente a la fase vapor.

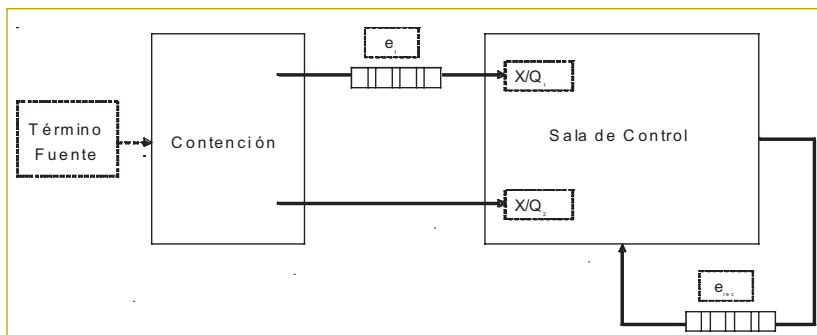


Figura 5: Diagrama de la Sala de Control.

En resumen:

- Las funciones más útiles de RADTRAD 3.03 para este accidente son: el cálculo de los descendientes, el cálculo de dosis, y la modelización del pico de yodo.
- Una limitación del código es: no permite dar un tratamiento particular a los diferentes grupos de radionucleidos.

Cálculo de la dosis en la sala de control (infiltraciones filtradas y sin filtrar)

Descripción del modelo

Se realiza este cálculo para varios accidentes, con el objetivo de evaluar la contribución a la dosis de las infiltraciones sin filtrar en la sala de control. La situación es la siguiente (figura 5):

- Como consecuencia del accidente considerado, se libera actividad desde el edificio de contención.
- Los radionucleidos pueden penetrar en la sala de control por dos caminos: por una toma de aire que conecta con la sala de control a través de filtros de carbono (de eficiencia e_i en la figura 5), o mediante fugas sin filtrar.
- Los coeficientes de dispersión atmosférica para esos dos caminos son distintos (en los casos de aplicación de la normativa americana permite reducir el χ/Q considerado si las tomas de aire de la sala de control cumplen una serie de requisitos). Dichos coeficientes están referenciados como χ/Q_1 y χ/Q_2 en la figura 5.
- La sala de control dispone de un sistema de recirculación con filtros (de eficiencia e_{rec} en la figura 5).

Sin embargo, RADTRAD 3.03 no permite utilizar varios caminos con diferentes valores de χ/Q para la sala de control. Para modelizar la situación descrita en la figura 5, se tiene entonces que realizar un modelo equivalente. Se utiliza un solo valor de χ/Q (llamado χ/Q_{eq}) y se utilizan filtros cuyos valores (e^{eq1} y e^{eq2}) se calculan para que las condiciones sean las mismas que las descritas en la figura 5. En la figura 6 se observa el diagrama del modelo equivalente.

Conclusiones

- Las funciones más útiles de RADTRAD 3.03 para este accidente son: el cálculo de los descendientes, el cálculo de dosis en la sala de control, los filtros, y los filtros de recirculación.
- Una limitación del código es: el hecho de solo poder utilizar un valor de coeficiente de difusión atmosférica, lo cual complica la modelización de este accidente.

CONCLUSIONES GENERALES

Los códigos PAVAN [3] y ARCON96 [4] permiten calcular de manera sencilla

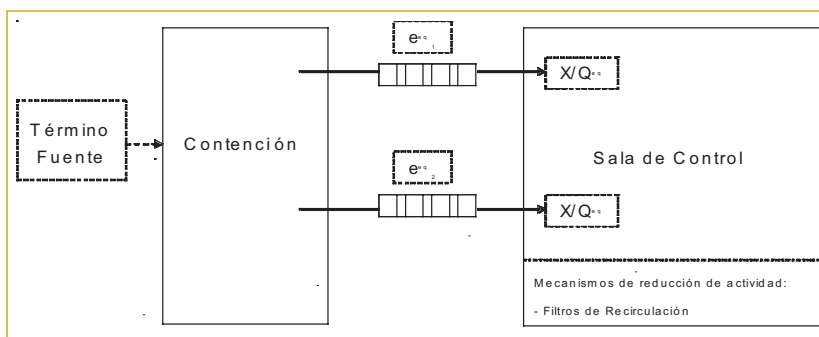


Figura 6: Diagrama del Modelo Equivalente.

y rápida los factores de dispersión a utilizar en caso de accidentes aunque el volumen de datos provenientes de los informes meteorológicos de años anteriores sea importante.

Para modelizar un accidente, RADTRAD 3.03 [1] permite definir compartimientos y mecanismos de transferencias de átomos entre ellos. Además, ofrece varias funciones:

- La posibilidad de modelizar el pico de yodo.
- Los mecanismos de eliminación de actividad (filtros de recirculación, deposición, o sprays).
- El cálculo de la actividad de los radionucleidos provenientes del decaimiento de otros.
- El cálculo de la dosis según normativa americana, Regulatory Guide 1.183 [8].

Sin embargo, este código también tiene algunas limitaciones. Ciertas funciones adicionales permitirían modelizar los accidentes de manera incluso más detallada:

- La posibilidad de aplicar un caudal de transferencia distinto según el tipo de radionucleidos. Esto permitiría representar de manera más sencilla la transferencia de los radionucleidos entre una fase líquida y una fase vapor.

- La posibilidad de utilizar más de un camino de entrada (con el factor χ/Q asociado) para la sala de control.

Una nueva versión de RADTRAD (3.10) estará pronto disponible. Parece ser que las principales aportaciones serán el uso de varios χ/Q (uno por camino), un mejor tratamiento de los radionucleidos depositados y el uso de múltiples términos fuentes.

REFERENCIAS

- [1]. "RADTRAD: A Simplified Model for RADionuclide Transport and Removal And Dose Estimation", NUREG/CR6604, US NRC, December 1997.
- [2]. TACT-5: D.B.West and H.E.Gilpin "User's Guide for the TACT5 Computer Code". NUREG/CR-5106 (SAIC-88/3023). U.S Regulatory Commission, Washington D.C.
- [3]. T.J. Bander, "PAVAN: An Atmospheric Dispersion Program for Evaluating Design Basis Accidental Releases of Radioactive Materials from Nuclear Power Stations," U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-2858, November 1982.

- [4]. ARCON96: J.V. Ramsdell, Jr. And C.A Simonen. 1997. "Atmospheric Relative Concentrations in Building Wakes". NUREG/CR-6331. U.S Regulatory Commission, Washington D.C.

- [5]. STAR49: Cálculo de la exposición radiológica debida a emisiones causadas por instalaciones nucleares conforme al reglamento §49 StrlSchV

- [6]. EXPO41 Programme System: Calculation of radiation exposure in the environment based on emissions from nuclear power plants according to HSK guideline R41.

- [7]. EXPOG14 Programme System: Calculation of radiation exposure in the environment based on emissions from nuclear power plants according to HSK guideline G14.

- [8]. Regulatory Guide 1.183: "Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors", US NRC, July 2000.

- [9]. Regulatory Guide.1.145: "Atmospheric Dispersion Models for Dispersion for Potential Accident Consequence Assessment at Nuclear Power Plants", US NRC, November 1982.

- [10]. Incident Calculation Bases for the Guidelines Issued by the Federal Minister of the Interior (BMI) for the Assessment of the design of PWR Nuclear Power Plants pursuant to Sec. 28, para. (3) of the Radiological Protection Ordinance (StrlSchV). Octubre 1983. ■

37ª Reunión Anual
SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA
 BURGOS, del 28 al 30 de septiembre

BURGOS
 37 Reunión Anual ■ 28-30 septiembre 2011
 SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA