



AR9900038

7. TÉRMINOS FUENTE EN ATUCHA I PARA SECUENCIAS INICIADAS CON TRANSITORIOS

J. Barón* y B. Bastianelli**

* Ente Nacional Regulador Nuclear, ENREN
Av. Libertador 8250 - Buenos Aires - Argentina

** Instituto CEDIAC
Capacitación Especial y Desarrollo de Ingeniería Asistida por Computadora
Facultad de Ingeniería - Universidad Nacional de Cuyo
Ayacucho 666 - 5500 - Mendoza - Argentina

RESUMEN

El presente trabajo es parte de un estudio sobre Términos Fuente esperables en la Central Nuclear de Atucha I durante accidentes severos. Dentro de las secuencias con probabilidad significativa de daño al núcleo del reactor, se han identificado como las de mayor relevancia aquellas iniciadas por transitorios operacionales. Estas secuencias tienen todas un comportamiento similar, en el sentido en que desembocan en aperturas de las válvulas de seguridad del sistema primario, y dejan libre este camino de fuga de refrigerante. En caso de continuarse en accidentes severos, este mismo camino de fuga será utilizado por los productos radiactivos liberados desde el núcleo para fugar del sistema primario dentro de la contención. Más tarde en la secuencia accidental severa, se producirá la falla del recipiente de presión y la caída del "corium" dentro de la cavidad del reactor, interactuando con el hormigón de la misma. Durante estos procesos, también serán liberados al ambiente de la contención productos radiactivos. En este trabajo se realiza la simulación de un accidente severo iniciado por una pérdida total de suministro eléctrico, desde el punto de vista de la fenomenología propia del comportamiento de los productos radiactivos, en su transporte por cañerías, durante la interacción corium-hormigón, y dentro de la atmósfera de la contención, hasta su falla. El resultado final es el término fuente a la atmósfera.

INTRODUCCIÓN

El presente trabajo constituye la segunda parte de un estudio sobre accidentes severos que se lleva a cabo en la Universidad Nacional de Cuyo para el Ente Nacional Regulador Nuclear de Argentina. En este trabajo se presenta la modelación y análisis de términos fuente (desde el núcleo, luego desde el sistema primario, y posteriormente desde la contención) para una secuencia de Pérdida Total de Suministro Eléctrico (blackout) en la Central Nuclear de Atucha I, mediante el paquete de códigos STCP (Source Term Code Package, ref. [1]). Dicha secuencia es representativa de todas las que se inician con transitorios, ya que implica una degradación del núcleo en condiciones de alta presión, y configura un camino de fuga de productos radiactivos a través del sistema del presurizador y su tanque de alivio, hacia el cilindro biológico de la contención, luego a la esfera de acero de la misma, y finalmente a la atmósfera en caso de falla de dicha esfera.

La primera parte del estudio, se detalla en otro trabajo presentado en este mismo congreso (ref. [1]), con los modelos termohidráulicos y los resultados obtenidos para la misma secuencia de blackout con el código MARCH III del STCP (ref. [2]), incluyéndose además una breve descripción de la Central Nuclear de Atucha I y de los modelos utilizados para representar el núcleo, el sistema primario y la contención.

FENOMENOLOGÍA MODELADA POR EL STCP

El objeto del paquete de códigos STCP (*Source Term Code Package*) es calcular el término fuente producido como consecuencia de un accidente severo en una central nuclear, y a su vez determinar las cargas sobre la contención, que pueden conducir a sus diversos modos de falla. Dichos estudios se aplican al Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) Nivel II.

El paquete está constituido por una serie de códigos de simulación, que se ejecutan en un cierto orden, y que pasan información de unos a otros. Un esquema básico de los principales programas que interactúan dentro del STCP es el siguiente:

Source Term Code Package

Esquema de los Módulos Principales

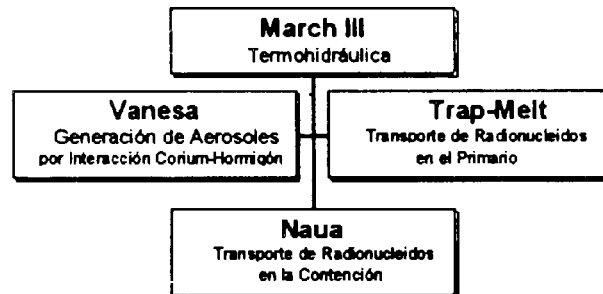


Figura 1: Interacciones en el STCP

A estos módulos principales se le agregan algunos programas más, que permiten la transformación de los formatos de datos de transferencia de unos códigos a otros. De todos modos, cada uno de los módulos indicados corre separadamente del resto y de manera desacoplada, lo que impone la condición de desacoplar los fenómenos correspondientes a cada módulo.

MARCH III es un código de integración en el tiempo que calcula la respuesta termohidráulica de un reactor nuclear durante situaciones accidentales en las que fallen algunos o todos los sistemas de seguridad. Está constituido por un módulo termohidráulico básico de núcleo, sistema primario, sistema secundario y contención (ref. [3]), y además un módulo acoplado de simulación de liberación de productos de fisión y aerosoles desde el núcleo (CORSOR, ref. [4]), y otro módulo acoplado de interacción corium-hormigón (CORCON, ref. [5]).

TRAP-MELT (ref. [6]) calcula el transporte de radionucleidos y aerosoles inertes a través del sistema primario de refrigeración del reactor, durante el período que va desde el descubrimiento del núcleo hasta la falla del recipiente de presión.

Se asume que el flujo está constituido por una mezcla de hidrógeno, vapor que transporta aerosoles y productos de fisión en forma gaseosa, los datos termohidráulicos de entrada se toman para cada paso de tiempo de MARCH III y luego el código resuelve un modelo de hasta diez volúmenes de control con sus respectivos caminos de flujo.

Finalmente calcula la aglomeración de los aerosoles debido a movimiento browniano, deposición gravitacional y turbulencia, así como las interacciones químicas de gases y partículas con las paredes de los volúmenes de control.

El resultado es una lista de las especies químicas en estudio que han quedado en cada volumen de control, también los datos de la liberación de radionucleidos a la atmósfera de la contención, que son usados por el código NAUA.

VANESA (ref. [7]) calcula la generación de aerosoles y de gases debido a la interacción corium-hormigón, y también puede modelar la atenuación de la liberación en el caso de inundar con agua la cavidad del reactor. Para lo cual recibe los datos de dicha interacción desde MARCH III (CORCON), luego calcula las propiedades físico-químicas de la liberación de cada especie química así como la masa acumulada de cada una. Posteriormente estos valores se pasan al código NAUA.

NAUA (ref. [8]) recibe información de los otros tres ya que modela el transporte y depósito de aerosoles dentro del recinto de la contención, lo cual permite conocer la reubicación de las sustancias radioactivas adsorbidas a los aerosoles que se encuentran en la atmósfera de la contención.

Posee un modelo mecanicista de física de aerosoles en una atmósfera de vapor de agua condensable, algunos de los procesos calculados son:

- Remoción de Partículas debido a Deposición Gravitacional y Difusioforesis.
- Crecimiento de Partículas debido a Coagulación Browniana, Coagulación Gravitacional y Condensación de Vapor en las Partículas.
- Procesos de Transporte : Fuentes de Aerosoles y Fuga de Aerosoles del sistema.
- Efecto de las salvaguardias de Ingeniería como Piletas de Supresión de Presión y Rociadores de Agua.

El resultado final de este código es el inventario de radionucleidos que quedan suspendidos en la atmósfera de la contención y que fugarán a la atmósfera exterior en caso de una rotura de la contención.

MODELO DE SISTEMA PRIMARIO PARA LA CENTRAL DE ATUCHA I

A partir de los resultados obtenidos con el código MARCH III (ref. [9]), se obtuvo la respuesta termohidráulica temporal durante una secuencia de Pérdida Total de Suministro Eléctrico, y el término fuente desde el núcleo. Es decir, la secuencia de liberación de productos de fisión y aerosoles, para 40 grupos de elementos químicos representativos, llamados grupos CORSOR (ref. [4]). Este término fuente desde el núcleo se produce como resultado del calentamiento y degradación del elemento combustible y los materiales estructurales presentes en el núcleo. Dependiendo de la temperatura, y de algunas otras variables como estado de oxidación/reducción del medio, los productos radiactivos son liberados con una cierta tasa. En el presente trabajo, se utilizó el modelo CORSOR-M que está validado experimentalmente y que contiene correlaciones empíricas para la liberación de cada uno de los grupos CORSOR. El núcleo se modeló con simetría axial-simétrica, con 8 nodos radiales y 20 nodos axiales, cada uno de los cuales está a una potencia distinta, de acuerdo a los perfiles de potencia de la planta.

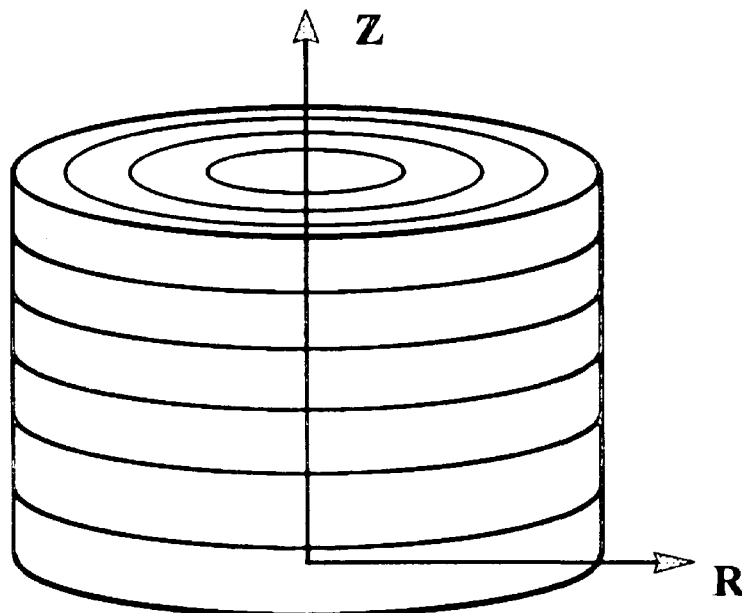


Figura 2: Representación del núcleo

A los fines de obtener el término fuente desde el sistema primario, se elaboró un modelo para el código TRAP-MELT. Este código realiza primero un cálculo termohidráulico del circuito de fuga, obteniendo como resultado presiones, temperaturas, y flujos, en función de las liberaciones desde el núcleo y de las

condiciones de las estructuras que componen al sistema primario. Luego analiza los procesos de transporte, deposición y reacción química de aerosoles y productos de fisión, obteniendo finalmente el término fuente desde el sistema primario.

El modelo elaborado (fig. 3) consistió en ocho volúmenes conectados en serie, que representan al núcleo, pleno superior, rama caliente, conexión al presurizador, presurizador, conexión al tanque de alivio, tanque de alivio y contención.

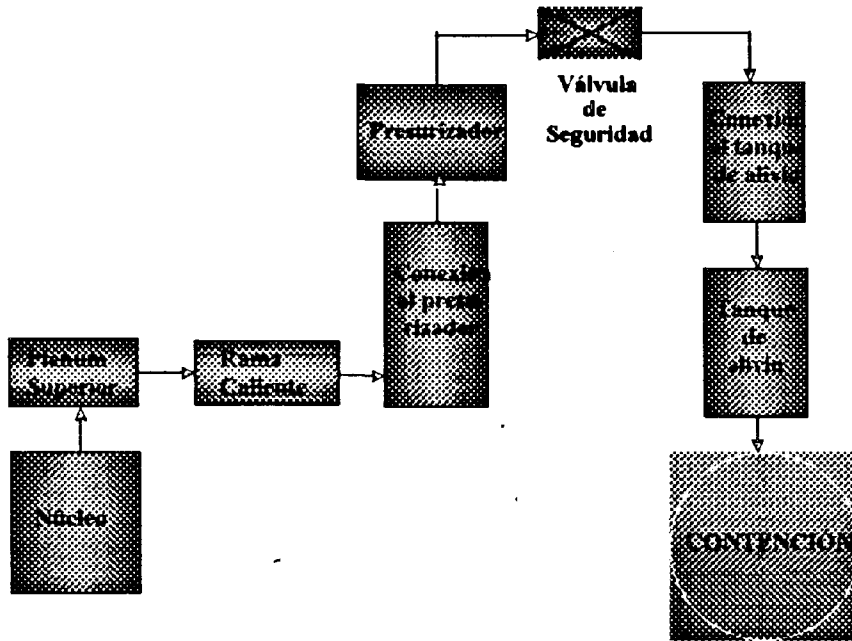


Figura 3: Modelo de sistema primario

Con esta representación se modela el camino de fuga de los productos de fisión y aerosoles, que seguirán la misma ruta de fuga de refrigerante, hasta el momento de falla del recipiente de presión. Cada volumen de control se modeló con las estructuras asociadas, para la transferencia térmica y para la interacción con los vapores y aerosoles.

MODELO DE CONTENCIÓN PARA LA CENTRAL DE ATUCHA I

Para la contención de la CNA-I se utilizó el modelo de cuatro volúmenes de MARCH III descrito en la ref. [9], (fig. 4). De los cuatro volúmenes, el primero de los cuales representa el cilindro biológico, que es donde ocurre la fuga inicial y donde tiene lugar la interacción del corium con el hormigón de la cavidad. Los restantes volúmenes son : la esfera de acero, el espacio anular ubicado entre la esfera de acero y la contención de hormigón, y finalmente la atmósfera exterior.

Los resultados de MARCH III (en lo que respecta a la interacción del corium con el hormigón, código CORCON) fueron utilizados para modelar el término fuente durante la interacción del corium con el hormigón, mediante el uso del código VANESA.

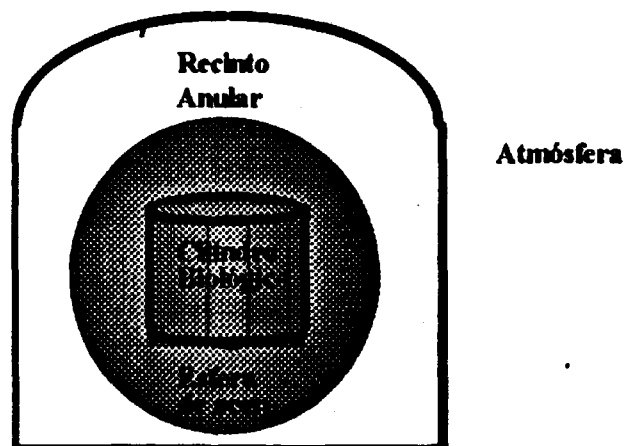


Figura 4: Representación de la contención

El término fuente desde el núcleo (resultado de TRAP-MELT) y el de la interacción corium-hormigón (resultado de VANESA), ocurren en instantes sucesivos en el tiempo, y a ellos se agrega un término específico que corresponde a la liberación de materiales al fallar el recipiente de presión, en el instante de la transición (este término se agrega manualmente al configurar los archivos de entrada del código NAUA). Con estos términos fuente (función del tiempo para cada especie) se alimentó al código NAUA, el que utiliza, además, los resultados termohidráulicos de MARCH III, entre los cuales es particularmente importante la condensación de vapor sobre las estructuras, ya que este fenómeno influye de manera decisiva sobre la deposición de aerosoles por difusioforesis.

NAUA tiene modelos para los procesos de transporte y deposición de aerosoles dentro de cada volumen de contención, pero el código permite calcular un solo volumen por vez por lo que se deben hacer corridas sucesivas para cada volumen, bajo la hipótesis de que los volúmenes de contención están conectados en serie, y por lo tanto la fuga de materiales desde el primer volumen (cilindro biológico) será el término fuente para el segundo (esfera de acero), y éste para el tercero (recinto anular). Finalmente, la fuga del tercer recinto al cuarto (es decir a la atmósfera), será el término fuente cuya cuantificación constituye el objetivo de este trabajo.

RESULTADOS DE TÉRMINO FUENTE

Los productos existentes en el núcleo se agrupan en los 40 grupos CORSOR para la liberación desde el núcleo. Esos grupos incluyen a los productos de fisión, productos de activación, combustible, material estructural y material de control, cuya liberación en función del tiempo se desea estimar para tener el llamado término fuente desde el núcleo. Como ejemplo, se indica en la siguiente figura 5 el gráfico de la liberación acumulada de la sustancia Iodo de CORSOR.

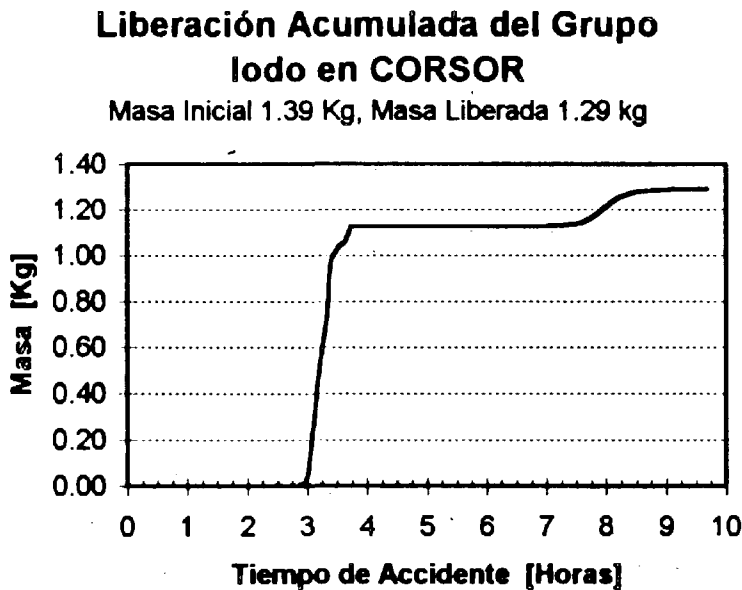


Figura 5: Liberación de Iodo desde el núcleo

Términos Fuente en ATUCHA I...

En este gráfico se observan dos liberaciones importantes: la primera tiene lugar aproximadamente a las 3 hs de comenzado el accidente, y se debe al gran aumento de temperatura del núcleo, debido a la activación de la reacción de oxidación del zirconio. A continuación el núcleo se derrumba tomando contacto con el agua del tanque del moderador, y en consecuencia enfriándose, lo que detiene la fuga de yodo. Al evaporarse el agua del moderador, tiene lugar una segunda liberación (de menor importancia relativa) aproximadamente a las 8 hs de iniciado el accidente.

Es importante destacar que en la condiciones de alta temperatura del núcleo el yodo es altamente volátil, y el resultado es que una gran fracción del yodo inicialmente presente es liberado en el transcurso del accidente.

ESPECIE	MASA INICIAL [kg]	MASA LIBERADA [kg]
Iodo (I,Br)	2.842	2.772
Cesio (Cs,Rb)	11.82	11.54
Partículas inertes	56878.0	47.68
Teluro (varios)	2.708	0.7222
Estroncio (varios)	5.085	3.96E-3
Rutenio (varios)	29.36	5.38E-5
Lantano (varios)	45.27	1.09E-5
Gases nobles	24.14	23.55
Cerio (varios)	116.0	0.0
Bario (varios)	5.743	7.79E-2

Tabla 1: Término fuente desde el núcleo

A partir de su liberación en el núcleo, el código MARCH agrupa a los 40 grupos CORSOR en 10 "especies", cada una de las cuales representa una sustancia con un comportamiento físico-químico similar, y que serán posteriormente utilizadas por el código TRAP-MELT para la simulación de su comportamiento al transportarse por las tuberías del sistema primario. En la tabla 1 se indican los 10 grupos de MARCH, con las masas inicialmente presentes en el núcleo, y las masas liberadas hasta el momento de la falla del recipiente de presión (término fuente desde el núcleo). Nótese que cada una de las especies agrupa a varios elementos de características similares. En la categoría *partículas inertes* se incluye el material estructural, combustible y material de control.

Cada una de las *especies* indicadas es luego tomada para su análisis al ser transportadas en tuberías por el código TRAP-MELT, lo que da como resultado la masa existente de cada clase de sustancia química transportada, en función del tiempo, considerando cinco estados distintos :

- 1- En forma de vapor
- 2- En forma de partículas (aerosoles móviles)
- 3- En forma de vapor condensado en superficies
- 4- En forma de partículas depositadas en superficies (aerosoles inmóviles)
- 5- En forma de partículas reaccionadas químicamente con las superficies (*chemisorption*).

PLENUM SUPERIOR : Especie I,Br

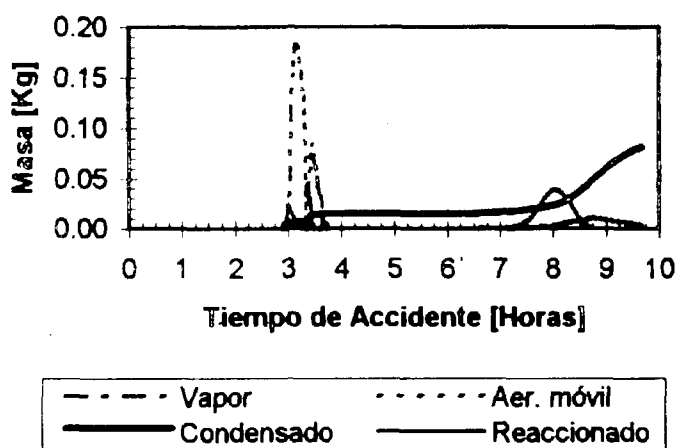


Figura 6a: Estados del (I, Br) en el plenum superior

El código TRAP-MELT permite estudiar la evolución de cada uno de estos estados para cada especie, y para cada volumen que representa al sistema primario. En las figuras 6a y 6b se indican las masas presentes en el plenum superior, para la especie química que agrupa al Iodo y Bromo. Se han preparado dos gráficos distintos para los cinco estados, con diferentes escalas. Esta diferencia de escalas se debe a que esta especie química en particular, en las condiciones existentes dentro del plenum superior, se transporta como aerosoles, la mayor parte de los cuales quedan depositados sobre las superficies de las estructuras dentro de dicho volumen. En la figura 6a se observa un pulso inicial de material en forma de vapor, que

parcialmente condensa en la superficie, y parcialmente se transforma en aerosoles que luego depositan. Esta etapa inicial corresponde a la etapa de gran liberación desde el núcleo (aproximadamente a las 3 hs. de iniciado el accidente).

Hacia las nueve horas de iniciado el accidente hay una nueva inyección de I y Br desde el núcleo, que sigue un proceso similar y queda mayormente depositado como aerosoles, según se observa en la figura 6b.

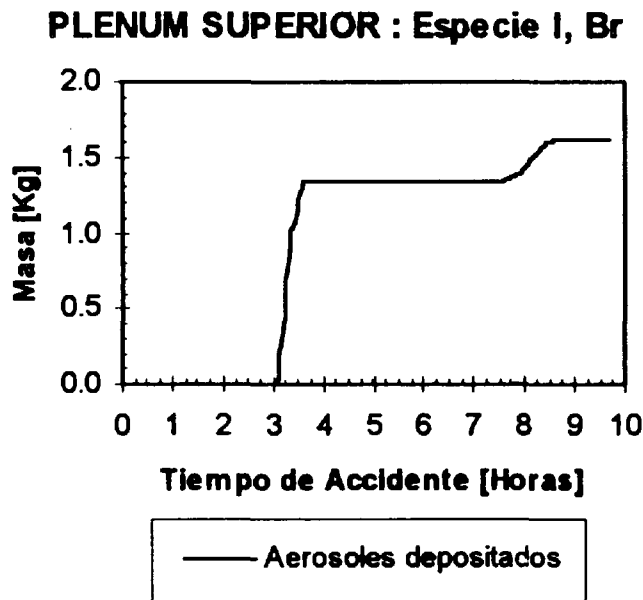


Figura 6b: Estados del (I, Br) en el plenum superior

Es importante destacar la enorme capacidad de retención que presenta el plenum superior, ya que si se compara la masa retenida en este volumen, con la masa total liberada desde el núcleo, vemos que más del 90% queda retenido en las estructuras del plenum superior. Un fenómeno similar se observa para otras especies, y para otros de los componentes del sistema primario.

El camino que deben seguir los productos radiactivos (a través del presurizador y su tanque de alivio) es tan tortuoso que la mayor parte de los productos liberados queda retenido en este circuito. La excepción la constituyen los gases nobles.

A continuación del término fuente desde el núcleo, se incorporan a la atmósfera de la contención diversos radionucleidos que provienen de la interacción del corium con el hormigón. En esta etapa del accidente (entre las diez horas y la falla de la contención, aproximadamente a las cincuenta horas), se utiliza el código VANESA

Términos Fuente en ATUCHA I...

que modela la liberación de estos materiales, basándose en las condiciones termohidráulicas provistas por CORCON.

A continuación se utiliza el código NAUA que modela el comportamiento de los productos radiactivos dentro de la atmósfera de la contención, y finalmente la liberación de los mismos a la atmósfera exterior cuando la contención falla por sobrepresión, luego de más de dos días de iniciado el accidente.

En la tabla 2 se presentan los resultados de la liberación del tercer volumen de la contención hacia la atmósfera exterior, luego del cálculo de mecánica de aerosoles de NAUA para los tres primeros compartimientos de la contención. Las fracciones indicadas corresponden a fracciones del inventario inicial del núcleo, luego de haber sufrido los procesos de retención en el núcleo, sistema primario y sistema de contención.

Grupo de Especies	Fracción Liberada
GN	1.0
I2	2.55E-05
CS	2.54E-05
PI	6.72E-09
TE	3.15E-04
SR	3.87E-05
RU	1.46E-11
LA	1.93E-07
CE	1.90E-07
BA	1.53E-05

Tabla 2: Término Fuente a la Atmósfera

donde cada Grupo indicado contiene:

- GN : Xe y Kr
- I2 : I y Br
- CS : Cs y Rb
- PI : Partículas inertes, combustible, material estructural y material de control
- TE : Te, Sb y Se
- SR : Sr
- RU : Ru, Rh, Mo, Tc y Pd
- LA : La, Zr, Nb, Y, Eu, Pm, Pr y Sm
- CE : Ce, Np y Pu
- BA : Ba

CONCLUSIONES

Se ha realizado el modelado del núcleo, sistema primario y contención de la Central de Atucha I en condiciones de un accidente severo iniciado por un transitorio. El modelo incluye el camino seguido por los elementos para fugas desde el núcleo hasta la contención, muy tortuoso en contraste con aquellas secuencias iniciadas por pérdidas de refrigerante, y por lo tanto, con gran eficiencia de retención en el sistema primario.

El modo de falla postulado para la contención es por sobre-presión cuasi-estática, y ocurre alrededor de dos días después de iniciado el accidente. Esta falla tardía de la contención también contribuye a que las fracciones de inventario radiactivo liberado a la atmósfera exterior que se han obtenido sean muy pequeñas.

Se ha mostrado la capacidad del STCP para analizar este tipo de secuencias, mediante el uso de modelos específicos para la Central de Atucha I.

REFERENCIAS

- [1] J. Barón y B. Bastianelli, **MODELADO DE UNA SECUENCIA DE BLACKOUT EN ATUCHA I CON EL CODIGO MARCH3**, XI ENFIR, Pozos de Caldas Springs, Brasil, Agosto 1997.
- [2] J. Gieseke et al, **SOURCE TERM CODE PACKAGE: A USER'S GUIDE (Mod 1)**, NUREG / CR - 4587, 1986.
- [3] R. Wooton et al, **MARCH II Code Description and User's Manual**, NUREG/CR-3988, 1984.
- [4] M. Kuhlman et al, **CORSOR User's Manual**, NUREG/CR-4173, 1985.
- [5] R. Cole, et al, **CORCON-MOD2: A COMPUTER PROGRAM FOR ANALYSIS OF MOLTEN-CORE CONCRETE INTERACTIONS**, NUREG/CR-3920, 1984.
- [6] H. Jordan, **TRAP-MELT II User's Manual**, NUREG/CR-4205, 1985.
- [7] D. Powers et al, **VANESA, A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core-Debris Interactions with Concrete**, NUREG/CR-4308, 1985.
- [8] H. Bunz et al, **A Code for Calculating Aerosol Behavior in LWR Core Melt Accidents - Code Descriptions and User's Manual**, EPRI Palo Alto Workshop, California, March 29-30, 1982.
- [9] J. Barón y B. Bastianelli, **Modelado de una Secuencia de Blackout para la CNA-I usando el paquete STCP**, informe CEDIAC-AS-001-R5-96, 1996.

ABSTRACT

The present work is part of an expected Source Term study in the Atucha I Nuclear Power Plant during severe accidents. From the accident sequences with a significant probability to produce core damage, those initiated by operational transients have been identified as the most relevant. These sequences have some common characteristics, in the sense that all of them resume in the opening of the primary system safety valves, and leave this path open for the coolant loss. In the case these sequences continue as severe accidents, the same path will be used for the release of the radionuclides, from the core, through the primary system and to the containment. Later in the severe accident sequence, the failure of the pressure vessel will occur, and the corium will fall inside the reactor cavity, interacting with the concrete. During these processes, more radioactive products will be released inside the containment. In the present work the severe accident simulation initiated by a blackout is performed, from the point of view of the phenomenology of the behavior of the radioactive products, as they are transported in the piping, during the core-concrete interactions, and inside the containment building until its failure. The final result is the source term into the atmosphere.