

1.4.1989

Report No. IAEA - R - 5249-F

TITLE

Application of the Source Term Code Package to Obtain a Specific
Source Term for the Laguna Verde Nuclear Power Plant

FINAL REPORT FOR THE PERIOD

1 December 1989 - 31 March 1991

AUTHOR(S)

Francisco J. Souto

INSTITUTE

Comision Nacional de Seguridad Nuclear Y Salvaguardias
Mexico, D.F.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

DATE June 1991



SEMIP

**COMISION NACIONAL DE SEGURIDAD
NUCLEAR Y SALVAGUARDIAS**

**APLICACION DEL PAQUETE DE CODIGOS PARA
ESTIMAR EL TERMINO FUENTE (STCP) A LA
CENTRAL NUCLEOELECTRICA DE LAGUNA VERDE**

*REPORTE FINAL DEL CONTRATO DE INVESTIGACION
CON EL OIEA No. 5249/RB/R1
1 de Marzo 1989 - 31 de Marzo 1991*

**FRANCISCO J. SOUTO
RAFAEL AMADOR CANO
HECTOR LAGUNA**

**DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA
GERENCIA DE TECNOLOGIA, REGLAMENTACION Y SERVICIOS
COMISION NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR Y SALVAGUARDIAS**
Av. Insurgentes Sur 1806
Col. Florida 01030 México, D.F.

REPORTE FINANCIERO

Nos permitimos adjuntar copias del documento que da cuenta de la aplicación que se dio a la segunda mitad del pago correspondiente al contrato de investigación No. 5249/RB, así como del documento en el que se solicita equipo con valor equivalente al pago correspondiente a la renovación del contrato de investigación citado.

W. A. SYSTEM SERVICE

NORDSTRASSE 3
6464 GROSSENHAUSEN
- Linsengericht 4 -

TEL 06051/66036
TX 4184003
FAX 06051/67361

RAIFFEISENBANK KTO 325180 · BLZ 507 617 79
KREISSPARKASSE KTO 19046 · BLZ 507 500 94
Inh W AUSTERMANN

*
INTERNATIONAL ATOMIC
ENERGY AGENCY
ATTN.: MRS. M.J. SCHWAEGERL
FIELD PROCUREMENT SECTION
WAGRAMER STR. 5, P.O. BOX 100
A-1400 WIEN, ÖSTERREICH
*

GROSSENHAUSEN, July 5th, 1990

YOUR PURCHASE ORDER NO. : J2.MEX.5249/237
DATE : 1990-05-17
ON BEHALF OF : COMPUTRONIC AND OEM
SHIPPING ADDRESS : Resident Repr. of the UNO Dev. Progr.
Av. Presidente Mazaryk 29
P.O. Box 6719
06600 Mexico, D.F., Mexico
MARKING : for IAEA Research Contract No. 5249/237
Comision Nacional de Seguridad Nuclear
y Salvaguardias, Mexico City,
Dr. F.F. Souto

INVOICE-NUMBER 070135* 50901 (please show on pay-check)

OUR REFERENCE: 3559050901

ITEM	DESCRIPTION	QUANTITY	AMOUNT
1	Peacock AT 386-25 - 25 MHz 80387 Coprocessor - 101 keys keyboard - 1.2 MB 5.25" disk drive - 2 MB memory - 14" VGA monitor 800x600 with graphic card - 1 parallel /2 serial ports - 80387 math-coprocessor socket - 80 MB hard disk	1 each	
2	Panasonic Printer, letter Quality (Peacock printer no longer manufactured) - 120 CPS - incl. printer cable	1 each	

TOTAL NET..... DM 9.484,--

NUMBER OF BOXES : 3 BOXES IN TOTAL
CUSTOMS-NOTE : EXEMPT FROM EXPORT RESTRICTIONS PER § 19 (13.A)AWV
TERMS OF DELIVERY : C&F MEXICO CITY, BY AIRFREIGHT
ABOVE PRICE IS EXCLUDING SHIPPING CHARGES,
TERMS OF PAYMENT : BY BANK CHECK AFTER RECEIPT OF INVOICE ,
CHECK ADDRESSED TO: W.A. SYSTEM SERVICE
ENCLOSURE : AIRWAY BILL COPY

PEACOCK OEM
(AUSTERMANN)



S E M I P

April 23, 1991.

COMISION NACIONAL
DE SEGURIDAD NUCLEAR
Y SALVAGUARDIAS

Ms. Teresa Benson
Head Contracts Administration Section
Department of Research and Isotopes
I A E A

Dear Ms. Benson,


Since our Research Contract No. 5249/RB/R1 expired last march 31, enclosed please do find three copies of the corresponding Final Report entitled: "An application of the Source Term Code Package to obtain specific source term for the Laguna Verde Nuclear Power Plant".

Also I want to kindly request you that with the equivalent amount of the final instalment under the above mentioned research contract, the IAEA order on our behalf the equipment described in the enclosed list to be delivered in Mexico City. We have quoted in the list the approximated prices.

I want to take this opportunity to thank you for help in obtaining support to our research project.

Looking forward to hear from you soon.

Sincerely


Francisco J. Souto
Chief Scientific Investigator

	USD
HP Laser Series III D printer	2700.00
2 MB memory expansion for above	180.00
Laser Jet Series III D printer technical Reference Manual for above	50.00
25 in ONE Fonts Cartridge, Pacific Data Products	270.00

PC 386/25 MHZ.....	2600.00
--------------------	---------

- . Intel 80386/20 or 25 MHZ 32 bit processor
- . 640 KB of RAM
- . 60 MB Hard disk drive
- . 3.5" 1.44 MB and 5.25" 1.2 MB floppy drives
- . Intel 80387 Math-coprocessor
- . EGA color Monitor
- . Parallel and Serial Ports
- . English DOS 3.3 or higer

TOTAL	5800.00
-------	---------

AGRADECIMIENTO

Los autores y colaboradores en este Proyecto, desean agradecer las facilidades y el apoyo que, a lo largo de todo su desarrollo, nos prestaron las autoridades y el personal del Centro Nacional de Cálculo (CENAC) del Instituto Politécnico Nacional y de la Unidad de Informática del Departamento de Ingeniería de Diseño del Proyecto Nucleoeléctrico de Laguna Verde (PNLV) y, muy en particular, al Dr. Cuahutémoc Rodríguez Díaz Fernández del CENAC y al Fis. Juan Manuel Rodríguez del PNLV. Asimismo, deseamos agradecer la valiosa colaboración que, en la mecanografía de este reporte, tuvo la Srita. Georgina Filio López.

S U M M A R Y

This work represents the Final Report under IAEA Research Contract No. 5249/RB/R1: "An application of the Source Term Code Package to obtain a specific source term for the Laguna Verde Nuclear Power Plant", and covers the period from December 1st, 1989 to March 31 st, 1991. The general programme of work consisted in three major activities: computer implementation of STCP; acquisition of specific input data to apply STCP for the dominant accident sequences derived from the Laguna Verde Nuclear Power Plant level 1 PSA, and finally to calculate specific source terms for those dominant accident sequences. The activities concerned with the computer implementation and validation of STCP on two CDC mainframes were included in the previous Progress Report (1 March - 30 November 1989), while the activities related to the computer implementation of STCP on a Micro VAX 3800 system are included in Appendix 1 to this Final Report. The present work describes the main activities concerned with the acquisition of the specific input data, modeling options and assumptions to calculate specific source terms for the Laguna Verde Nuclear Power Plant with STCP. Detailed activities and results of this project are included as appendixes. In particular, Appendix 2 describes some changes to the MARCH3 computer code; Appendix 3 presents the results of the Laguna Verde short term station blackout analysis. Appendix 4 is a copy of the paper presented during the first annual meeting of the Mexican Nuclear Society, and deals with the application of some results of this project to evaluate some of the assumptions of the Laguna Verde level 1 PSA.

RESUMEN

Este documento constituye el Reporte Final del Contrato de Investigación con el OIEA No. 5249/RB/R1, "Una aplicación del paquete de códigos de término fuente en la estimación de términos fuente específicos para la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde", y comprende las actividades realizadas del 1 de diciembre de 1989 al 31 de marzo de 1991; las actividades durante el período del 1 de marzo al 30 de noviembre de 1989, incluyeron la implantación y validación de los códigos utilizados, y se describen en el reporte de avance correspondiente. Estos códigos de cómputo, agrupados en el paquete STCP, fueron desarrollados para la NRC de los EUA y nos fueron distribuidos por el OIEA. La implantación de STCP se realizó primeramente en dos sistemas CDC, uno 170/815 y otro 180/860, y finalmente en un sistema Micro VAX 3800 propiedad de esta Comisión. Una vez implantado el paquete STCP, se procedió a obtener los datos, opciones y supuestos para su aplicación a las secuencias dominantes de accidente en la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde para, de esta manera, estimar los términos fuente correspondientes. En este reporte se describen las principales actividades realizadas y se incluyen, en 4 anexos, los detalles correspondientes a la implantación de STCP, a la modificación de uno de los códigos, al análisis de una secuencia específica y a la aplicación de algunos resultados para simular en forma más realista algunas de las secuencias de eventos modeladas en la evaluación probabilista de la seguridad, nivel 1, de la central Laguna Verde. Una de estas aplicaciones se presentó en el Primer Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana.

I. INTRODUCCION

El objetivo principal del proyecto: "Término Fuente Específico de Laguna Verde", es el de aplicar el paquete de códigos STCP (Source Term Code Package) [1] -distribuido por el OIEA -, en la obtención de los términos fuente específicos para aquellas secuencias de accidentes que se consideraron dominantes como resultado de la evaluación probabilista de la seguridad, nivel 1, efectuada para la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) [2].

Para cumplir con este objetivo principal, se propuso el siguiente programa general de trabajo:

1. Implantación de STCP.
2. Obtención de los datos específicos de la CNLV para ejecutar STCP.
3. Cálculo de los términos fuente específicos para las secuencias de accidente en la CNLV.

El presente documento constituye el reporte final correspondiente al contrato de investigación con el OIEA No. 5249/RB/R1, y comprende las actividades realizadas durante el período del 1 de diciembre de 1989 al 31 de marzo de 1991. Durante este período, se efectuaron las actividades relacionadas con la obtención de datos específicos de la CNLV y el cálculo de términos fuente con STCP, en tanto que las actividades correspondientes a la implantación de STCP se concluyeron del 1 de marzo al 30 de noviembre de 1989 [3].

Como complemento a las actividades cubiertas en este proyecto, a principios del año en curso se inició un proyecto para el análisis de la incertidumbre y la sensibilidad de los resultados específicos de la aplicación de STCP a la CNLV. Este análisis lo desarrolla la compañía MEGACOM de México, bajo contrato y dirección de esta Comisión.

El documento que ahora presentamos, describe las principales actividades desarrolladas durante el proyecto para estimar términos fuente específicos de la CNLV. En particular en la sección II, presentamos una breve descripción de la central, en la sección III resumimos las actividades más relevantes de la implantación del paquete STCP; en la sección IV presentamos los datos, suposiciones y opciones de modelado específicos para aplicar STCP a la CNLV; en la sección V, presentamos un resumen de los cálculos realizados para una secuencia en particular; en la sección VI, presentamos una aplicación específica de los resultados obtenidos con STCP; finalmente, en la sección VII, se presentan las conclusiones principales de este estudio.

II. BREVE DESCRIPCION DE LA CNLV

La Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) se localiza en la costa del Golfo de México, en el estado de Veracruz, a 70 Km al NNW de la ciudad de Veracruz y a 60 Km al ENE de Jalapa, capital del estado. La central cuenta con dos unidades prácticamente iguales, cada una con un reactor de agua en ebullición suministrado por la compañía General Electric, del tipo BWR-5, con una capacidad de generación eléctrica de 654 MW y un edificio de contención primaria Mark II.

La CNLV está diseñada para cumplir con las funciones de seguridad necesarias en caso de varios accidentes postulados. Los sistemas para cumplir con estas funciones cubren los requisitos de diversidad, redundancia y separación establecidos en los criterios generales de diseño. Las principales funciones de seguridad para evitar accidentes con liberación de material radiactivo son:

- . Control de reactividad
- . Control de presión
- . Inyección de refrigerante a la vasija
- . Remoción de calor a largo plazo
- . Mantenimiento de la contención

El control de reactividad en la CNLV se efectúa con el *sistema de protección del reactor (RPS)*, el *sistema alternativo de inserción de barras (ARI)*, el *sistema de inyección de veneno líquido (SLC)* y, en cierta medida, con el *sistema de control del flujo de recirculación (RCS)*.

El control de presión en la vasija del reactor se efectúa con 10 válvulas de alivio/seguridad (SRV).

En el caso de que se interrumpa la inyección de refrigerante con los sistemas de operación normal, la CNLV cuenta con dos sistemas de inyección de refrigerante con la vasija a alta presión, y con cuatro sistemas de inyección de refrigerante a baja presión. Los sistemas de alta presión son el *sistema de aspersion del núcleo con el reactor a alta presión o HPCS*, y el *sistema de enfriamiento del núcleo con el reactor aislado o RCIC*; los de baja presión son el *sistema de aspersion del núcleo con el reactor a baja presión o LPCS*, y los tres lazos del *sistema de inyección de refrigerante con el reactor a baja presión o LPCI*.

Al interrumpirse la operación de la planta, la remoción de calor a largo plazo se realiza con el *sistema de remoción de calor residual o RHR*.

La integridad de la contención primaria -que es básicamente un sistema pasivo- se mantiene con la actuación del aislamiento y del RHR.

Con excepción del RCIC, todos los sistemas indicados requieren de corriente alterna (C.A.) para su funcionamiento; en particular, en la CNLV hay tres divisiones independientes para el suministro de los servicios de apoyo a estos sistemas y, especialmente, para el suministro de C.A. de emergencia mediante generadores diesel. Así, la división III está dedicada exclusivamente al HPCS, la división I suministra al LPCS y a los lazos A del LPCI y del RHR, en tanto que la división II suministra a los lazos B y C del LPCI y al lazo B del RHR.

Desde luego que con estos sistemas, además de los utilizados durante la operación normal, se garantiza que el diseño de la CNLV es adecuado desde el punto de vista de la seguridad. Así, los resultados de la evaluación probabilista de la seguridad de la CNLV [4] indican que la estimación puntual de la frecuencia de fundición del núcleo es de 1.6×10^{-4} por año, valor semejante al obtenido para plantas de diseño similar.

III. SINTESIS DEL ULTIMO REPORTE DE AVANCE

En el último reporte de avance [3], que cubrió el período comprendido entre 1 de marzo y el 30 de noviembre de 1989, se describieron las actividades principales realizadas durante la implantación y validación del paquete de códigos para estimar el término fuente STCP (Source Term Code Package) en las computadoras CDC 170/815 del Centro Nacional de Cálculo del Instituto Politécnico Nacional y CDC 180/860 de la Unidad de Informática del Departamento de Ingeniería de Diseño del Proyecto Nucleoeléctrico Laguna Verde (CFE).

Además, en este reporte de avance se incluyó el cálculo del inventario de material radiactivo en el reactor de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde con el código ORIGEN2. Este inventario se utilizó como punto de partida en la estimación posterior del término fuente para la CNLV.

La experiencia obtenida durante la implantación de STCP en los sistemas antes mencionados, permitió la implantación de este paquete en el sistema Micro VAX 3800 adquirido a fines del año pasado por esta Comisión; los resultados más importantes de esta última implantación de STCP se incluyen en el Anexo 1 a este reporte.

IV. OBTENCION DE DATOS ESPECIFICOS DE LA CNLV PARA EJECUTAR STCP

Como se indica en la guía de usuarios de STCP [1], los datos específicos de la central y de la secuencia de accidente para la que se determina el término fuente, se deben incluir en las unidades 2 y 5 de MARCH3 [5]; 1 y 5 de TRAP-MELT3 [6]; 3 y 5 de VANESA [7]; 4 y 5 de SPARC [8], y la unidad 5 y los datos de THCCA para NAUA [9]. Sin embargo, más del 80% de estos datos son requeridos por el código MARCH3, por lo que en este reporte nos concentraremos en los datos de entrada más relevantes para este código. Para facilitar los cálculos con STCP, en este proyecto decidimos incluir en la unidad 2 de MARCH3 todos aquellos datos de la CNLV independientes de la secuencia, en tanto que en la unidad 5 incluimos principalmente los datos relativos a la secuencia específica que se va a analizar.

En lo que sigue, describiremos los datos, parámetros y suposiciones principales incluidos en la unidad 2.

A manera de ejemplo, nos basaremos en la Tabla 1, que reproduce los datos de entrada en la salida principal de una ejecución típica del código MARCH3 aplicado a la CNLV.

En esta tabla, el primer conjunto importante de datos de entrada específicos de la CNLV lo constituye el inventario inicial de los principales elementos radiactivos en el núcleo del reactor. En este proyecto, los productos de fisión, de activación y los correspondientes a la serie del actinio, se obtuvieron específicamente para un quemado promedio de 10080 MWD/TM a partir del combustible inicial de la CNLV, mediante el código ORIGEN2 [10].

El modelo propuesto en este proyecto para las diversas estructuras que sirven como sumideros de calor en la contención primaria (bloque NLSLAB) se muestra, esquemáticamente, en la Figura 1. Como se ve, consideramos ocho estructuras: el domo de la contención primaria, el muro de blindaje biológico, la pared

del foso seco, el diafragma, las paredes de la cavidad del reactor, la piscina de supresión, el pedestal y el acero misceláneo. Además, consideramos que sólo hay tres materiales: concreto, concreto reforzado y acero.

Entre los principales conjuntos de datos de entrada para STCP se encuentran los relacionados con la contención primaria que, en el caso de MARCH3, se agrupan principalmente en el bloque NLMACE. Para la CNLV modelamos a la contención primaria con los compartimientos que corresponden, respectivamente, al foso seco y a la piscina de supresión de presión. Las características principales de estos compartimientos, en condiciones nominales de operación, son

	<u>FOSO SECO</u>	<u>PSP</u>
VOLUMEN [m ³]	4.4 x 10 ³	3.2 x 10 ³
TEMPERATURA [K]	330	305
PRESION [MPa]	0.11	0.11

Una de las limitaciones principales de STCP es que requiere, como datos de entrada al código MARCH3, las causas de falla de la contención y los valores correspondientes a partir de los cuales se produce dicha falla. En otras palabras, STCP no modela explícitamente la falla de la contención. En este proyecto supusimos, para todas las secuencias de accidente, que el foso seco falla por ruptura catastrófica si la presión excede 1.07 MPa. Además, supusimos que la contención primaria puede fallar si la presión en la piscina de supresión excede 1.07 MPa, o bien, si la temperatura supera los 428 K. En todos los casos supusimos que el área de ruptura es de $8.547 \times 10^{-4} \text{ m}^2$. Somos conscientes de que estas suposiciones sobre la falla de la contención primaria son muy importantes en la estimación del término fuente y, dadas las limitaciones para modelar apropiadamente esta falla, consideramos que estas suposiciones y las variables asociadas se deben analizar en el estudio de sensibilidad de los resultados de STCP.

Los datos de entrada referentes al núcleo del reactor, a la vasija y sus internos, al sistema de alivio de presión, así como los relacionados con los modelos de transferencia de calor y fundición del núcleo, se agrupan en un solo conjunto de datos de entrada para el código MARCH3 (NLBOIL).

El núcleo lo modelamos con 9 nodos radiales y 25 nodos axiales. Las fracciones radiales y axiales de potencia se obtuvieron de cálculos con el código FMS-PRESTO [11].

En este proyecto buscamos, dentro de las limitaciones inherentes a cada código de STCP, considerar las mismas estructuras de la vasija y sus internos. Así, para el código MARCH3, las principales estructuras e internos de la vasija modelados se muestran en la Figura 2. En cambio, aprovechando el mayor detalle que permite el código TRAP-MELT3, en este proyecto supusimos los 8 volúmenes que se muestran en la Figura 3 para los cálculos de transporte de material radiactivo.

Con respecto a los modelos para la fundición del núcleo, en todas las secuencias de accidente optamos por el modelo A [12]; además supusimos que el núcleo se funde a los 2550 K, que se desploma al fundirse el 75% y que las estructuras por debajo del núcleo fallan a los 1672 K.

Al igual que en el caso de la falla de la contención, consideramos que estas suposiciones sobre la fundición del núcleo son muy importantes y, en consecuencia, las incluimos en el estudio de sensibilidad de STCP.

Finalmente, en la Tabla 1 aparece la composición específica del concreto de la CNLV tal y como se obtiene de los reportes de pruebas de materiales.

V. PERDIDA TOTAL DE C. A. EN LA CNLV

Una de las secuencias más significativas encontradas en el análisis probabilista de la seguridad de la CNLV [13] -tanto como contribuyente a la frecuencia total de daño al núcleo, como desde el punto de vista de posibles consecuencias a la población- es la pérdida de potencia eléctrica externa con falla de las divisiones I y II, y falla del HPCS y el RCIC; según la notación utilizada en el análisis probabilista de la seguridad de la CNLV [14], designaremos esta secuencia por Te 1:5.

Esta secuencia de eventos se inicia con la pérdida de potencia eléctrica externa a la central concurrente con la falla de los generadores diesel de las divisiones I y II, así como la falla simultánea del HPCS y del RCIC; el análisis probabilista de la CNLV estimó que la frecuencia anual para esta combinación de sucesos es de 4.57×10^{-6} [15]. El análisis detallado de esta secuencia se presenta en el Anexo 3; en este reporte discutiremos sólo las cuestiones más relevantes.

La pérdida total de potencia eléctrica externa produce el cierre rápido de las válvulas de control de la turbina, el paro automático del reactor (SCRAM), el cierre de las válvulas de aislamiento de vapor principal (MSIV) y el cierre de las válvulas de paro de la turbina.

Con el reactor aislado del condensador principal, la generación continua de calor de decaimiento producirá que la presión en la vasija aumente hasta el punto de apertura de tantas válvulas de alivio /seguridad como sean necesarias para controlar este aumento de presión. El vapor y la energía asociada fluirán directamente a la piscina de supresión de presión (PSP) a través de las válvulas de alivio que hayan abierto. Este vapor se condensa en la piscina y, puesto que ésta no se puede refrigerar si no se dispone de C.A., la temperatura de la piscina comenzará a aumentar.

Las válvulas de alivio/seguridad seguirán con este ciclo de apertura y cierre, manteniendo la presión en el reactor oscilando entre los puntos de apertura y cierre de las válvulas de alivio/seguridad correspondientes. En esta situación, además de que el reactor se mantiene a una presión mayor que la de operación nominal, se pierde refrigerante a través de las SRV. Puesto que no opera ningún sistema de refrigeración de emergencia, no se repone este refrigerante, consecuentemente el nivel de agua en la vasija descenderá hasta que el núcleo se descubra y, eventualmente, se funda por perderse la capacidad de remover el calor generado, tanto por el decaimiento del material radiactivo, como por las reacciones químicas exotérmicas entre el metal y el agua en el núcleo del reactor.

El núcleo fundido cae al fondo de la vasija y lo ataca hasta hacerlo fallar catastróficamente. Puesto que la vasija falla estando a alta presión, el núcleo fundido se expulsa violentamente produciendo, además, un aumento súbito en la presión de la contención primaria que puede causar, inclusive, su falla catastrófica. En estas condiciones, el núcleo fundido interacciona con el concreto en la cavidad del reactor, generando una gran cantidad de aerosoles.

El resumen de los cálculos para los eventos más importantes en esta secuencia se muestra en la Tabla 2. En este resumen aparecen, primeramente, algunas de las características y suposiciones de esta secuencia. A continuación se presentan los tiempos en los que se producen el descubrimiento, la fundición y el desplome del núcleo, así como los referentes al inicio del calentamiento y falla del fondo de la vasija; después se indica el tiempo al que falla la contención primaria por sobrepresurización, y los tiempos a los que se inicia y termina la interacción del núcleo fundido con el agua en la cavidad del reactor; finalmente se presenta el tiempo al que se produce la interacción del núcleo fundido con el concreto en la cavidad del reactor. Observamos en esta tabla, que el descubrimiento del

núcleo empieza aproximadamente a los 46 minutos del inicio del accidente, en tanto que su fundición comienza 2 horas después del inicio del descubrimiento. El desplome del núcleo ocurre aproximadamente a las 3 horas del inicio del accidente, produciéndose la falla de la vasija a las 3 horas y 21 minutos del accidente. Finalmente, la falla del contenedor primario ocurre , conforme a las suposiciones del modelado , casi simultáneamente con la falla de la vasija.

En cuanto a la liberación de material radiactivo durante este accidente, en la Tabla 3 se presentan las fracciones de liberación a partir del núcleo para cada grupo de radioisótopos definido por el código CORRAL, en función del tiempo a partir del inicio del accidente. En esta tabla, los diversos productos de fisión y elementos de la serie del actinio, se agrupan como sigue:

Grupo 1: =	Xe, Kr
Grupo 2: =	I
Grupo 3: =	Cs
Grupo 4: =	Te, Sb, Se
Grupo 5: =	Ba, Sr
Grupo 6: =	Mo, Ru
Grupo 7: =	Zr, La, Ce, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Np, Pu

En cuanto a la liberación de gases nobles, en la Figura 4 se presentan las fracciones de estos gases en el núcleo, en la vasija y en el contenedor, como función del tiempo a partir del inicio del accidente.

VI. UNA APLICACION: SOBRE LA SUPOSICION DE LA FALLA DEL HPCS POR FALTA DE REMOCION DE CALOR EN LA PSP

Uno de los objetivos de este proyecto es el de contribuir, en la manera de lo posible, en la corroboración de algunos de los supuestos realizados en el análisis probabilista de la seguridad nivel 1 de la CNLV e, inclusive, colaborar en la incorporación de información más realista sobre algunas de las secuencias involucradas.

En particular, se tiene que una de las cuestiones más importantes que se plantearon durante la evaluación probabilista de seguridad de la CNLV, fue la de suponer la falla en la operación continua de la bomba del HPCS durante más de 11 horas en secuencias iniciadas por transitorios con el reactor aislado del condensador principal, en los que además, fallen los sistemas de remoción de calor de la contención primaria que, en esta situación, se convierte en la succión de la bomba del HPCS y, al mismo tiempo, en el sumidero final de calor. Un caso típico de esta situación se presenta, por ejemplo, en la secuencia con pérdida de potencia eléctrica externa, falla de las divisiones I y II, y éxito del HPCS; esta secuencia se denomina secuencia Te 3:5 [16].

En el Anexo 4 a este reporte, se presenta el análisis detallado para tratar de dilucidar esta cuestión; aquí nos limitaremos a destacar las conclusiones más relevantes.

En el Anexo 4 se muestra que la actuación del HPCS en este tipo de secuencias, retrasa la contribución del calor generado por la reacción química entre el metal y el agua en el núcleo del reactor y, por lo tanto el incremento en la temperatura de la piscina de supresión es más lento que lo que se supuso en el APS de la CNLV [17]. Este hecho, por sí solo, retrasa el tiempo en el que la bomba del HPCS fallaría por alta temperatura en la piscina de supresión hasta más de 24 horas. Además, este mayor tiempo

aumentaría la probabilidad de recuperar algún sistema de remoción de calor a largo plazo y, por lo tanto, se reduciría la contribución de este tipo de secuencias a la frecuencia total de daño al núcleo estimada para la CNLV.

VII. CONCLUSIONES

El propósito de este reporte es el de mostrar las actividades más representativas de la aplicación del paquete de códigos STCP a la CNLV.

En cuanto a la implantación y validación del paquete STCP, consideramos que la experiencia obtenida durante estas actividades en las computadoras CDC 170/815 y CDC 180/860 fue muy útil, no sólo para la implantación posterior de STCP en otros sistemas, sino también para la implantación de otros códigos complejos. En particular, implantamos STCP en el sistema Micro VAX 3800 de esta Comisión y, con las modificaciones que se hicieron para esta implantación, conseguimos una versión de STCP mucho más transportable y versátil.

Además, durante la implantación y validación de STCP, se detectaron y modificaron algunos errores tipográficos en los programas fuente, como el de la correlación para calcular el número de Nusselt (Anexo 2).

Con respecto a la obtención de datos específicos de la CNLV para ejecutar STCP, es importante señalar que, dada la complejidad de las secuencias de eventos que involucran accidentes severos en una central nucleoelectrónica, hay que ser cuidadosos en la forma en los usuarios de STCP desean modelar específicamente una central y los sucesos involucrados en la secuencia del accidente. Esto es particularmente importante en el caso de aquellas opciones del paquete STCP que pueden afectar significativamente los resultados, como en el caso de las

explosiones de vapor en la vasija o el modo de falla de la contención.

Además de estas limitaciones y de las señaladas en otras referencias [18], consideramos necesario mencionar que el paquete STCP -aunque en principio es aplicable a todo tipo de reactores de agua ligera- en la práctica está más orientado a reactores del tipo de agua a presión (PWR). Esto es muy notable, por ejemplo, en la forma en que se modela la actuación y control de los sistemas de refrigeración de emergencia, o en la forma en que se simulan las válvulas de alivio/seguridad.

Precisamente por estas limitaciones, en esta Comisión se inició un proyecto -continuación y complemento del presente- para hacer un análisis de la incertidumbre y de la sensibilidad de los resultados del paquete STCP a los modelos y datos de entrada.

Otro resultado importante que se obtuvo durante el desarrollo de este proyecto, lo constituye la aplicación de algunos cálculos específicos de STCP para obtener información más realista de las secuencias de eventos analizados en la evaluación probabilista de la seguridad de nivel 1 para la CNLV; inclusive, parte de esta información más realista y detallada se utilizó en el desarrollo de secuencias para los ejercicios del Plan de Emergencia Radiológicas Externas (PERE) de la CNLV.

Aunque la experiencia en la aplicación de STCP permitió el desarrollo de un grupo en esta Comisión que puede hacer cálculos específicos de manera independiente, consideramos conveniente señalar que, hasta ahora, hemos trabajado prácticamente en forma aislada de la comunidad internacional y, en este sentido, creemos que para otras aplicaciones de STCP - o de otro tipo de códigos integrados para estimar términos fuente- sería muy deseable trabajar con más contactos con otros grupos que realicen actividades en las áreas de accidentes severos y término fuente.

VIII. REFERENCIAS

- [1] Gieseke, J. A., et al, 1986, *Source Term Code Package. A User's Guide*, USNRC, NUREG/CR-4587.
- [2] González Cuesta, Manuel, et al, 1989, *Análisis Probabilístico de Seguridad de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde Unidad 1, C F E*, Tomo I.
- [3] Souto, F. J., et al, 1989, *Implantación y Validación del Paquete de Término Fuente STCP*, CNSNS.
- [4] González Cuesta, Manuel, *op cit*, p. 37.
- [5] NUREG/CR-4587, *op cit*, p. 44.
- [6] NUREG/CR-4587, *op cit*, p. 60.
- [7] NUREG/CR-4587, *op cit*, p. 63.
- [8] NUREG/CR-4587, *op cit*, p. A-87.
- [9] NUREG/CR-4587, *op cit*, p. 73.
- [10] Croff, A. G, 1983, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials", en *Nuclear Technology*, Vol. 62, pp.335-352.
- [11] Filio López, Carlos, Comunicación personal.
- [12] Wooton, R.O., et al, 1984, *MARCH2 (Meltdown Accident Response Characteristics). Code Description and User's Manual*, USNRC, NUREG/CR-3988, p. 3-36.

[13] González Cuesta, Manuel, *op cit*, p. 171.

[14] *Ibidem*.

[15] *Ibidem*.

[16] González Cuesta, Manuel, *op cit*, p. 176.

[17] González Cuesta, Manuel, *op cit*, p. c-51.

[18] Silberberg, M., *et al*, 1986, *Reassessment of the Technical Bases for Estimating Source Terms*, USNRC, NUREG-0956.
p. 3-14.

TABLA I. ENTRADA DE DATOS ESPECIFICOS DE LA CNLV PARA MARCH3.

MARCH 3/V192M 140487 (SI) LAGUNA VERDE CASO 19 SECUENCIA TE 1:5 (192 MOD.) 17-APR-91 09:30:51 CPU 4.2 PAGE 1

*** INPUT FOR NAMELIST NLMAR ***

COMPUTATION EXIT CONTROLS

ICHECK= 1 CPSTP = 1.000E+04 IS = 10 PRST = 6.895E+07 TRST = 1.200E+05
MARCH FLAGS

IBLDF = 0 IBLDI = 0 IBLDP = 1 IBRK = 0 ICBRK = 0 ICKV = 0
IECCXX= 0 IFPSM = 5 IPDTL = 7 ISPRA = 0 ITRAN = 1 IU = 3
IXPL = 0 NINTRL= 1 NPAIRL= 0

TIME DATA

ATIME = 0.000E+00 DTINTL= 6.00 TAP = 3.888E+07

INPUT WAS IN AMERICAN ENGINEERING UNITS

PRINTED OUTPUT IS IN SI UNITS

UNIT NUMBERS OF INPUT/OUTPUT FILES

INPUT FILE (INFILE)	5	OUTPUT FILE (OUTPUT)	6
DEFAULT INPUT FILE (DFAULT)	2	SUMMARY TABLE OUTPUT (SUMRY)	12
BLOWDOWN INPUT FILE (BLODWN)	3	ERROR TEXT FILE (ERRMSG)	4
BOIL PLOT FILE (BOILPT)	9	MACE PLOT FILE (MACEPT)	11
CONTAIN OUTPUT (CONTAN)	23	MERGE OUTPUT (MERGE)	20
CORRAL OUTPUT (CORRAL)	7	CORCON PLOT FILE (NTP1)	0
CORSOR OUTPUT OR SCRATCH (CORSOR)	25	CORCON PLOT FILE (NTP2)	31
MASS FLOW OUTPUT (FLOWS)	1	TRAP OUTPUT (TRAP)	10
HECTR OUTPUT (HECTR)	22	VANESA OUTPUT (VANESA)	33

CORSOR INPUT INVENTORIES

GROUP	INVENTORY	GROUP	INVENTORY
	(KG)		(KG)
1 CS	74.5	21 AG (CONTROL RODS)	0.000E+00
2 I	6.66	22 CD (CONTROL RODS)	0.000E+00
3 XE	138.	23 IN (CONTROL RODS)	0.000E+00
4 KR	10.2	24 CE	80.9
5 TE	12.6	25 RB	9.37
6 AG (FISSION PRODUCT)	2.01	26 BR	0.603
7 SB	0.915	27 RU	62.2
8 BA	36.1	28 RH	12.6
9 SN (STRUCTURAL)	628.	29 PD	24.0
10 TC	21.7	30 ND	90.1
11 UO2	8.922E+04	31 EU	3.02
12 ZR (STRUCTURAL)	4.135E+04	32 GD (BURNABLE POISON)	1.09
13 ZR (FISSION PRODUCT)	96.3	33 NB	2.29

14	FE	1.148E+04	34	PM	7.05
15	MO	82.3	35	PR	28.2
16	SR	26.5	36	SM	17.6
17	CR	2.871E+03	37	Y	13.6
18	NI	1.263E+03	38	NP	13.0
19	MN (STRUCTURAL)	79.4	39	PU	452.
20	LA	32.7	40	SE	1.53

*** INPUT FOR NAMELIST NLINTL ***
(NONE)

*** INPUT FOR NAMELIST NLSLAB ***
NUMBER OF SLABS 8 NUMBER OF MATERIALS 3

MATERIAL PROPERTIES

NAME	STEEL	CONCRETE+	CONCRETE
DENSITY	7.849E+03	2.995E+03	2.563E+03
HEAT CAPACITY	464.	799.	967.
THERMAL CONDUCTIVITY	45.0	1.38	2.77

SLAB PROPERTIES

NAME	IVL	IVR	NN01	NN02	MAT1	MAT2	AREA	HIF	DTDX
DOME	1	1	11	0	1	1	229.	0.000E+00	0.000E+00
SHIELD WL	1	1	6	5	1	3	606.	113.	0.000E+00
DRYWELL	1	1	6	7	1	2	2.519E+03	113.	0.000E+00
DIAPHRAGM	1	1	4	4	1	2	803.	113.	0.000E+00
RPV CAVITY	1	1	11	0	2	2	265.	0.000E+00	0.000E+00
PSP	2	2	5	6	1	2	3.229E+03	113.	0.000E+00
PEDESTAL	2	2	11	0	2	2	528.	0.000E+00	0.000E+00
MISC.STEEL	1	1	4	0	1	1	7.158E+03	0.000E+00	0.000E+00

NODE CORDINATES MEASURED FROM LEFT BOUNDARY OF EACH SLAB

DOME	0.000E+00	1.707E-03	3.353E-03	5.182E-03	6.706E-03	8.534E-03	1.036E-02	1.189E-02	1.372E-02	1.524E-02
	1.707E-02									
SHIELD WL	0.000E+00	5.486E-02	0.110	0.165	0.219	0.274	0.280	0.287	0.293	0.299
	0.314									
DRYWELL	0.000E+00	9.525E-04	1.905E-03	2.858E-03	3.810E-03	4.763E-03	0.112	0.219	0.326	0.433
	0.540	0.648	0.750							
DIAPHRAGM	0.000E+00	9.449E-02	0.189	0.283	0.378	0.381	0.381	0.384		
RPV CAVITY	0.000E+00	8.199E-02	0.164	0.246	0.328	0.410	0.492	0.574	0.656	0.738
	0.820									
PSP	0.000E+00	7.620E-04	1.524E-03	2.286E-03	4.313E-03	0.125	0.250	0.375	0.500	0.625
	0.750									

PEDESTAL 0.000E+00 6.751E-02 0.135 0.203 0.270 0.338 0.405 0.472 0.540 0.607
0.675

MISC.STEEL 0.000E+00 7.620E-04 1.524E-03 3.174E-03

INITIAL TEMPERATURES

DOME	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.
	330.									
SHIELD WL	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.
	330.									
DRYWELL	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.
	330.	330.	330.							
DIAPHRAGM	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.		
RPV CAVITY	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.	330.
	330.									
PSP	305.	305.	305.	305.	305.	305.	305.	305.	305.	305.
	305.									
PEDESTAL	305.	305.	305.	305.	305.	305.	305.	305.	305.	305.
	305.									
MISC.STEEL	330.	330.	330.	330.						

TEMPERATURES OF NODES 1 12 23 35 54 ARE SAVED

WALL DEGASSING INFORMATION

IDGAS = 3 TCHI = 922. TCLO = 644. TWHI = 533. TWLO = 366.

IDGAS = 3 AND THE CONCRETE WALLS IN COMPARTMENT 1 WILL BE DEGASSED.

*** INPUT FOR NAMELIST NLECC ***

	UPPER HEAD INJECTION TANK	ACCUMULATOR	BORATED WATER STORAGE TANK
INITIAL PRESSURE	0.000E+00	0.000E+00	- - - -
INITIAL MASS OF WATER	0.000E+00	0.000E+00	3.352E+06
INITIAL WATER TEMP.	255.	255.	305.
FRACTIONAL VALUE OF RWSTM TO START ECC RECIRCULATION =			0.000E+00
FRACTIONAL VALUE OF RWSTM TO STOP INJECTION AND START SPRAY RECIRCULATION =			0.000E+00
MINIMUM SUBCOOLING TO PREVENT RECIRCULATION PUMP CAVITATION =			-55.6
MINIMUM SUMP MASS TO AVOID RECIRCULATION PUMP CAVITATION =			1.220E+06
ECC PUMP DATA			

NPUMP = 0

*** INPUT FOR NAMELIST NLHX ***

HEAT EXCHANGER INPUT DATA AT RATED CONDITIONS

	CAPACITY	PRIMARY FLOW RATE	SECONDARY FLOW RATE	PRIMARY INLET TEMP.	SECONDARY INLET TEMP.
ECC HX	2.533E+07	287.	280.	522.	278.
CS HX	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	255.	255.

*** INPUT FOR NAMELIST NLCOOL ***
CONTAINMENT BUILDING COOLER DATA

THE COOLER IS IN VOLUME NO 1
THE COOLER STARTS AT TIME = 6.000E+11
AT RATED CONDITIONS

Q = 4.774E+04
WS = 1.64
TP = 322.
TS = 299.
CVAP = 0.693

THERE IS NO ADDITIONAL FAN COOLER

*** INPUT FOR NAMELIST NLMACE ***
CONTAINMENT FLAGS

IBETA = 0 IBURN = 0 ICECUB = -1 IDRY = -1 IVENT = 0 IWET = 2
JRPV1 = 2 JRPV3 = 2 NCAV = -1 NCUB = 2 NRPV1 = 2 NRPV2 = 1
NSMP = -2 NSMP2 = 2

CONTAINMENT MODELS AND TIME DATA

AFLR = 404. AVBRK = 18.2 CVBRK = 0.000E+00 DIAMP = 3.999E-05 DTO = 3.00 DTPNT = 1.200E+03
DTS = 3.000E+05 FALL = 1.00 HMAXX = 1.589E+03 PO = 0.106 TVNT1 = 5.556E+09 TVNT2 = 561.
VCAV = 108. VFLLR = 153.

PRESSURE SUPPRESSION DATA

DCF = 100. TP00L = 305. VSP00L = 3.200E+03 WPOOL = 2.985E+06

ICE BED DATA

DCFICE = 10.0 TICE = 266. TSTM = 314. TWTR = 361. TWTR2 = 328. WICE = 0.000E+00

SAFEGUARDS CONTROL

FSPRA = 0.000E+00 STPECC = 6.000E+11 STPFAN = 6.000E+11 STPSPR = 6.000E+11 WVMAS = 0.000E+00 WVMAX = 0.000E+00

BURN FLAGS

IBURN = 0 IBURNJ = 1 IBURNL = 2 IBURNM = 1

IGNITE = 0 0

BURN DATA

CMDN = 0.150 CMHI = 0.167 CMHZ = 0.138 CMON = 0.148 CMUP = 0.125 CMXX = 0.148
 H2DN = 9.000E-02 H2HI = 0.100 H2HZ = 6.000E-02 H2LO = 1.000E-03 H2ON = 8.000E-02 H2UP = 4.100E-02
 H2VO = 1.79 H2VX = 59.1 H2XX = 8.000E-02 HIG = 0.550 HIOXY = 5.000E-02
 H2DIST=19.5 23.2

COMPARTMENT INITIAL CONDITIONS

FLOOR									
NUMBER	VOLUME	AREA	HUMIDITY	TEMP	WCDO	WCMO	WHYD	WNTR	WOXY
1	4.361E+03	404.	0.200	330.	-3.320E-04	0.000E+00	-4.990E-07	-0.790	-0.210
2	3.171E+03	419.	1.00	305.	-3.320E-04	0.000E+00	-4.990E-07	-0.790	-0.210

CONTAINMENT EVENTS

EVENT									
NO.	NS	NC	NT	C1	C2	C3	C4		
1	2	1	7	1.07	0.583	8.547E-04	0.000E+00		
2	3	2	7	428.	0.583	8.547E-04	0.000E+00		
3	2	2	7	1.07	0.583	8.547E-04	0.000E+00		

TRANSFER MATRIX

I	J	KT (I,J)	BK (I,J)	PRESS
1	1	NO TRANSFER		
1	2	1	0.0000E+00	
2	1	NO TRANSFER		
2	2	NO TRANSFER		

*** INPUT FOR NAMELIST NLBOIL ***

BOIL FLAGS

IAXC = 0 IBEOC = 0 IBEDS = 3 ICON = 1 ICONV = 20 IDECAY= 0
 IFP = 2 IHC = 1 IHR = 1 IMWA = 3 IMZ = 100 IPRIMP= 0
 IRAD = 2 ISAT = 0 ISG = 0 ISTM = 0 ISTR = 4 KRPSXX= 0
 MELMOD= 10 MWORNL= 3 NDTM = 100000 NDZ = 25 NDZDRP= 1 NR = 27528
 R1 = 1 R2 = 9

TIMESTEP AND OUTPUT CONTROL

DTKXXX= 0.000E+00 OTPN = -300. DTPNTB= 300. TPN = 6.000E+11
 TSB = 15.0 -6.00 6.030E+03 60.0
 TSCT = 0.000E+00 6.000E+11 6.000E+11 6.000E+11
 NRPLT = 1 1 1 1 1 4 9
 NZPLT = 1 6 12 18 25 12 12

CORE POWER

ANSK = 0.000E+00 QZERO= 1.930E+09 TDK = 0.000E+00 TRPS = 0.000E+00 YB = 0.000E+00 YT = 0.000E+00

20

AXIAL POWER PEAKING FACTORS

FZ	= .16780	.60790	.86970	1.0510	1.1400	1.2690	1.3270	1.3460
	1.3510	1.3650	1.4310	1.4200	1.3720	1.3060	1.2300	1.1520
	1.0740	.99900	.92790	.86440	.80310	.71570	.61010	.44170
	.16020							

RADIAL POWER PEAKING FACTORS

PF	= .83000	1.0900	1.1400	.99000	.98000	1.1900	1.2800	1.2400
	.79000							

FRACTION OF CORE VOLUME IN EACH RADIAL REGION

VF	= .10000E-01	.30000E-01	.40000E-01	.60000E-01	.80000E-01	.10000	.12000	.14000
	.42000							

ANSI/ANS-5.1-1979 DECAY HEAT MODEL

FRACTION OF DECAY POWER FROM U-235	1.02	ENERGY PER FISSION OF U-235	220.	MEV
FRACTION OF DECAY POWER FROM U-238	0.000E+00	ENERGY PER FISSION OF U-238	1.00	MEV
FRACTION OF DECAY POWER FROM PU-239	0.000E+00	ENERGY PER FISSION OF PU-239	1.00	MEV
NUMBER OF ATOMS OF U-239 PRODUCED PER SECOND PER FISSION PER SECOND, EVALUATED AT SHUTDOWN: R239U= 0.800				

CORE PARAMETERS

ACOR = 4.88	ATOT = 21.1	CLAD = 1.599E-03	D = 1.219E-02	OC = 3.62	DF = 9.144E-03
DH = 1.707E-02	ECROS = 0.237	ELONG = 0.210	ESTRU = 0.600	EWAT = 0.950	H = 3.81
HW = 0.000E+00	PITCH = 1.524E-02	RHOCU = 4.919E+06	TALF1 = 6.000E+11	TALF2 = 6.000E+11	TCAV = 922.
VIEW = 2.00	WBAR = 5.970E+06	X00 = 9.997E-07			

MELTDOWN MODELS

CONB = 3.46	DPART = 4.999E-03	DUO2 = 9.144E-03	FCOL = 0.750	FDCR = -1.00	FDR0P = 5.000E-02
FM = 0.000E+00	FR = 0.000E+00	FZMCR = 1.00	FZOCR = 1.00	FZOS1 = 0.000E+00	PORB = 0.400
TCORMB= 5.556E+09	TFAIL2= 1.672E+03	TFAILB= 1.672E+03	TFAILX= 1.672E+03	TFUS = 3.105E+03	TMELT = 2.550E+03
TMWOFF= 3.033E+03					

PRIMARY SYSTEM

F12 = 0.445	H0 = 8.53	PVSL = 7.03	QPUMP1= 0.000E+00	QPUMP2= 0.000E+00	TFE00 = 551.
TG00 = 555.	TMUP1 = 6.000E+11	TMUP2 = 6.000E+11	TPUMP1= 6.000E+11	TPUMP2= 6.000E+11	VOLPX = 376.
VOLSX = 251.	WATBHX= 5.811E+04	WDED = 1.669E+04	WFE2 = 0.000E+00	WMUP1 = 0.000E+00	WMUP2 = 0.000E+00

*** INPUT FOR NAMELIST NLBOIL *** (CONTINUED)

STRUCTURES ABOVE CORE

TEMP	HT CAP	HT AREA	HD DIA	FLOW AREA	FPV
559.	1.277E+07	51.0	0.509	0.808	0.237
559.	1.004E+07	1.933E+03	0.549	111.	0.237
560.	8.099E+05	280.	0.324	10.6	0.237

560. 1.567E+07 13.2 0.139 13.2 0.237

GRIDPLATES AND BOTTOM HEAD

TEMP	HT CAP	HT AREA	THICK	YGRID
551.	1.232E+06	12.8	5.182E-02	0.000E+00
551.	9.660E+05	6.74	0.280	-4.24
551.	1.481E+07	21.1	0.178	-5.23

STEAM GENERATOR

FULSG = 0.000E+00 PSG = 0.000E+00 TAFW = 255. TMAFOF = 0.000E+00 TMAFW = 0.000E+00 TMSG1 = 6.000E+11
 TMSG2 = 6.000E+11 WAFW = 0.000E+00 WCST = 0.000E+00 WTRSG = 0.000E+00 YLEG = 0.000E+00 YLEG2 = 3.048E+09
 TMLG = 0.600E+12 0.600E+12 0.600E+12

BREAK AND VALVE PARAMETERS

ABRK = 0.000E+00 ASRV = 0.000E+00 FLO = 0.000E+00 PSETX = B.31 TPM = 1.00 WSETX = 113.
 YBRK = 0.000E+00 YSRV = 10.7

TB	AB	YBR	ABR	YSR	ASR	PSR
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-1.08
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-1.08
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-0.896
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-0.896
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-0.827
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-0.827
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-0.758
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-0.758
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-0.689
0.198	0.000E+00	-0.305	0.000E+00	10.7	1.022E-02	-0.689
6.000E+11	0.000E+00	-0.305	-9.290E-02	-0.305	-9.290E-02	-6.895E-03
6.000E+11	0.000E+00	-0.305	-9.290E-02	-0.305	-9.290E-02	-6.895E-03
6.000E+11	0.000E+00	-0.305	-9.290E-02	-0.305	-9.290E-02	-6.895E-03
6.000E+11	0.000E+00	-0.305	-9.290E-02	-0.305	-9.290E-02	-6.895E-03
6.000E+11	0.000E+00	-0.305	-9.290E-02	-0.305	-9.290E-02	-6.895E-03
6.000E+11	0.000E+00	-0.305	-9.290E-02	-0.305	-9.290E-02	-6.895E-03

*** INPUT FOR NAMELIST NLBWR ***

BWR FLAGS

IBWR = 1 IHRBOX= 1 IMWBOX= 3 IMWCB = 3 NBOXS = 444 NCBLAD= 109

CHANNEL BOX AND CONTROL BLADE DATA

ALCBD = 0.124 DHBXCB= 9.144E-03 FBP = 0.100 FBXCB = 0.250 FRDBX = 0.250 PBOX = 3.01
 RHOCPC= 3.023E+06 RHOCpz= 9.171E+05 TFBOX = 2.575E+03 TFCBD = 2.274E+03 TMLBx= 2.125E+03 TMLCB= 1.700E+03
 XBOX = 2.530E-03 XBOXZ1= 9.997E-07 XBOXZO= 9.997E-07 XCBD = 6.614E-03 XCBDO = 9.997E-07 XCBDS= 7.620E-04

22

*** INPUT FOR NAMELIST NLHEAD ***

CONO = 13.8 OBH = 5.11 E1 = 0.800 E2 = 0.500 FHEAO = 0.000E+00 FOPEN = 0.000E+00
 SIGF = 552. THICK = 0.130 THKF = 30.5 TMLTXX= 2.550E+03 WFECXX= 1.252E+04 WGRIDX= 2.620E+04
 WU02XX= 9.073E+04 WZRCXX= 4.135E+04

*** INPUT FOR NAMELIST NLHOT ***

HOTORP FLAGS

IDBED = 103 IHOT = 100 MWR = 1 NSTOP = 200

OEBRIS PARAMETERS

ACAV = 20.4 CON = 3.46 DP = 1.271E-02 FLRMC = 0.000E+00 PORO = 0.400 TCORM = 1.644E+03
 TMS = 1.700E+03 TPOOLH= 325. TQNCH = 255. WTR = 0.000E+00

*** INPUT FOR NAMELIST NLCRCN ***

FLAGS

ICONCN= 0 IORAD = 0 IGEOM = 2

MOOEL PARAMETERS

AERAB = 0.980 AWBLK = 0.000E+00 DPRIN = 1.200E+03 DRWALL= 1.000E+10 DZWALL= 1.000E+10 HTWALL= 8.91
 QVHF = 0.000E+00 TOC = 1.273E+03 TF = 3.650E+04

TIMESTEP CONTROL

DELTIM= 60.0 TPRIN = 9.000E+05

PROPERTIES OF NON-STANDARD CONCRETE

EWCRN= 0.900 RBR = 0.135 RHOC = 2.340E+03 TIC = 330. TLIQCT= 1.670E+03 TSOLCT= 1.420E+03

CONCRETE COMPOSITION

SPECIES	MASS FRACTION	MOLECULAR WT.
SI02	0.21341000	60.084
MGO	0.01266800	40.304
CA0	0.62560000	56.079
NA20	0.00340000	61.979
K20	0.00642000	94.196
FE203	0.03800000	159.69
AL203	0.04190200	101.96
CO2	0.01930000	44.010
H20EVAP	0.01930000	18.015
H20CHEM	0.02000000	18.015

TOTAL 1.00000000

TIME	EMISSIVITY
0.000E+00	0.90000000
1.000E+06	0.90000000

METALLIC PHASE EMISSIVITY

TIME	EMISSIVITY
0.000E+00	0.90000000
1.000E+06	0.90000000

OUTPUT CONTROL

IPINC = 20

CONCRETE CRUCIBLE GEOMETRY -- CYLINDER WITH FLAT BASE

HBB = 1.85 HIT = 8.40 NBOT = 10 NCORN = 10 NRAYS = 95 RAD = 2.55
RADC = 0.100 RW = 4.10 ZO = 5.85 ZT = 0.000E+00

THE OUTPUT IS IN SI UNITS-----

TIME	SEC
TEMPERATURE	DEGREES K
MASS	KG
LENGTH	M
AREA	M**2
VOLUME	M**3
ENERGY	J
POWER	W
SPECIFIC ENTHALPY	J/KG
MASS FLOW RATE	KG/S
DENSITY	KG/M**3
PRESSURE	MPA
HEAT CAPACITY	J/KG/K
THERMAL CONDUCTIVITY	W/M/K
HEAT TRANSFER COEFFICIENT	W/M**2/K
VOLUME FLOW RATE	M**3/S

THE OUTPUT VARIABLES DEFINITIONS LIST ALSO CONTAINS THE UNITS USED FOR EACH VARIABLE IN THE OUTPUT.

SUBROUTINE CORCON OUTPUT IS ALWAYS IN M FOR LENGTH, KG FOR MASS, AND SEC FOR TIME.

30 NORMAL EXIT ECHO: END OF MARCH INPUT CHECK

SUMMARY OF CURSOR RESULTS

INITIAL INVENTORIES AND TOTAL RELEASES

SPECIES	INITIAL, KG	RELEASE, KG
CI	14.87	0.0000E+00

CH	85.97	0.0000E+00
CS	83.83	0.0000E+00
I2	7.261	0.0000E+00
PI	1.4689E+05	0.0000E+00
TE	15.04	0.0000E+00
SR	26.52	0.0000E+00
RU	202.8	0.0000E+00
LA	291.0	0.0000E+00
NG	148.6	0.0000E+00
CE	545.7	0.0000E+00
BA	36.07	0.0000E+00

TABLA II. RESUMEN DE LOS CALCULOS DE MARCH3 EN LA SECUENCIA TE 1:5 PARA LA CNLV.

SUMMARY OF RESULTS MARCH 3 V192M 140487

LAGUNA VERDE CASO 18 SECUENCIA TE 1:5

(192 MOD.) 8-MAR-90 12:02:24

THE REACTOR IS A BWR
 CONTAINMENT COOLED BY COOLERS
 THE ACCIDENT IS A NORMAL TRANSIENT
 CONTAINMENT SPRAY DOES NOT WORK
 ECC SYSTEM DOES NOT WORK
 HYDROGEN BURNS ARE NOT ACCOUNTED FOR
 OUTPUT IS IN SI UNITS

EVENT	TIME (SEC)	PRIMARY PRESSURE	CONTMNT PRESSURE	DEBRIS		FRACTION OF ZIRC REACTED	SUMP		REACTOR CAVITY	
				MASS	TEMP		MASS	TEMP	MASS	TEMP
CORE UNCOVER	2770.08	8.064	0.120				3.0600E+06	320.6	0.0000E+00	310.9
START MELT	9914.25	8.338	0.197		2549.8	0.0805	3.1132E+06	330.7	0.0000E+00	310.9
CORE SLUMP	11295.14	8.228	0.292	2.0970E-01	2856.0	0.1342	3.1163E+06	331.7	0.0000E+00	310.9
FRACTION CORE MELTED										
START HEAD HEATUP	11334.41	8.427	0.424	1.4965E+05	2549.8	0.1777	3.1186E+06	332.6	0.0000E+00	310.9
BOTTOM HEAD FAILED	12075.42	8.887	0.554	1.4965E+05	2423.4	0.1777	3.1335E+06	336.4	0.0000E+00	310.9
CONTMNT FAIL	12080.96	8.887	1.067				3.1335E+06	336.4	0.0000E+00	310.9
START HOTDRP	12083.44		1.382	1.7602E+05	2423.4	0.1777	3.1335E+06	336.4	0.0000E+00	310.9
END HOTDRP	12085.84		1.315	1.7585E+05	2423.8	0.1777	3.1335E+06	336.4	0.0000E+00	310.9
CORCON	12085.84		1.315	1.7714E+05	2423.8	0.1777	3.1335E+06	336.4	0.0000E+00	310.9
CORCON	15685.84		0.302	2.5482E+05	1682.0	0.3542	3.1335E+06	337.1	0.0000E+00	310.9
CORCON	19285.84		0.293	2.8747E+05	1589.4	0.3763	3.1335E+06	337.8	0.0000E+00	310.9
CORCON	22885.84		0.290	3.1722E+05	1544.6	0.3953	3.1335E+06	338.5	0.0000E+00	310.9
CORCON	26485.84		0.288	3.4528E+05	1521.1	0.4133	3.1335E+06	339.2	0.0000E+00	310.9
CORCON	30085.84		0.286	3.7093E+05	1508.6	0.4305	3.1335E+06	339.8	0.0000E+00	310.9
CORCON	33685.84		0.283	3.9480E+05	1501.7	0.4478	3.1332E+06	340.4	0.0000E+00	310.9
CORCON	37285.84		0.282	4.1730E+05	1496.7	0.4648	3.1320E+06	341.1	0.0000E+00	310.9
CORCON	40885.84		0.280	4.3967E+05	1491.8	0.4817	3.1309E+06	341.6	0.0000E+00	310.9
CORCON	44485.84		0.280	4.6220E+05	1487.1	0.4985	3.1298E+06	342.2	0.0000E+00	310.9
CORCON	48085.84		0.279	4.8501E+05	1482.6	0.5150	3.1287E+06	342.8	0.0000E+00	310.9
36 NORMAL EXIT CORCON: TIME > TF										
NUMBER OF MARCH TIMESTEPS =		3106				NUMBER OF BOIL TIMESTEPS =		2495		
NUMBER OF MACE TIMESTEPS =		3179				NUMBER OF CORCON TIMESTEPS =		609		

Tabla 3. Liberación a partir del núcleo para los siete grupos de radioisótopos definidos por CORRAL.

t[s]	CRF(1)	CRF(2)	CRF(3)	CRF(4)	CRF(5)	CRF(6)	CRF(7)
0.06	-	-	-	-	-	-	-
6389	-	-	-	-	-	-	-
6689	1.05E-2	5.96E-3	1.75E-2	3.22E-5	3.49E-7	0	0
7000	1.20E-2	7.26E-3	1.92E-2	5.86E-5	3.99E-7	8.15E-1	2.85E-16
7300	1.72E-2	1.17E-2	2.57E-2	1.45E-4	6.34E-7	7.17E-1	3.06E-15
7600	3.19E-2	2.37E-2	4.45E-2	3.77E-4	1.45E-6	4.04E-1	2.13E-14
7900	5.02E-2	4.11E-2	6.42E-2	8.15E-4	3.05E-6	1.57E-1	1.00E-13
8206	0.18	0.18	0.20	5.95E-3	7.14E-5	3.45E-9	8.37E-11
8506	0.28	0.28	0.29	1.20E-2	1.44E-4	6.43E-9	1.45E-10
8806	0.38	0.38	0.39	1.93E-2	2.35E-4	1.02E-8	2.27E-10
9115	0.57	0.56	0.57	4.49E-2	8.88E-4	8.01E-8	2.92E-9
9415	0.64	0.64	0.65	7.88E-2	1.87E-3	1.90E-7	7.21E-9
9715	0.69	0.69	0.70	0.11	2.98E-3	3.18E-7	1.22E-8
10018	0.77	0.77	0.77	0.15	4.30E-3	4.74E-7	1.85E-8
10327	0.86	0.86	0.86	0.19	5.84E-3	6.59E-7	2.60E-8
10627	0.90	0.90	0.90	0.23	7.34E-3	8.41E-7	3.33E-8
10765	0.93	0.93	0.93	0.26	8.68E-3	1.13E-6	5.25E-8
10827	0.97	0.97	0.97	0.27	9.14E-3	1.19E-6	5.48E-8
10888	0.98	0.98	0.98	0.28	9.60E-3	1.25E-6	5.71E-8
10951	0.99	0.99	0.99	0.29	1.01E-2	1.31E-6	5.95E-8
11013	1.0	1.0	1.0	0.30	1.05E-2	1.36E-6	6.19E-8
11073	1.0	1.0	1.0	0.32	1.10E-2	1.42E-6	6.42E-8
11138	1.0	1.0	1.0	0.33	1.15E-2	1.48E-6	6.66E-8
11198	1.0	1.0	1.0	0.34	1.19E-2	1.54E-6	6.89E-8
11258	1.0	1.0	1.0	0.35	1.24E-2	1.59E-6	7.12E-8
11319	1.0	1.0	1.0	0.36	1.28E-2	1.65E-6	7.35E-8
11383	1.0	1.0	1.0	0.37	1.33E-2	1.71E-6	7.58E-8
11443	1.0	1.0	1.0	0.38	1.37E-2	1.75E-6	7.74E-8
11506	1.0	1.0	1.0	0.38	1.39E-2	1.77E-6	7.83E-8

FIGURA 1 ESTRUCTURAS QUE SIRVEN COMO SUMIDROS DE CALOR

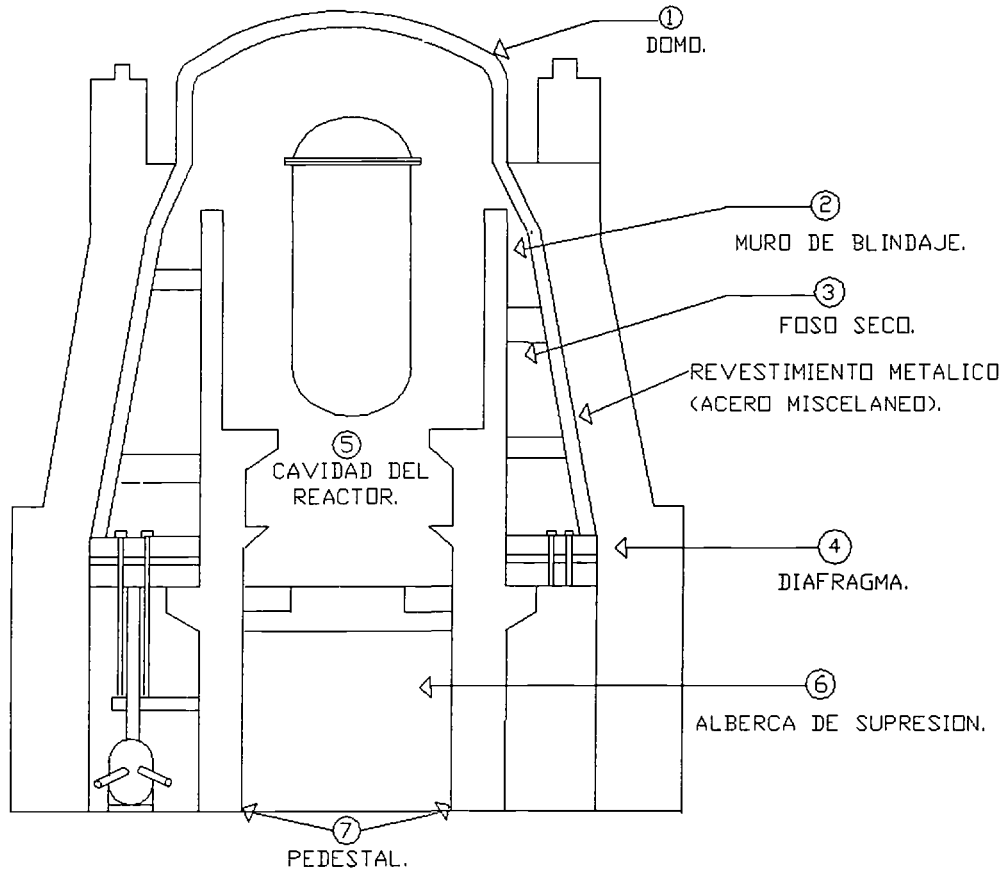


FIGURA 2 ESTRUCTURAS E INTERNOS DE LA VASIJA DE PRESION MODELADOS CON MARCH3

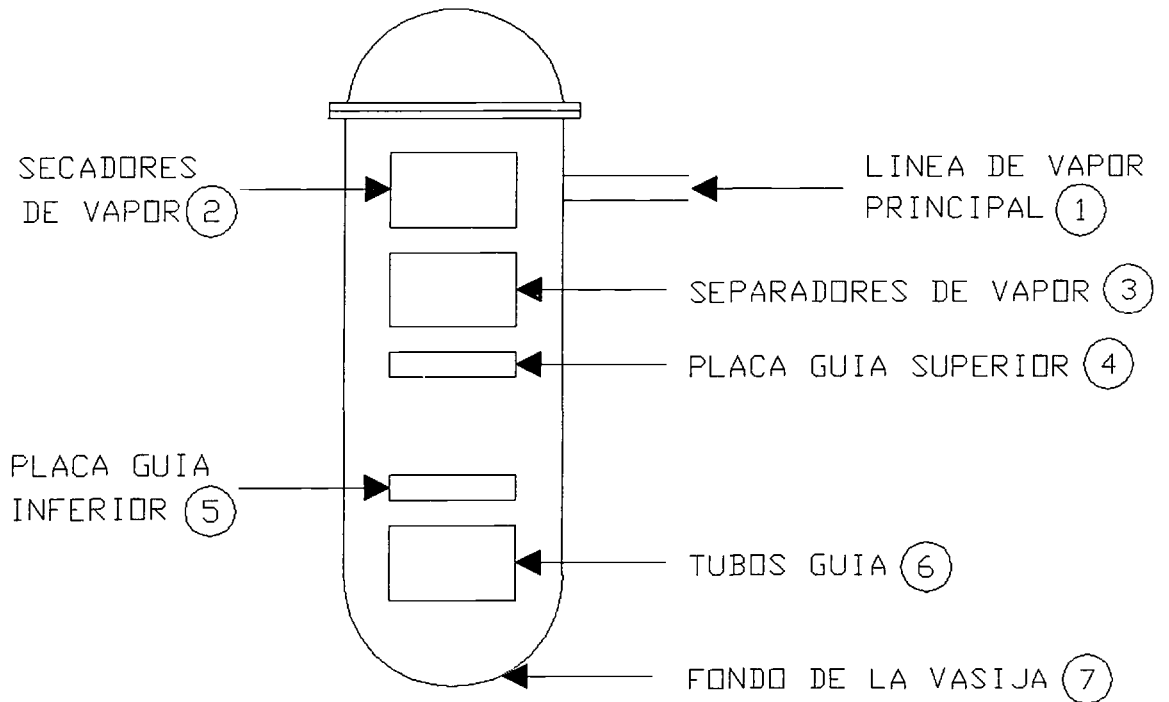


FIGURA 3 VOLUMENES MODELADOS CON TRAP-MELT 3

1. NUCLEO
2. PLENUM SUPERIOR
3. SEPARADORES DE VAPOR
4. SECADORES DE VAPOR
5. DOMO DE LA VASIJA
6. LINEAS DE VAPOR PRINCIPAL
7. LINEAS DE ALIVIO DE PRESION
8. CONTENCION PRIMARIA

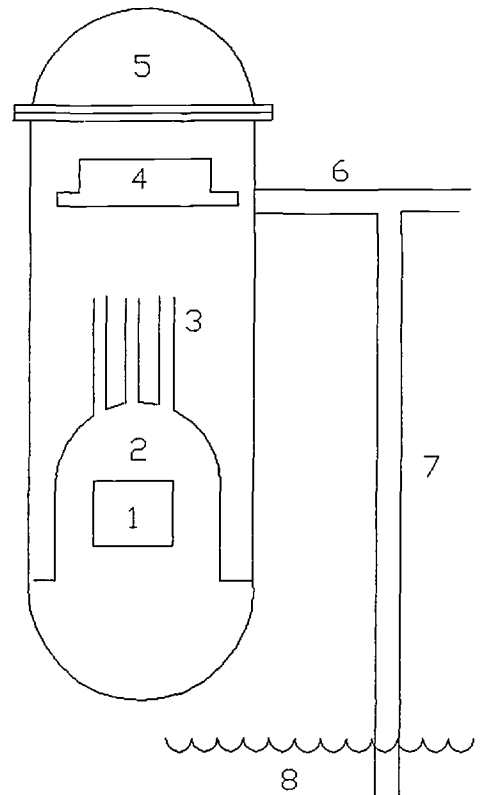


FIGURA 4 FRACCION DE GASES NOBLES
LIBERADOS EN LA SECUENCIA
Te 1:5

LAGUNA VERDE CASO 1.1.1 SECUENCIA TE 1:5 (192 MOD) 90/08/28. 11.16.09.

