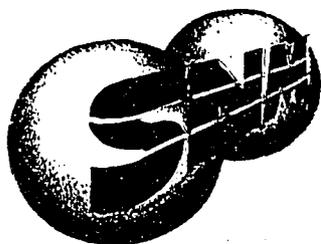


INIS-mf--14821

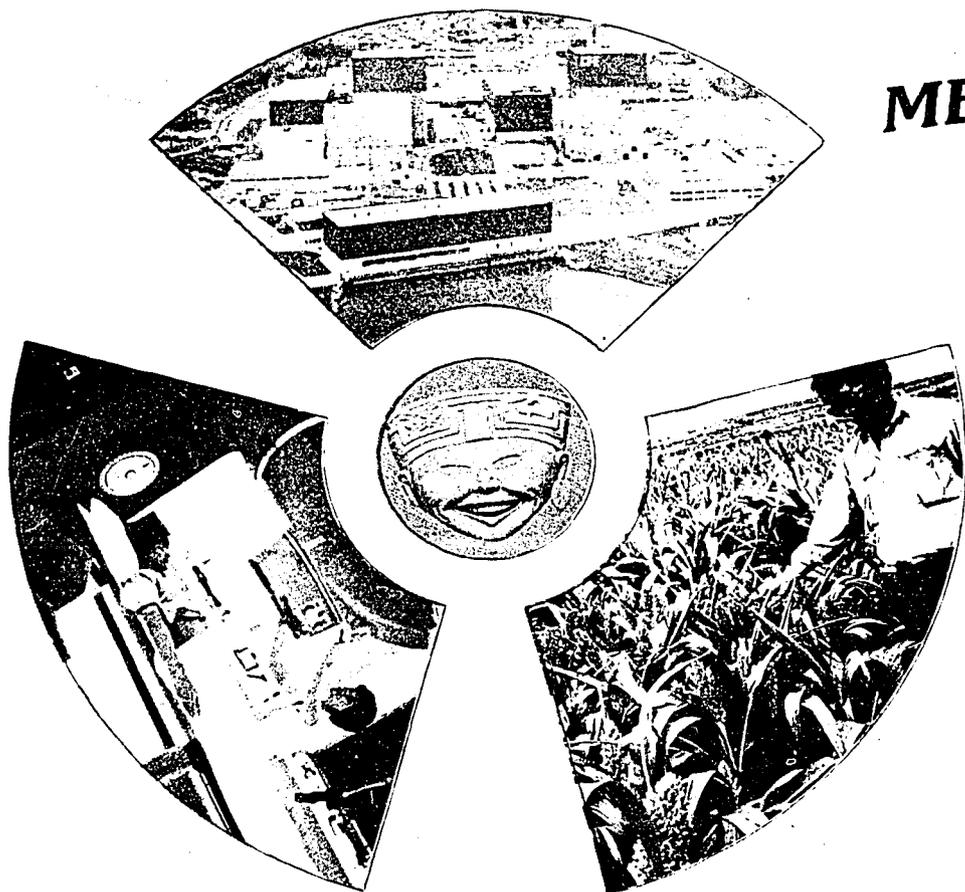
MX9600021-29, MX9600031-35,
MX9600040-56



**Sociedad Nuclear
Mexicana A. C.**

Segundo Congreso Anual

MEMORIAS



VOL. 27 No. 20

17 al 19 de noviembre de 1991
Instituto Tecnológico de Veracruz
Veracruz, Ver.

INIS-mf-14821

MX9600021

Sociedad Nuclear Mexicana, A. C.

Segundo Congreso Anual

Memorias

**17 al 19 de noviembre de 1991
Instituto Tecnológico de Veracruz
Veracruz, Ver.**

**NEXT PAGE(S)
left BLANK**

Sociedad Nuclear Mexicana, A. C.

Segundo Congreso Anual

Comité Organizador

Presidente	<i>Dr. Vinicio Sement Cabrero</i>
Secretario Ejecutivo	<i>Fís. Javier Alvarez Gasca</i>
Director del Programa Técnico	<i>Dr. Juan Luis Francois L.</i>
Director de Finanzas	<i>Ing. José Ramírez C. Dr. Víctor Manuel Mayoral G.</i>
Director de Registro y Local Sede	<i>Ing. Rafael Domínguez M.</i>
Director de Prensa y Difusión	<i>Ing. Alvaro Sánchez R.</i>
Director de Actividades Sociales	<i>Ing. José Lagunes Z. M. en C. Ana María Pérez N.</i>

Instituto Tecnológico de Veracruz

Ing. Alvaro C. Capetillo Hernández
Director

Ing. Enrique A. Rocha Altamirano
Subdirector Académico

Ing. Juan Ramírez Sánchez
Subdirector Administrativo

Ing. Vicente González Arregui
Difusión y Relaciones Públicas

Ing. Perfecto G. Trujillo Castro
Registro

Lic. Manuel Salinas Arellano
Apoyos Audiovisuales

Presentación

El año 1991 ha sido sin lugar a dudas, un buen año para la energía nuclear en México. La marca impuesta por la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde, como la primera en su tipo en el mundo, funcionando de manera ininterrumpida en su primer ciclo de operación, representa un magnífico aliciente para todos los profesionales que laboramos en este campo. Este hecho se ha reflejado en el porcentaje de trabajos que se presentan en este Congreso relacionados con los diversos aspectos de la Central.

Este logro debe servir de impulso para el desarrollo de otras áreas de aplicación de la energía nuclear en el país y verse reflejado en la participación de miembros de nuestra Sociedad con trabajos de buena calidad.

En este Segundo Congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana se presentan alrededor de treinta trabajos en las sesiones técnicas en áreas como administración de combustible, protección radiológica, física de reactores, seguridad nuclear, análisis de transitorios, materiales nucleares y otros. Se dedica una sesión especial para presentar las experiencias de la primera recarga de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde, así como diferentes sesiones plenarias dedicadas a temas de interés general como los reactores avanzados, la gestión de residuos y otros.

Es el deseo de todos los miembros de la Sociedad, que estas reuniones anuales se vayan enriqueciendo con la participación entusiasta de todos los profesionistas del campo nuclear y que representen el foro que todos necesitamos para el intercambio de conocimientos y experiencias.

Sociedad Nuclear Mexicana A. C.

Segundo Congreso Anual

Instituto Tecnológico de Veracruz
17 al 20 de noviembre de 1991
Veracruz, Ver.

Programa

Domingo 17

Instituto Veracruzano de la Cultura (IVEC)
Canal esq. Zaragoza; Tel.: 31-6695

18:00 a 20:00 Inscripción y recepción.

Lunes 18

Instituto Tecnológico de Veracruz (ITV)
Calz. Circunvalación Nte. #2777 e Icazo
Tels.: 34-1744 y 34-1500

8:00 a 13:00 Registro

9:00 a 9:20

Inauguración
Auditorio Fermín Carrillo

9:30 a 13:00

Sesión Plenaria
Auditorio Fermín Carrillo
Moderador: **Carlos Vélez Ocón**

La experiencia de TMI. **Robert L. Long**. American Nuclear Society

Energía para el futuro. **Juan Eibenschutz**. Secretaría de Energía, Minas e Industria Paraestatal.

11:00 a 11:30 Receso (Sala 2)

Nuevas tendencias en la filosofía de la seguridad nuclear.
Jan Van Erp, Argon National Laboratory.

Reactores avanzados. **James Jayo**. General Electric

13:00 a 14:30 Comida

14:30 a 16:00 **Sesiones simultáneas**

Sesión I
Auditorio Fermín Carrillo
Moderador: **Ruperto Mazón Ramírez**

14:30 Generación de patrón de barras de control para el primer ciclo de operación de la nuclear eléctrica de Laguna Verde unidad 1 con el sistema FMS. **J. Esquivias M.**

14:50 Análisis del comportamiento del núcleo del reactor de la CNLV-U1 durante la extensión del primer ciclo de operación. **J. Blanco L.**

- 15:10 Estudio multiciclos para el reactor de Laguna Verde U-1 con el código FCS-II. **C. C. Cortés, J. L. Montes T.**
- 15:30 Evaluación del impacto de la operación actual de la CNI.V durante el ciclo 1, los efectos sobre los ciclos 2 y 3 y el análisis de alternativas de recarga del ciclo 3. **H. Ocampo et al.**

Sesión II

Sala 1

Moderador: **Alvaro Sánchez Ríos**

- 14:30 Factibilidad del uso de dosímetros termoluminiscentes de $\text{CaSO}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$ + PTFE. **J. Azorín N. et al.**
- 14:50 Dosimetría del campo de neutrones de una fuente de Californio 252. **H. R. Vega C. et al.**
- 15:10 Analizador multicanal educativo basado en PC. **G. Miramontes D. et al.**
- 15:30 Determinación de radón en la atmósfera. Estación El Farallón. Planta Nuclear Laguna Verde. **R. Velázquez, R. M. Bernal, S. Salazar L.**
- 16:00 a 16:30 Receso (Sala 2)
- 16:30 a 18:00 **Sesiones simultáneas**

Sesión III

Auditorio Fermín Carrillo

Moderador: **Héctor Ocampo Mancilla**

- 16:30 Simulación con el código PRESTO-B del segundo ciclo de operación de la CNI.V (I-1). **C. C. Cortés, J. L. Montes T.**
- 16:50 Una propuesta para el plan de recarga de combustible para el ciclo 3 de la CNI.V (I-1). **J. L. Francois, C. Martín del Campo, J. L. Esquivel.**
- 17:10 Comparación entre algunos códigos generadores de secciones eficaces. **J. L. Francois L.**
- 17:30 Cálculo de criticidad para ensambles en una alberca de combustible irradiado. **C. Filio L.**

Sesión IV

Sala 1

Moderador: **Juan Azorín Nieto**

- 16:30 Concentración electrolítica avanzada, de D_2O . **F. A. Palma G. et al.**
- 16:50 Gradientes óptimos del proceso GS. **R. H. Chávez T.**
- 17:10 Fluor-18 en zeolitas de litio. **D. Estévez, et al.**
- 17:30 Daño por irradiación de neutrones en óxido de silicio amorfo: absorción óptica en el infrarrojo lejano. **F. Chávez R., J. Ortiz.**

Martes 19
Instituto Tecnológico de Veracruz

9:00 a 10:30

Sesiones simultáneas

Sesión V

Auditorio Fermín Carrillo

Moderador: **Juan Carlos Ramos Pablos**

- 9:00 Aplicación de la metodología del análisis probabilístico de la seguridad en la seguridad física de la CNLV U-1. **A. Hernández.**
- 9:20 PACTF: Un código de cómputo para la estimación del término fuente durante accidentes severos en reactores tipo BWR. **F. J. Souto, R. Amador C.**
- 9:40 Análisis de un transitorio de pérdida de recalentadores de agua de alimentación con códigos estáticos. **J. Alvarez G., G. Calleros.**
- 10:00 Modelación del condensador principal de la CNLV.
A. Ramírez O., J. Escamilla G.

Sesión VI

Sala 1

Moderador: **José Luis Delgado Guardado**

- 9:00 Validación del código TNXY con problemas de referencia.
E. Del Valle G., J. L. Francois L.
- 9:20 Comportamiento del código ANISN en el análisis de ensamblajes de combustible nuclear para LWR. **D. Romo M. et al.**
- 9:40 Influencia del patrón de barras de control sobre la respuesta de los canales de operación del reactor TRIGA Mark III. **L. Paredes.**
- 10:30 a 11:00 Receso (Sala 2)

11:00 a 13:00

Sesiones simultáneas

Sesión VII

Auditorio Fermín Carrillo

Moderador: **Javier Escamilla García**

- 11:00 Metodología para análisis de licenciamiento de recargas. **J. C. Ramos et al.**
- 11:20 Desarrollo de un modelo dinámico de la termohidráulica nuclear de un reactor BWR para simulación en tiempo real. **G. Espinosa P., A. Máximo L.**
- 11:40 Simulación del sistema de tratamiento de gases de desechos radiactivos. **L. López Z.**
- 12:00 Objetivos y acciones de las autoridades de salud pública en el PERF. **L. Herrera V. et al.**

Sesión VIII

Sala 1

Moderador: **Leopoldo Quirino Torres**

- 11:00 Uranio: fuente inagotable de energía. **J. M. Figueroa E.**
- 11:20 Solución supersimétrica del átomo de hidrógeno. **G. Jarvís C.**
- 11:40 Vigilancia radiológica en la liberación de efluentes líquidos en la Central Laguna Verde. **B. Salas M.**

- 12:00 Programa de vigilancia de los materiales de la vasija de la Central Laguna Verde.
M. Rodríguez A.
- 13:00 a 14:30 Comida.
- 14:30 a 17:30 **Sesión Plenaria dedicada a la recarga de la CNLV**
Auditorio Fermín Carrillo
Moderador: **Francisco Torres Ramírez**
- 17:30 a 18:00 **Clausura (Auditorio Fermín Carrillo)**
- 18:00 a 19:00 Festival cultural.
- 19:00 a 21:00 Asamblea de la **Sociedad Nuclear Mexicana**

Miércoles 20

- 9:00 a 18:00 Visita a Laguna Verde y Ruinas de Zempoala.

Conferencias invitadas

Lunes 18

Sala 2

- 17:30 a 19:00 Reactores y seguridad Nuclear. **Ing. Bruno de Vecchi Appendini.**
Asesor de la CNSNS.

Martes 19

sala 2

- 11:00 a 12:30 Protección radiológica. **M. en C. Raúl Ortiz Magaña.**
Gerente de Seguridad Radiológica de la CNSNS:

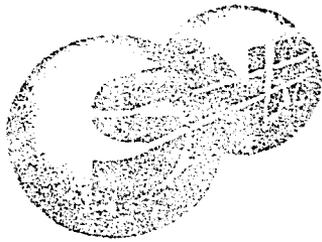
Veracruz, Ver., noviembre de 1991.

Sociedad Nuclear Mexicana Segundo Congreso Anual

Indice de ponencias

Generación de patrón de barras de control para el primer ciclo de operación de la nucleoelectrónica de Laguna Verde unidad 1 con el sistema FMS. J. Esquivias M.	1
Análisis del comportamiento del núcleo del reactor de la CNLV-U1 durante la extensión del primer ciclo de operación. J. Blanco L.	9
Estudio multiciclos para el reactor de Laguna Verde U-1 con el código FCS-II. C. C. Cortés, J. L. Montes T.	14
Evaluación del impacto de la operación actual de la CNLV durante el ciclo 1, los efectos sobre los ciclos 2 y 3 y el análisis de alternativas de recarga del ciclo 3. H. Ocampo, J. L. Francois, J. Blanco, C. Cortés, J. Esquivias, J. L. Esquivel, C. Martín del Campo, J. L. Montes, L. Sánchez, C. Torres	19
Factibilidad del uso de dosímetros termoluminiscentes de CaSO ₄ :Dg + PTFE. J. Azorín, C. Furetta, A. Gutiérrez	29
Dosimetría del campo de neutrones de una fuente de Californio 252. H. R. Vega C., C. Ríos M., L. L. Quirino T., N. E. Hertel	38
Analizador multicanal educativo basado en PC. G. Miramontes D., L. Trueba V., J. Flores M.	45
Determinación de radón en la atmósfera. Estación El Farallón. Planta Nuclear Laguna Verde. R. Velázquez M., R. M. Bernal S., S. Salazar L.	51
Simulación con el código PRESTO-B del segundo ciclo de operación de la CNLV U-1. C. C. Cortés, J. L. Montes T.	59
Una propuesta para el plan de recarga de combustible para el ciclo 3 de la CNLV U-1. J. L. Francois, C. Martín del Campo, J. L. Esquivel.	66
Comparación entre algunos códigos generadores de secciones eficaces. J. L. Francois L.	74
Cálculos de criticidad para ensamblajes en una alberca de combustible gastado de un reactor nuclear BWR. M. Bárcenas R., C. Filio L.	81
Concentración electrolítica avanzada, de agua pesada. F. A. Palma G., M. Alvarado, Y. Aguiar P.	89
Gradientes óptimos del proceso GS. R. H. Chávez T.	95
Fluor-18 en zoolitas de litio. D. Estévez, J. Jiménez-Becerril, P. Bosch, S. Bulbulla	102
Daño por irradiación de neutrones en óxido de silicio amorfo: absorción óptica en el infrarrojo lejano. F. Chávez R., J. Ortiz-López	107
Aplicación de la metodología del análisis probabilístico de la seguridad en la seguridad física de la CNLV U-1. A. Hernández	115
PACTF: Un código de cómputo para la estimación del término fuente durante accidentes severos en reactores tipo BWR. F. J. Souto, R. Amador C.	122
Análisis de un transitorio de pérdida de recalentadores de agua de alimentación con códigos estáticos. J. Alvarez G., G. Calleros.	130
Modelación del condensador principal de la CNLV. A. Ramírez O., J. Escamilla G.	141

Validación del código TNXY con problemas de referencia. E. Del Valle G., J. L. Francois L.	149
Comportamiento del Código ANISN en el análisis de ensamblajes de combustible nuclear para LWR. D. Romo M., I. Dávila R., J. L. Pinedo V., L. L. Quirino T.	156
Influencia del patrón de barras de control sobre la respuesta de los canales de operación del reactor TRIGA Mark III. L. Paredes.	163
Metodología para análisis de licenciamiento de recargas. J. C. Ramos, G. Cuevas, O. Alvarez, J. Morales	171
Desarrollo de un modelo dinámico de la termohidráulica nuclear de un reactor BWR para simulación en tiempo real. G. Espinosa P., A. Máximo L.	178
Simulación del sistema de tratamiento de gases de desechos radiactivos. L. López Z.	190
Objetivos y acciones de las autoridades de salud pública en el PERE. L. Herrera V. et al.	203
Uranio: Fuente inagotable de energía. J. M. Figueroa E.	213
Solución supersimétrica del átomo de hidrógeno. G. Jarvio C.	219
Vigilancia radiológica en la liberación de efluentes líquidos en la Central Laguna Verde. B. Salas M.	228



**Sociedad Nuclear
Mexicana A. C.**

Segundo Congreso Anual

**Lunes 18
SESION I
Auditorio Fermín Carrillo**

17 al 19 de noviembre de 1991
Instituto Tecnológico de Veracruz
Veracruz, Ver.

**POOR QUALITY
ORIGINAL**

GENERACION DE PATRON DE BARRAS DE CONTROL PARA EL PRIMER CICLO DE OPERACION DE LA NUCLEOELECTRICA DE LAGUNA VERDE UNIDAD 1 CON EL SISTEMA FMS

Jesús Esquivias Montoya

Departamento de Energía Nuclear
Instituto de Investigaciones Eléctricas
Interior Internado Palmira
Apartado Postal 475
62000 Cuernavaca, Mor., Méx.

RESUMEN

Un procedimiento de ensayo y error es utilizado para generar el patrón de barras de control. Este procedimiento es usado en sus modalidades de RAPIDO y LENTO, ambas actuaron en forma complementaria. Se inicia con el rápido hasta lograr el patrón de barras de control para la mayoría de los pasos de quemado, se continúa con el lento en cada uno de los pasos de quemado faltantes. El patrón de barras de control desarrollado inicia con la secuencia de extracción A-2, al igual que la operación de la unidad 1 de Laguna Verde. Para generar el patrón se utilizó el simulador nodal tridimensional PRESTO-B, que pertenece al sistema FMS (Fuel Management System). El patrón desarrollado cumple con los requerimientos de reactividad, seguridad, y potencia.

I. INTRODUCCION

El núcleo de un reactor nuclear BWR es diseñado con un exceso de reactividad, que permitirá extraer la mayor cantidad de energía del combustible. Esto es, cuanto mayor sea el exceso de reactividad mayor será el ciclo de operación. El control de este exceso de reactividad es realizado mediante venenos quemables y barras de control. Los venenos quemables, gadolinio para la unidad 1 de Laguna Verde, son incorporados en el ensamble de combustible en la misma forma que las barras de combustible. Mientras que las barras de control son movibles axialmente en la dirección z, cada una controla localmente cuatro ensambles de combustible.

Un Patrón de Barras de control, precisa la posición axial de todas las barras de control, y cumple con los requerimientos de:

Reactividad, para mantener el reactor crítico, y alcanzar la longitud del ciclo de operación.

Seguridad, para mantener los límites térmicos bajo los valores especificados por el fabricante del combustible.

Potencia, para que la operación del reactor tenga un comportamiento aproximado al ideal, planteado por el PRINCIPIO HALING. Esto es minimice los picos de potencia y mantenga la forma de la distribución de potencia durante el ciclo de operación.

Para generar un patrón de barras de control, es necesario que éste cumpla con los requerimientos ya mencionados, los cuales se tendrán que mantener bajo ciertos valores. Estos valores llamados blanco son aquellos que previamente fueron calculados [2].

Estos blancos presentan el comportamiento:

- de la reactividad del núcleo,
 $\Delta K \leq 0.001$

- de los límites térmicos:
 - * mínima razón de potencia crítica,
M CPR > 1.39

 - * máxima razón lineal de generación de calor,
MLHGR < 404

- la distribución de potencia se comporte como la ideal (Haling).
Pot. en el nodo 3 ≥ 1.00

Para poder determinar que patrón puede cumplir con ellos, se hace necesario el uso de un simulador neutrónico termohidráulico como PRESTO-B. Se le propone el patrón de barras de control, y el simulador da la respuesta acerca del comportamiento de los valores blanco.

Las formas para lograr los blancos está marcado en [1] mediante dos métodos. Uno en el que se proponen patrones de barras de control de manera individual para cada paso de quemado, y hasta que no cumpla con los blancos, pasará a otro paso de quemado, este es el **método lento** [1]; el otro propone patrones de barras para todos los pasos de quemado, y son corridos todos cada vez, éste es el **método rápido** [1].

En general se usa el **rápido**, y en los casos más difíciles, cuando en la mayoría de los pasos de quemado se lograron los blancos, se usa el **lento** de manera individual para cada uno de los pasos aún no logrados.

II. METODO DE CALCULO

El procedimiento que se siguió es:

1. Se corrió en PRESTO-B, la opción haling
 - para obtener el quemado 9145 MWD/ST [3]
 - para generar un archivo de reinicio a fin de ciclo.

2. Se obtiene la K-aro (aro, all rods out) de cada paso hacia atrás.
 - usando el archivo de reinicio.
 - con pasos Haling hacia atrás [1].
 - * con todas las barras de control fuera.
 - * cada paso inicia desde el quemado de final del ciclo.

- Los pasos de quemado serán negativos, para alcanzar quemados en múltiplos de 1000 MWD/ST.
 - * El primero de -145 MWD/ST para llegar a 9000 MWD/st.
 - * el segundo paso de -1145 MWD/ST para 8000 MWD/ST.
 - * así sucesivamente, hasta alcanzar con -8945 MWD/ST los 200 MWD/ST.
 - * el paso de -9145 MWD/ST para 0 MWD/ST, no es posible, por llevar a quemados negativos en las iteraciones de quemado de la simulación.
- 3. Calcular la diferencia entre K-blanco y K-aro.
 - de esta forma se calcula el "hot excess", que es el exceso de reactividad que tiene el combustible por sobre la reactividad blanco.
 - este exceso de reactividad se anula insertando barras de control.
 - * se toma la equivalencia de 1% de reactividad con 300 muescas de barra de control insertadas [1], [3].
- 4. De acuerdo al "hot excess" y el 1% de reactividad, se plantea el patrón de barras de control inicial para cada uno de los pasos de quemado.
 - se determina el número de muescas de inserción necesarias para controlar el exceso de reactividad.
 - las barras de control que se insertarán serán las correspondientes a la secuencia que se va a seguir.
- 5. Para el patrón inicial se define lo siguiente:
 - las barras periféricas del núcleo siempre estarán totalmente extraídas.
 - para cada secuencia, la localización de las barras a insertar en la misma posición, debe ser simétrica.
 - las más externas, de las que se moverán, deben ser poco profundas.
 - las más internas deben ser profundas.
 - de acuerdo a lo anterior se definen como:
 - a) barras poco profundas, son aquellas que se insertan entre 48 y 32 muescas.
 - b) las barras profundas tendrán su rango de movimiento entre 0 y 16 muescas de extracción.
- 6. La cantidad de muescas insertadas por barra de control se obtiene de la siguiente forma:
 - muescas insertadas = 48 - posición en muescas.
 - al tener simetría de un cuarto de núcleo:
 - * $muescas\ insertadas = 4 * (48 - posición\ en\ muescas)$.

- de acuerdo con la secuencia de que se trate, distribuir el número de muescas a insertar obtenidas del "hot excess", entre las barras que van a quedar insertadas:
 - a) la posición en muescas, se recomienda que sea entre:
 - * 10 o 12 para las profundas.
 - * 32 o 34 para las poco profundas.
 - b) se recomienda tener:
 - * 2/3 de las barras a mover sean profundas.
 - * 1/3 poco profundas.
7. Todo lo ya mencionado es aplicado a cada paso de quemado.
- para cada paso se presenta una secuencia de extracción diferente:
 - * secuencia inicial A-2, para los quemados de 0, 200, y 1000 MWD/ST.
 - * secuencia que continúa B-2, para 1000 (principio de paso), y 2000 MWD/ST.
 - * próxima secuencia A-1, para 2000 (principio de paso), y 3000 MWD/ST.
 - * secuencia B-1, para 3000, y 4000 MWD/ST.
 - * Se repite el orden de asignación de secuencias, A-2, B-2, A-1, y B-1 para los quemados faltantes del ciclo [tabla 1].

TABLA 1

PASO MWD/ST	SECUENCIA	PASO MWD/ST	SECUENCIA
0	A-2	5000	B-2
200	A-2	6000	B-2
1000	A-2	6000	A-1
1000	B-2	7000	A-1
2000	B-2	7000	B-1
2000	A-1	8000	B-1
3000	A-1	8000	A-2
3000	B-1	9000	A-2
4000	B-1	9000	B-2
4000	A-2	9145	ARO
5000	A-2		

8. Con 6. y 7. anteriores se propone el patrón inicial para el METODO RAPIDO.

9. Se emplea el patrón inicial en el simulador.
10. Se comparan los resultados con los valores blanco a cumplir.
 - el menor CPR con el MCPR blanco.
 - el mayor LHGR con el MLHGR blanco.
 - la keff con la keff blanco.
 - la POTENCIA RELATIVA en el nodo 3, con la del Haling en el nodo tres.
 - esto es para todos los pasos de quemado.
11. Cuando no se cumple con todos los blancos en todos los pasos de quemado.
 - se efectúa otra propuesta con los mismos pasos seguidos para el patrón inicial, y las siguientes reglas.
 - * insertar barra profunda en la posición del menor CPR.
 - * insertar barra poco profunda en la posición del mayor LHGR.
 - * insertar barra profunda para aproximar a los valores Keff blanco.
 - * insertar barra poco profunda para aproximar la forma de la curva de POTENCIA RELATIVA a la del Haling (nodo tres).
 - se itera hasta que se hayan cumplido con los blancos en la mayoría de los pasos de quemado.
12. Cuando se considera que se ha iterado muchas veces, y no se ha cumplido con los blancos de los pasos de quemado faltantes, entonces se usa el **METODO LENTO**.
 - se hace un seguimiento de la localización de los MCPR del comportamiento de los blancos no logrados, para optimizar su búsqueda.
 - del seguimiento salen nuevas propuestas de patrón.
 - se propone el patrón para un paso de quemado, si no cumple se vuelve a proponer otro patrón, para el mismo quemado, hasta lograr los blancos buscados.
 - se sigue de la misma forma con otro paso de quemado faltante.
 - se continúa así sucesivamente hasta lograr todos los blancos en todos los pasos de quemado.

III. RESULTADOS

Fue encontrado el patrón de barras, bajo la acción conjunta de ambos métodos, **RAPIDO** y **LENTO**.

- en ambos métodos, cada patrón depende de la historia de quemado del patrón anterior.
- es necesario analizar los CPR de las propuestas anteriores y de acuerdo con ese análisis proponer el patrón correspondiente a la siguiente iteración.

Las K-blanco [2] fueron proporcionadas desde 0 a 6000 MWD/ST. Para obtener las restantes hasta fin de ciclo, se interpoló con la k-blanco de 9145 MWD/ST (Haling). Las k-blanco obtenidas por interpolación lineal, no permiten que se logre alcanzar el delta-k a 9000 MWD/ST para la secuencia A-2. Las K-blanco vía interpolación cuadrática permiten alcanzar el delta-k [fig. 1].

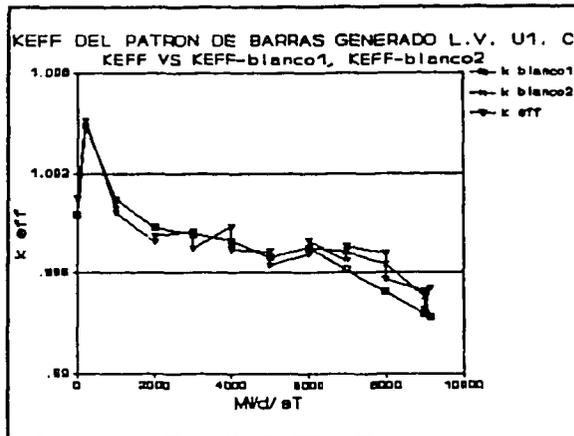


Figure 1.

El patrón de barras de control generado tiene un buen comportamiento general respecto de los blancos asignados [tabla 2].

Respecto a límites térmicos:

El MCPR [fig. 2], manifiesta mejor comportamiento que en el CMR (Cycle Management Report), ya que éste no cumple en algunos casos con el MCPR blanco.

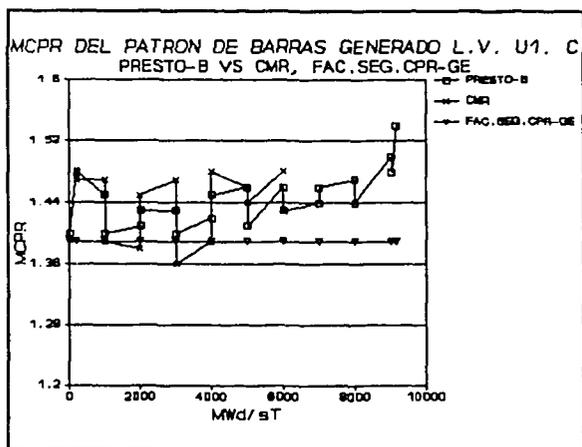


Figure 2

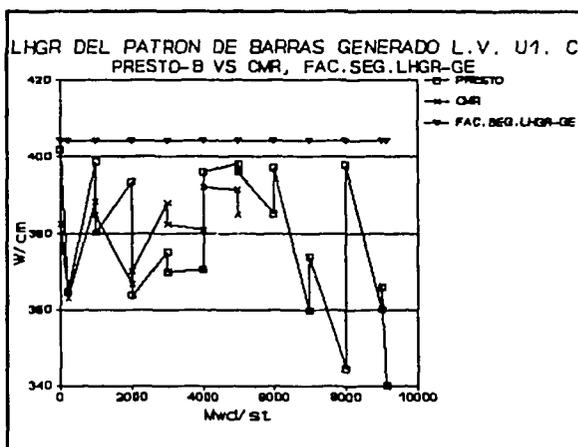


Figure 3

El LHGR [fig. 3], tiene un comportamiento similar al del CMR, y en ambos casos se cumple con el LHGR blanco.

La distribución de potencia en el nodo 3 tiene 9 blancos < 1.00 de un total de 21 [tabla 2]. Esto es, la forma de esas curvas no es la requerida.

TABLA 2

EXPOSICION MWD/ST	SEC	Keff blanco	Keff	delta-K <0.001	MCPR >1.39	MLHGR <404	POT N3
0	A-2	.99951	1.0005	.00099	1.40	401.82	0.90
200	A-2	1.0049	1.0052	.0003	1.48	364.75	0.99
1000	A-2	1.00043	.99992	.00051	1.45	398.64	0.85
1000	B-2		.99966	.00077	1.40	380.31	1.00
2000	B-2	.998745	.9979	.000847	1.41	393.34	1.19
2000	A-1		.99825	.00049	1.43	363.78	1.09
3000	A-1	.99836	.99849	.00013	1.43	375.09	1.16
3000	B-1		.99745	.00091	1.40	369.98	1.10
4000	B-1	.997935	.99878	.000845	1.42	370.53	1.12
4000	A-2		.99744	.000495	1.45	396.02	1.08
5000	A-2	.996955	.9973	.000345	1.46	398.14	1.12
5000	B-2		.99644	.00051	1.41	396.14	1.14
6000	B-2	.99752	.99713	.00039	1.46	385.15	1.05
6000	A-1		.99794	.00042	1.43	397.11	1.20
7000	A-1	.9973	.99673	.00057	1.44	359.69	0.94
7000	B-1		.99763	.00033	1.46	374.05	0.87
8000	B-1	.9965	.99719	.00069	1.47	344.46	0.93
8000	A-2		.99561	.00089	1.44	397.66	0.95
9000	A-2	.99455	.99489	.00034	1.50	360.11	0.78
9000	B-2		.99380	.00075	1.48	366.04	0.95
9145	ARO	.99335	.99505	.0017	1.54	340.11	1.09

IV. CONCLUSIONES

El uso combinado de ambos métodos, RAPIDO y LENTO, permite mayor rapidez y eficiencia que el uso exclusivo de uno solo de ellos.

Normalmente se presentan problemas para el logro del MCPR blanco en las secuencias B-1 y B-2, y es ahí donde el método LENTO fue de gran utilidad.

En ambos métodos, el patrón de cada paso de quemado depende de la historia de quemado del paso de quemado anterior.

Las distribuciones de potencia muestran un comportamiento similar al CMR [fig. 4], y se aproximan a la distribución Haling [fig. 4 y 5].

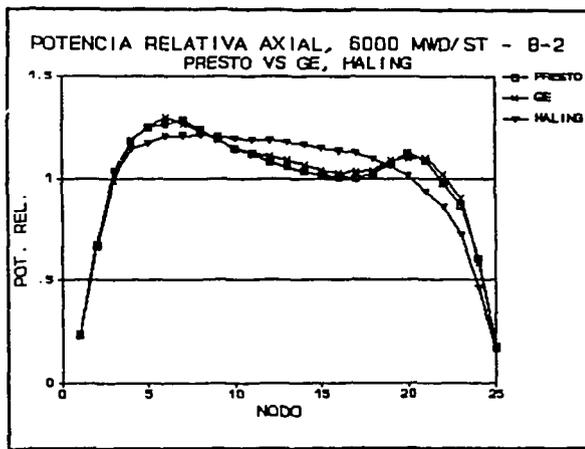


Figure 4

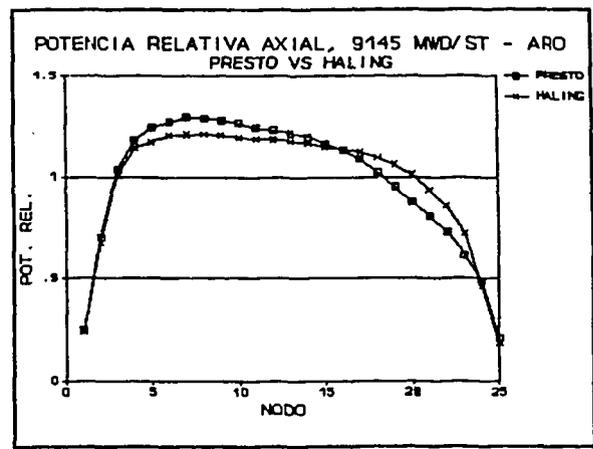


Figure 5

En la propuesta del patrón inicial, se puede optar por colocar las barras profundas en la posición 10 o 12 y las poco profundas en 34 o 40, con buena aproximación al uso del "hot excess".

V. REFERENCIAS

- 1.- Draft Technical Procedure, Control Rod Pattern Development. Prepared for CFE by Scandpower, Inc. John P. Rea, Scp, Inc.
- 2.- RP-GN/001/ININ-CFE/CN-DIN/89; Raúl Perusquía y George Naffah.
- 3.- Cycle Management Report, Ciclo 1; R. N. Anderson y G. Calleros M., Marzo 1987. General Electric Laguna Verde U1.
- 4.- JE-LS/0001/IIIE-DIN/CN-DIN/89; Jesús Esquivias M. y Luciano Sánchez H.
- 5.- Procedimiento para la Determinación del Patrón de Barras de Control del Reactor con el sistema FMS. Jesús Esquivias M.
- 6.- Automated Control Rod Programming in Boiling Water Reactor Cores; Wan-Li Zhong and J. Weisman, dec. 1983.
- 7.- Control Rod Pattern and Sequence Development Station Nuclear Engineering Manual, chapter 23; Nedo-24810, GE

ANALISIS DEL COMPORTAMIENTO DEL NUCLEO DEL REACTOR DE LA CNLV-U1 DURANTE LA EXTENSION DEL PRIMER CICLO DE OPERACION

Jesús Blanco Lara
Instituto de Investigaciones Eléctricas
Departamento de Energía Nuclear
Cuernavaca, Mor. A.P. 475

RESUMEN

A partir de una estimación del final del ciclo 1, se realiza el análisis del comportamiento del núcleo del reactor de la CNLV-U1 durante la extensión del primer ciclo de operación mediante la técnica de COASTDOWN en potencia. Se emplea el simulador nodal tridimensional PRESTO [1] para realizar el estudio correspondiente y se establece el modelo para representar al núcleo del reactor. Se obtiene la razón de disminución de potencia y el quemado alcanzado al final del COASTDOWN, así como el comportamiento de la distribución de potencia durante este período de operación.

INTRODUCCION

Los reactores BWR tienen la capacidad de continuar en operación aún después del final de ciclo, esto se logra permitiendo que la potencia se disminuya gradualmente durante el período de operación posterior al fin de ciclo. Esta característica permite cumplir con el calendario de recarga planeado aún cuando el reactor haya alcanzado el final de ciclo antes de la fecha programada, por otra parte permite extraer más energía del combustible que se va a reemplazar. La determinación de extender un ciclo de operación deberá considerar el impacto en los ciclos de operación subsecuentes, así como tener en cuenta las restricciones de seguridad y de licenciamiento de la planta.

En el caso de la CNLV-U1 su disponibilidad fue muy buena durante el primer ciclo de operación, por otra parte, el factor de carga fue muy alto ocasionando que el fin de ciclo se alcanzara antes de la fecha programada. De tal manera que para cumplir con el calendario de recarga ha sido necesario extender el ciclo mediante un COASTDOWN de potencia el cual se inició el 3 de julio de 1991.

Debido a que no se tenía programado realizar la extensión del primer ciclo de operación, no se conocía con certeza cual sería el comportamiento del núcleo del reactor durante esta etapa por lo que fue necesario realizar la simulación del COASTDOWN y determinar la razón de disminución de potencia del reactor así como la potencia y el quemado que se alcanzarían hasta la fecha de paro programada para el 31 de agosto de 1991.

El análisis que aquí se efectúa, parte de la estimación del final de ciclo obtenido en la referencia 2 mediante la trayectoria SEGUIMIENTO+HALING. Se eligió esta opción ya que considera mas del 60% de la historia de operación del reactor durante el primer ciclo.

METODO DE CALCULO

Para realizar la simulación del núcleo del reactor durante el COASTDOWN se efectuaron seis pasos de quemado de igual longitud (125 MWD/MT) y se disminuyó la potencia 5% en cada uno de ellos, de tal manera que se tuviera una disminución mensual de potencia del 15% ya que esta era la razón de disminución esperada por el fabricante.

Por otra parte el modelo del reactor se estableció de manera que se mantuvieron constantes, durante el COASTDOWN, la k_{eff} obtenida al final de ciclo 1 [2] y el flujo de agua de alimentación al 100%. Así mismo, se le dio de entrada al simulador la entalpia del agua de alimentación para que realizara el balance termohidráulico correspondiente en cada paso de quemado. Es importante destacar que en cada caso se efectuó un cálculo HALING con búsqueda de criticidad de tal forma que el simulador iterara hasta alcanzar la convergencia tanto en quemado como en la k_{eff} dada como entrada.

ANALISIS DE RESULTADOS

En la gráfica 1 se muestra la potencia térmica generada contra los días de operación y como puede observarse los puntos no se ajustan al comportamiento exponencial que se espera durante esta etapa de operación. Tratando de mejorar estos resultados, se ajustó en el simulador el criterio de convergencia ($10E-04$) para la k_{eff} , al realizar esto, básicamente se busca mantener lo mas cercana posible la k_{eff} durante el COASTDOWN al valor de k_{eff} dado de entrada. los resultados se muestran en la gráfica 2 en la cual se observa una mejoría notable de la potencia respecto al comportamiento exponencial esperado.

Con el objeto de encontrar un mejor ajuste en el comportamiento de la potencia durante el período del COASTDOWN se realizó un caso mas en el cual se modificaron los incrementos de quemado en cada paso, esto es, se tomaron de entrada los incrementos calculados por el simulador en el caso anterior donde se modificó el criterio de convergencia de la k_{eff} . Los resultados que se obtuvieron se muestran en la gráfica 3 observándose una mejor aproximación al comportamiento exponencial esperado. De esta gráfica se obtiene un período aproximado de 69 días para que el reactor alcance el 70% de la potencia nominal durante la extensión del ciclo 1.

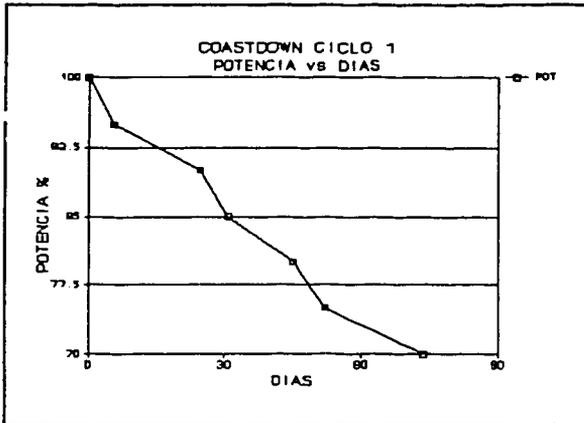


Figura 1: PASOS DE QUEMADO DE 125 MWD/MT

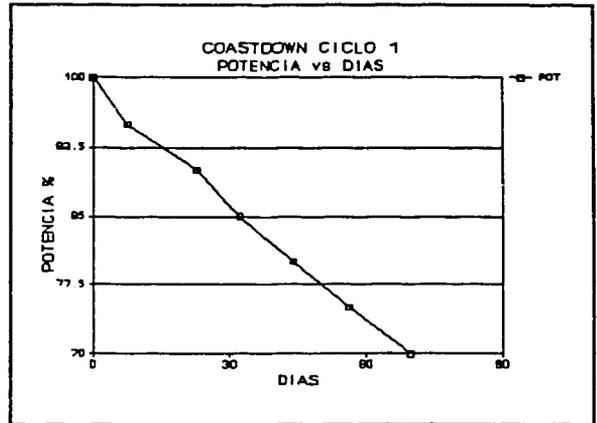


Figura 2: AJUSTE EN LA CONVERGENCIA DE LA k_{eff}

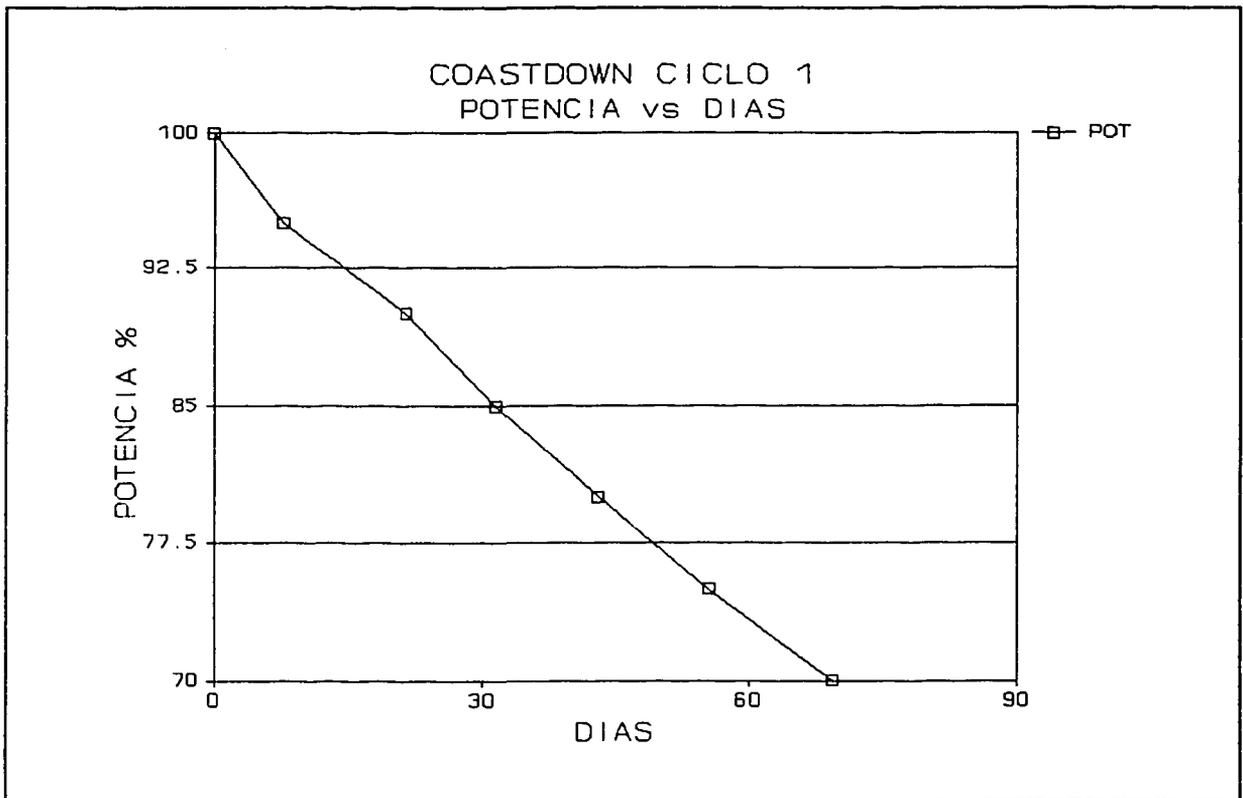


Figura 3: PASOS DE QUEMADO AJUSTADOS A PRESTO

En la tabla 1 se resumen los parámetros más importantes de cada uno de los casos realizados, resulta interesante observar en la última columna de esta tabla la razón de disminución de la potencia térmica con el tiempo de operación a partir del inicio del COASTDOWN, que se espera para la CNLV-U1 la cual será menor al 15% mensual, esta razón se determinó ajustando en cada caso los datos obtenidos a una recta.

Cabe destacar que la CNLV-U1 únicamente operará en COASTDOWN de potencia durante 57 días que abarcan del 3 de julio al 31 de agosto del presente año por lo que se realizó una estimación de la potencia que se alcanzaría hasta esta fecha así como del quemado total alcanzado, los resultados obtenidos se muestran en el último renglón de la tabla 1.

CASO	POTENCIA %	QUEMADO (MWD/MT)	DIAS TOTALES	TASA DE DISMINUCION
PASOS DE QUEMADO IGUALES	70	11264	71.07	12.28%
AJUSTE EN LA CONVERG. DE LA k_{eff}	70	11376	73.69	12.75%
PASOS DE QUEMADO AJUSTADOS A PRESTO	70	11306	69.35	12.87%
COASTDOWN DE 57 DIAS	74.3	11099	56.96	12.87%

Tabla 1.- Resultados obtenidos de los casos analizados

Por otra parte, en la gráfica 4 se muestra el comportamiento de la potencia durante el período del COASTDOWN y como se puede observar durante el período de extensión del ciclo la distribución de potencia se corre hacia la parte superior del núcleo, esto es un resultado esperado ya que durante este período de operación disminuye la generación de vacíos y por lo tanto hay mas moderación en esta región del núcleo por lo que se extrae mas energía de esta parte superior de los ensambles de combustible, por otro lado la parte inferior del núcleo, de la cual se extrajo la mayor parte de la energía durante la operación del reactor en el primer ciclo, contribuye en poco a la generación de potencia durante el período del COASTDOWN.

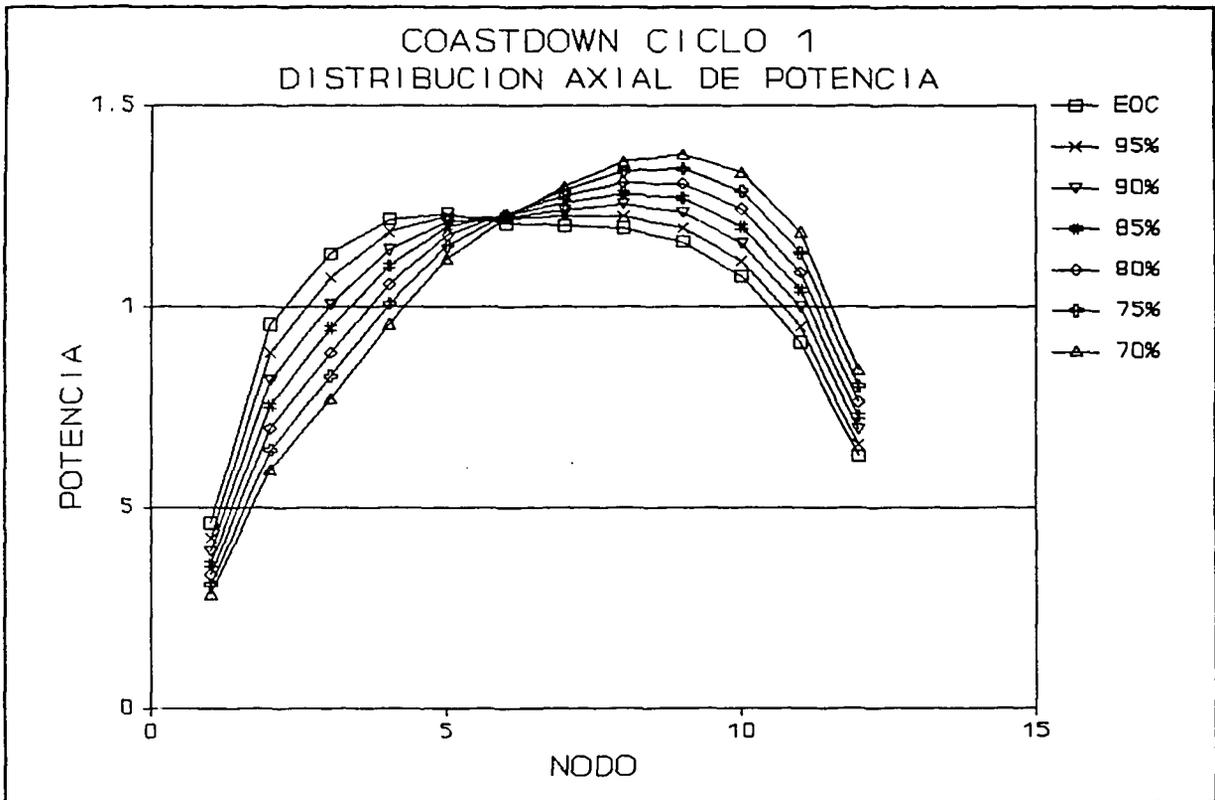


Figura 4: DISTRIBUCION DE POTENCIA DURANTE EL COASTDOWN

CONCLUSIONES

Se determinó la razón de disminución de potencia del reactor durante el período del COASTDOWN de potencia, esta resultó ser un poco menor que la esperada por un margen de 14.2%. Adicionalmente se encontró la potencia y el quemado que se alcanzarán hasta la fecha de paro programada para el 31 de agosto de 1991.

Por otra parte se obtuvo la distribución de potencia que se espera durante el período de COASTDOWN encontrándose que durante este fase de la operación del reactor la parte superior de los ensambles de combustible es la que mas se quema.

REFERENCIAS

- 1.- Scandpower "User Manual for PRESTO". FMS volumeII. Revisión 12. Diciembre 1989.
- 2.- J. Blanco Lara. "Proyección hacia el final del ciclo 1" 6F3/II/CN075/R2. 25 de Julio de 1991.

ESTUDIO DE MULTICICLOS PARA EL REACTOR DE LA CNLV U1 CON EL CODIGO FCS-II

José Luis Montes Tadeo
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Carlos C. Cortés Campos
Instituto de Investigaciones Eléctricas

RESUMEN

Se presenta un estudio de 20 ciclos de operación para el reactor tipo BWR de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde Unidad 1 (CNLV U1), realizado por el grupo de optimación del diseño de recargas por medio del código FCS-II, el cual es parte del paquete de cómputo del Sistema de Administración de Combustible (FMS); con los resultados obtenidos se evaluó parte de la información referente a un análisis de multiciclos, proporcionada por la Compañía General Electric (G.E.) a la Comisión Federal de Electricidad. Este estudio forma parte del proyecto interinstitucional de Administración de Combustible dentro del Núcleo para la CNLV, en donde las instituciones involucradas son el Instituto de Investigaciones Eléctricas y el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares bajo la dirección de la Comisión Federal de Electricidad.

1.0 INTRODUCCION

Como una parte importante del trabajo que debe realizar el grupo de optimación del diseño de recargas, está el de evaluar las propuestas dadas por el proveedor del combustible, por medio de lo cual se cumple un doble objetivo: la verificación de los cálculos realizados por el proveedor y la experiencia obtenida en los análisis de multiciclos. Así pues, los resultados de este estudio de multiciclos para el reactor BWR de la CNLV U1 realizado con el código FCS-II son comparados con el esquema de multiciclos propuesto por G.E. [1].

La razón de utilizar el código FCS-II estriba en el hecho de que es un código de investigación del ciclo de combustible por multiregiones, para cálculos macroscópicos del núcleo del reactor, ya sea en la dirección radial o axial; permite determinar el estado del reactor al final del ciclo (e.g.: quemado, densidad de potencia, reactividad, etc.) para un esquema de carga del combustible y condiciones de operación dados en un tiempo relativamente corto, por lo que una gran cantidad de esquemas previstos pueden ser analizados rápidamente. El programa se diseñó específicamente para estudios de investigación del ciclo de

batch¹; su solución por multiregiones permite estudiar el efecto de diversas distribuciones de combustible sobre la distribución de potencia y la reactividad del núcleo al final del ciclo y la optimización del ciclo del combustible se logra usando el enfoque de optimización secuencial ciclo por ciclo [2].

2.0 METODOLOGIA

A continuación se describe, en términos generales, el proceso seguido para obtener los resultados al realizar la simulación de 20 ciclos de operación del reactor BWR de la CNLV U1 utilizando el código FCS-II.

El código requiere un conjunto de datos de secciones eficaces como función del quemado, de los vacíos y del enriquecimiento principalmente para cada uno de los tipos de combustible utilizados en la operación del reactor que deben ser definidos previamente, el cual, es generado por el sistema ECLIPSE/RECORD/POLGEN del FMS [3]. Los datos de entrada que usa el código se dividen en los siguientes grupos: título e identificación del caso analizado, opciones y restricciones recomendadas para el reactor analizado; datos geométricos del núcleo; especificaciones del combustible; conjunto de datos nucleares; datos termohidráulicos; datos de operación; datos de costos; criterios de convergencia; y, por último, identificación del fin de caso analizado [2]. En cada uno de dichos grupos, se utilizan los datos recomendados por el código para realizar el análisis cuando son requeridos, los datos de operación de la planta de Laguna Verde y la información proporcionada por G.E. [1]. Para el ciclo inicial se da la información para todos los grupos de datos, para ciclos subsecuentes de análisis, basta con proporcionar los datos de aquellos grupos que varían con respecto al primer ciclo, los cuales son principalmente: la longitud del ciclo en días efectivos a plena potencia, el factor de capacidad de la planta, la potencia térmica nominal, la fecha de inicio de operación, las instrucciones de reacomodo, carga y descarga del combustible dentro del núcleo.

3.0 ANALISIS DE RESULTADOS

A continuación se muestra un resumen de los resultados obtenidos [4] que se compararon con los proporcionados por G.E., en la tabla 3.1 se muestra la comparación entre la exposición alcanzada en la simulación con FCS-II y la reportada por G.E. para cada ciclo de operación; en la tabla 3.2 se puede ver la cantidad de ensamblés, el enriquecimiento y el quemado por batch utilizado en los cálculos de FCSII y los reportados por GE; en las figura 3.1 se tiene el comportamiento del factor de multiplicación (k_{inf} y k_{eff}) en función

¹ Un número de ensamblés de combustible del mismo tipo (diseño mecánico y nuclear) introducidos en el reactor al mismo tiempo.

del quemado para los veinte ciclos de operación; y por último en la figura 3.2 se observa el comportamiento del factor de multiplicación infinito y la densidad de potencia radial al final del ciclo 2, este mismo comportamiento se observa para el resto de los ciclos.

NUMERO DE CICLO	NUM. DE ENSAMBLES		EXPOSICION (MWD/TU)	
	G.E.	FCS-II	G.E.	FCS-II
1	444	444	10075	10102
2	92	92	6200	6213
3	96	100	6234	6246
4	80	80	6148	6157
5	68	68	6187	6192
6	80	76	6206	6202
7	76	76	6213	6211
8	76	76	6228	6211
9	72	76	6225	6211
10	72	76	6229	6211

TABLA 3.1 Comparación de resultados para 10 ciclos de operación entre G.E. y FCS-II.

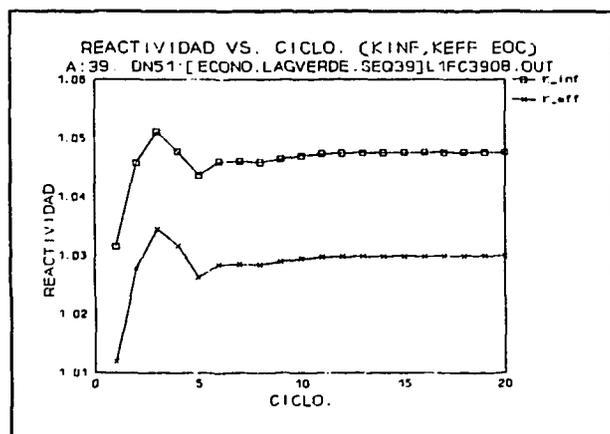


Figura 3.1 Reactividad (k_{inf} , k_{eff}) al final de cada ciclo de operación.

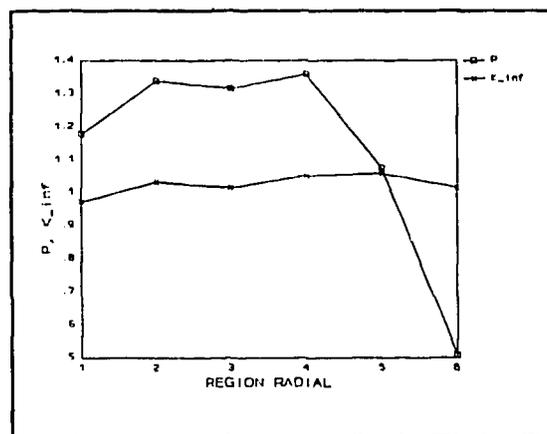


Figura 3.2 Distribución de potencia radial y reactividad al final del ciclo 2.

BATCH	NUM. DE ENSAM.		ENRIQUEC. (%U ²³⁵)		QUEMADO (MWD/MT)	
	GE PROFCY	FMS FCSII	GE PROFCY	FMS FCSII	GE PROFCY	FMS FCSII
1	68	68	0.711	0.711	3645	4877
2	96	96	1.76	1.851	19131	18870
3	280	280	2.19	2.324	23011	24532
4	40	40	3.03	3.275	35388	35085
5	52	52	2.79	3.091	34516	34502
6	44	52	3.03	3.275	35768	36632
7	52	48	2.79	3.091	34166	34007
8	48	68	3.03	3.275	37134	37098
9	32	12	2.79	3.091	35829	35173
10	40	44	3.03	3.275	37204	36881
11	28	24	2.79	3.091	35140	34707

TABLA 3.2 Comparación de resultados de exposición por batch para cinco ciclos entre GE y FCS-II.

4.0 CONCLUSIONES

Del análisis realizado se concluyó que la información proporcionada en las tablas del reporte [1] para las recargas difiere de la de los mapas de quemado en la cantidad de ensambles de combustible para un mismo enriquecimiento, como se muestra en la tabla 3.2, por lo que se llegó a la conclusión de que G.E. había proporcionado información para dos análisis de recargas diferentes haciendo referencia a uno solo.

Como se observa en las tablas 3.1 y 3.2, existen diferencias en el número de ensambles que son cargados en los ciclos 3, 6 y 9, lo que implica diferencias en la longitud del ciclo alcanzada, las diferencias observadas en los demás ciclos pueden ser atribuidas en parte a la historia de quemado de los ensambles y a las diferencias en el enriquecimiento de los batches de combustible para G.E. y FCS-II, en donde la razón de tal diferencia, estriba en que el banco utilizado para FCS-II se formó para las celdas de combustible representativas para cada tipo de combustible, las cuales tienen un enriquecimiento mayor a las celdas de combustible promedio utilizadas en los cálculos de General Electric.

5.0 REFERENCIAS

- [1] Reference GE9B Fuel Cycle for Laguna Verde, DTW90040, February 20, 1990.
- [2] User Manual for FCS-II, FMS volume II, ScandPower A/S, T.O. Saunar, S.E. Wennemo, O. Reyes, May 30, 1989.
- [3] Reporte General de Formación del Banco de Datos del Combustible de la Carga Inicial del Reactor de L. V. U-1, Carlos Torres Alvarez, Noviembre 8, 1989.
- [4] Reporte 6F3/IV/CN039/91/R1, Análisis de Multiciclos con Datos de G.E. para el Reactor de Laguna Verde Unidad 1, Carlos C. Cortés Campos, José L. Montes Tadeo, Marzo 4, 1991.

**EVALUACIÓN DEL IMPACTO DE LA OPERACIÓN ACTUAL DE LA CNLV DURANTE
EL CICLO 1, LOS EFECTOS SOBRE CICLO 2 Y 3, Y EL ANÁLISIS DE
ALTERNATIVAS DE RECARGA DEL CICLO 3.**

Héctor Ocampo Mansilla	Juan Luis Francois L.
Jesús Blanco Lara	Carlos Cortés Campos
Jesús Esquivias Montoya	José Luis Esquivel Torres
Cecilia Martín del Campo M.	José Luis Montes Tadeo ***
Luciano Sánchez Herrera **	Carlos Torres A. **

INSTITUTO DE INVESTIGACIONES ELECTRICAS
Departamento de Energía Nuclear
Interior Internado Palmira AP 475
62000 Cuernavaca, MOR., México

** CFE/ Depto. de Gestión de Combustible *** ININ/Sistemas Nucleares

RESUMEN

Se presenta el análisis del ciclo 3 de la unidad 1 de la central nucleoelectrónica de Laguna Verde para estudiar el impacto del efecto de quemado por las pruebas de arranque, la operación del ciclo 1 con coastdown, y del ciclo 2 también con coastdown. Se analizaron los esquemas de fracción de recarga propuesta por General Electric (GE) con el efecto del coastdown. Del valor inicial de diseño de 100 ensambles para el ciclo 3, GE está proponiendo aumentar dicha fracción de 112 a 120 ensambles. Esto impacta en el costo del tercer ciclo y el propósito del estudio es analizar alternativas con combustible de mayor enriquecimiento en U_{235} para minimizar el número de ensambles en dicha recarga. Los análisis realizados muestran que los diseños propuestos por GE no cumplen con la energía requerida propuesta para el ciclo, aún usando en la recarga únicamente combustibles de 3.03% de enriquecimiento. Se propone así mismo enriquecer hasta 3.25% el combustible para cumplir con la demanda de energía con un mínimo de ensambles.

I. INTRODUCCION:

La Unidad 1 de la Central Nucleo-eléctrica Laguna Verde (CNLV) está entrando en la fase de terminación del primer ciclo de operación. El desempeño de este primer ciclo ha sido bastante adecuado pero el combustible ha sido quemado más allá de lo planeado ya que las pruebas de puesta en operación contribuyeron a disminuir la longitud del primer ciclo. Para cumplir con las fechas de recarga y mantenimiento planeadas, el reactor tiene que ser operado con alguna de las técnicas de alargamiento de ciclo tales como las llamadas "coastdown" ^[1] y "spectral shift" ^[2].

Esta maniobra impacta en la operación de los ciclos subsecuentes ya que el combustible fresco de la primera recarga (ciclo 2), estando ya definido, y el combustible remanente de la primera, más quemado que el planeado, hacen que la energía disponible para el 2do. ciclo no sea la esperada. Esto implica que también se tendrá que realizar el alargamiento del ciclo 2 para cumplir así mismo con las fechas programadas de recarga. En la Tabla 1 ^[3] se presenta el plan de utilización de energía de la unidad 1 de la CNLV. El análisis del tercer ciclo (segunda recarga), es el objeto del estudio presentado en este reporte. El estudio analiza la factibilidad del plan de recarga propuestas por General Electric (GE) para los ciclos 2 y 3.

El Grupo Interinstitucional para la Administración de Combustible (CFE/IIE/ININ) formado por el Departamento de Gestión de Combustible (DGC) y la Jefatura de Análisis Nucleares (JANYA) de Ingeniería/Soporte Técnico de la Comisión Federal de Electricidad (CFE), el Departamento de Energía Nuclear (DEN) del Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE) y del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), bajo un Programa Nacional Global de Desarrollo, establecieron un grupo de actividades para analizar este problema y que consiste en:

1. Cálculos de simulación estática en los 3 primeros ciclos de operación de la CNLV empleando información de diseño de GE y de operación.
2. Cálculos de análisis para la implementación, al principio del ciclo 3, de alternativas de recarga empleando un diseño más enriquecido que el combustible GE9B-P8CWB303.

TABLA 1: Plan de Utilización de energía para la Unidad 1 de la CNLV.

C#	FECHAS			ENERGIA (MWD)			
	Inicio	Inicio	Fin de oper.	Diseño	Real Nom	CDWN *	TOTAL
1	881105	910705	910831	818939	796544	89979	886523
2	911101	920630	920815	501310	429975	77100	507075
3	921014	920816	930831	493331	543615	27082	570697

CICLO No.

* Coastdown.

TABLA 1: (continua)

CICLO	DIAS DE OPERACION		
	NOMINAL	COASTDOWN	TOTAL
1	972	57	1029
2	242	46	288
3	306	15	321

El grupo CFE/IIE/ININ cuenta con el paquete de códigos para la administración de combustible llamado FMS¹, herramienta que es utilizada en el análisis que se describe. Los códigos fundamentales para el análisis son:

- a) ECLIPSE^[4] y RECORD^[5] para la generación de datos nucleares del reactor; con los cuales se generaron constantes nucleares para los ciclos 1, 2 y 3 con los tipos de combustible que GE está proponiendo (GE5 y GE9B). Se obtuvieron también datos nucleares para un esquema de combustible tipo GE9B-P8CWB303 de mayor enriquecimiento, 3.25 % de U₂₃₅;
- b) PRESTO^[6], MD-2^[7] y MD-1^[8] para el análisis estático del comportamiento del reactor; y

¹ Fuel Management System: paquete de códigos de computadora digital de la compañía ScandPower Inc.

c) FCS-II ^[9] para la optimización de las recargas.

Con estos dos últimos grupos, b) y c), de códigos se crearon archivos básicos para los ciclos 1, 2 y 3 con las condiciones de frontera necesarios en cada caso. Se analizaron esquemas de cálculo para el coastdown y, finalmente, se analizó en el ciclo 3, las fracciones de recarga propuestas por GE y el impacto de mayor enriquecimiento.

II. METODOLOGIA:

Para determinar las condiciones iniciales (llamadas BOC) del Ciclo 3 se utilizaron cuatro esquemas de cálculo que se indican como casos A, B, C y D. Estos se describen brevemente a continuación:

CASO A: Cálculos en el ciclo 1 y 2 con coastdown y datos de diseño de cada ciclo, buscando cumplir con las fechas presentadas en la Tabla 1.

CASO B: Cálculos considerando datos del quemado real en el seguimiento de operación del ciclo 1 hasta 6200 MWD/T, y posteriormente calcular la reactividad para llegar al EOC-1 con las condiciones más reales de la central. Se calcula el coastdown para cumplir las fechas programadas (ver Tabla 1).

CASO C: Cálculos considerando el CASO B en el seguimiento y llegar al EOC-1 siguiendo los patrones de barra del Suplemento del CMR C-1 proporcionado por GE ^[10].

CASO D: Cálculos de los ciclos 1 y 2 con datos al 100%, diseño de longitud de quemado convencional, y sin considerar coastdown.

Los cuatro casos se plantearon para cumplir con requisitos de análisis de diferentes actividades planeadas para el ciclo 1, verificar datos y cálculos proporcionados por GE y tener condiciones más realistas para el ciclo 3. El CASO D, diseño, sirvió para poder fácilmente llegar al ciclo 3, vía haling en ciclo 1 y 2 y poder explorar la factibilidad de formar combustible con mayor enriquecimiento usando datos similares al de los GE9B y elaborar cálculos con PRESTO verificando límites térmicos y diagramas de recarga. El límite térmico fundamental es la razón de generación lineal de calor, LHGR (de sus siglas en inglés) ya que la razón de potencia crítica (CPR, de sus siglas en inglés) se evalúa con los factores R correspondientes al combustible más enriquecido GE9B-P8CWB303 del ciclo 2 y no los datos actuales que corresponderían para el nuevo diseño propuesto. Después de esta verificación se realizaron los cálculos en el Ciclo 3 considerando los CASOS A, B y C.

El comportamiento del Ciclo 1 es el esquema fundamental de análisis para definir los siguientes ciclos. La actividad más relevante es entonces, simular con PRESTO el seguimiento de la operación real del reactor para tener un modelo más realista del quemado del combustible, su potencia, etc. El seguimiento se realizó hasta el quemado de 6200 MWD/T (31 enero 91), por ser esta la fecha más actualizada de los P1 de la computadora de proceso de

la CNLV que el grupo CFE/IIIE/ININ posee. Desde ese punto se realizó una proyección hasta el fin de ciclo (quemando hasta 9961.0 MWD/T). Posteriormente se simula el coastdown ² buscando cumplir las condiciones presentadas en la Tabla 1 anterior.

El análisis del Ciclo 2 se realizó usando cálculos con coastdown del Ciclo 1, así como con condiciones de diseño del mismo. El cálculo del fin de ciclo 2 se realizó por medio de un haling para luego evaluar el coastdown, tal como se menciona en la Tabla 1.

Para el Ciclo 3 se consideró la energía requerida presentada en la Tabla 1 (543615 MWD). De acuerdo a ella, se estudiaron las fracciones de recarga propuestas por GE para los enriquecimientos propuestos. Se preparó también un diseño preliminar de mayor enriquecimiento para estudiar su impacto en las fracciones de recarga propuestas, explorando límites de operación. Diagramas de interrelación y de actividades se presenta en las Figuras 1, 2 y 3.

III. RESULTADOS:

Los análisis efectuados muestran que:

- a) La longitud del Ciclo 3 con 100 ensambles no puede ser alcanzado (propuesta inicial de GE) por el impacto de la operación del Ciclo 1 y el coastdown en los Ciclos 1 y 2, como se muestra en las Tablas 2 y 3.
- b) Incrementando solamente la fracción de recarga a 116 ensambles frescos propuestos por GE, se estaría muy cercano a la longitud del ciclo de diseño, por los mismos efectos de operación y coastdown mencionados arriba. El Ciclo 3 quedaría corto de 9 a 10 días aproximadamente. Lo cual implica que probablemente se tendría que aumentar el número de ensambles frescos (de 116 a 120).
- c) Ambos casos no satisfacen la energía real nominal del ciclo 3, como se muestra en las Tablas 3 y 4.
- d) Considerando combustible de mayor enriquecimiento sobre la base del diseño del G9B, se encontró en forma preliminar, que con 116 ensambles, 32 con enriquecimientos de 2.80% y 84 de 3.25%, se puede alcanzar la energía real nominal propuesta (Tabla 1). Este diseño muestra un comportamiento adecuado de límites térmicos para el MLHGR de aproximadamente de 390 w/cm y un MCPR de 1.55³. Esto se muestra en la Tabla 5.

² operación que consiste básicamente en dejar al reactor operando, permitiendo una disminución gradual de la potencia, con flujo de refrigerante constante a 100%, hasta llegar a la fecha propuesta de terminación del ciclo.

³ El CPR es calculado con la correlación GEXL estándar. Se estima que el valor real con la GEXL-PLUS deberá cumplir también con los límites de diseño.

TABLA 2: RESULTADOS DEL ANALISIS DE LOS CICLOS 1 Y 2 PARA EL IMPACTO EN EL CICLO 3.

CICLO	CASO	CALCULO	MWD/T ACUMULADA	MWD/T INCREMENTAL	POT (%)	DEPP *	DIAS REALES
1	A	HLG EOC	9758.7	0.	100	410.4	
1	B	SEG+HLG	9961.6	0.	100	478.4	
1	C	SEG+PB #	10076	0.	100	483.2	
1	A	CDWN	10921	1162.3	74.6	47.8	57
1	B	CDWN	11099	1137.4	74.3	48.8	57
1	C	CDWN	11266	1189.5	73.5	47.3	57
2	A	HLG	15012	5345.3	100	224.1	
2	B	HLG	15068	5250.6	100	220.2	
2	C	HLG	15114	5158	100	216.3	
2	A	CDWN	15978	966.3	82.1	40.5	46.3
2	B	CDWN	16043.1	975.1	82.1	40.9	46.7
2	C	CDWN	16093.4	979.4	82.1	41.1	47

* DIAS EFECTVS/PLENA POTENCIA

SEGUIMIENTO CON B/CNTRL C-1

TABLA 3: ANALISIS EN EL CICLO 3 CON FRACCIONES DE RECARGA DE 100 Y 116 ENSAMBLES FRESCOS.

No. Ensemb.	CASO	CALCULO	MWD/T ACUMULADA	MWD/T INCREMENTAL	POT (%)	DEPP
100	A	HLG	17100	5489	100	229.5
100	B	HLG	17119	5463.6	100	228.4
100	C	HLG	17137	5446.6	100	227.7
116	A	HLG	16701	5912	100	247
116	B	HLG	16734	5886.4	100	246
116	C	HLG	16764	5877.6	100	245.6

TABLA 4: ANALISIS DE RECARGA CON 116 ENSAMBLES CON COMBUSTIBLE G9B (3.03% Y 2.8% U-235).

CASO	LOG. CICLO MWD/T	MLHGR (w/cm)	MCPR	MRAPLHGR
32 de 2.80% 84 de 3.03%	6385	397.8	1.57	0.583
116 de 3.03%	6560	411	1.49	0.587

TABLA 5: ANALISIS DE RECARGAS QUE SATISFACEN LA ENERGIA REAL NOMINAL CON COMBUSTIBLE DE MAYOR ENRIQUECIMIENTO (3.25 Y 280 % U-235).

CASO	LOG. CICLO MWD/T	MLHGR (w/cm)	M CPR	MRAPLHGR
B	6752	389.9	1.55	0.574
C	6737	390.9	1.55	0.574
D	7435	374.7	1.58	0.573

IV. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES:

El análisis realizado demuestra que es posible utilizar con éxito el paquete de códigos del FMS. Estos cálculos se hicieron con información que en su gran mayoría es de diseño, tanto de la unidad como del combustible. Entonces, para que los cálculos sean más precisos, algunos cambios son recomendables. Primero se debe de tener el seguimiento de operación del Ciclo 1 actualizado hasta el fin de operación incluyendo el coastdown de la central. Con estos datos de planta, no de diseño, se podrá tener datos realistas para empezar el análisis del siguiente ciclo. Para el Ciclo 2 se deberán actualizar los cálculos con el "Cycle Management Report C-2" que GE está por entregar a la Comisión. Con esta información actualizada, el diseño y análisis del Ciclo 3 será más adecuado.

Por otro lado, el FMS cuenta en la actualidad con la correlación GEXL estándar para el cálculo del CPR. Para los nuevos combustibles como el GE9B es necesario que se use la correlación GEXL PLUS para que el análisis del CPR sea el correcto en todas las recargas que se use dicho combustible. Deberá encontrarse una metodología en donde sea posible generar los factores R para combustibles tipo GE9B-P8CWB303, por ejemplo, y de mayor enriquecimiento para poder realizar diseños de combustibles. Debido a la necesidad de dar apoyo a la operación de la CNLV y de proporcionar información de operación de ciclos futuros, es conveniente realizar actividades de análisis con nuevos combustibles buscando cumplir con los planes de operación de la CNLV.

V. REFERENCIAS:

- 1 H.W. Graves Jr.; Nuclear Fuel Management; John Wiley & Sons, New York, USA, 1979.
- 2 BWR Spectral Shift; Recopilado por G.C. Hopkins; General Electric Company UC-78 DRF. No. A00-710, abril 1981.
- 3 Oficio de Comisión Federal de Electricidad No. RFG/425/91; 31 de mayo, 1991.
- 4 R.J.J. Stamm'ler, S. Borresen; User Manual for ECLIPSE FMS Volume II; Scandpower A/S, agosto 1986.
- 5 T. Skardhamar, J.P. Halbritter y S. Borresen; User Manual for RECORD FMS Volume II; Scandpower A/S, diciembre de 1989.
- 6 S. Borresen, L. Mober; User Manual for PRESTO-B FMS Volume II; Scandpower A/S, 1987.
- 7 S. Fantoft, J. Haugen; User Manual for MD-2 FMS Volume II; Scandpower A/S, noviembre de 1986.
- 8 H. Finnvik, G.E. Fladmark; User Manual for MD-1 FMS Volume II; Scandpower A/S, junio de 1987.
- 9 T.O. Sauer, S.E. Wennemo, O. Reyes; User Manual for FCS-II FMS Volume II; Scandpower A/S, 1985.
- 10 J.L. Casillas; Cycle Management Report - Supplemental I; General Electric Company 23A6544 Rev. 0, Febrero 13 de 1991.

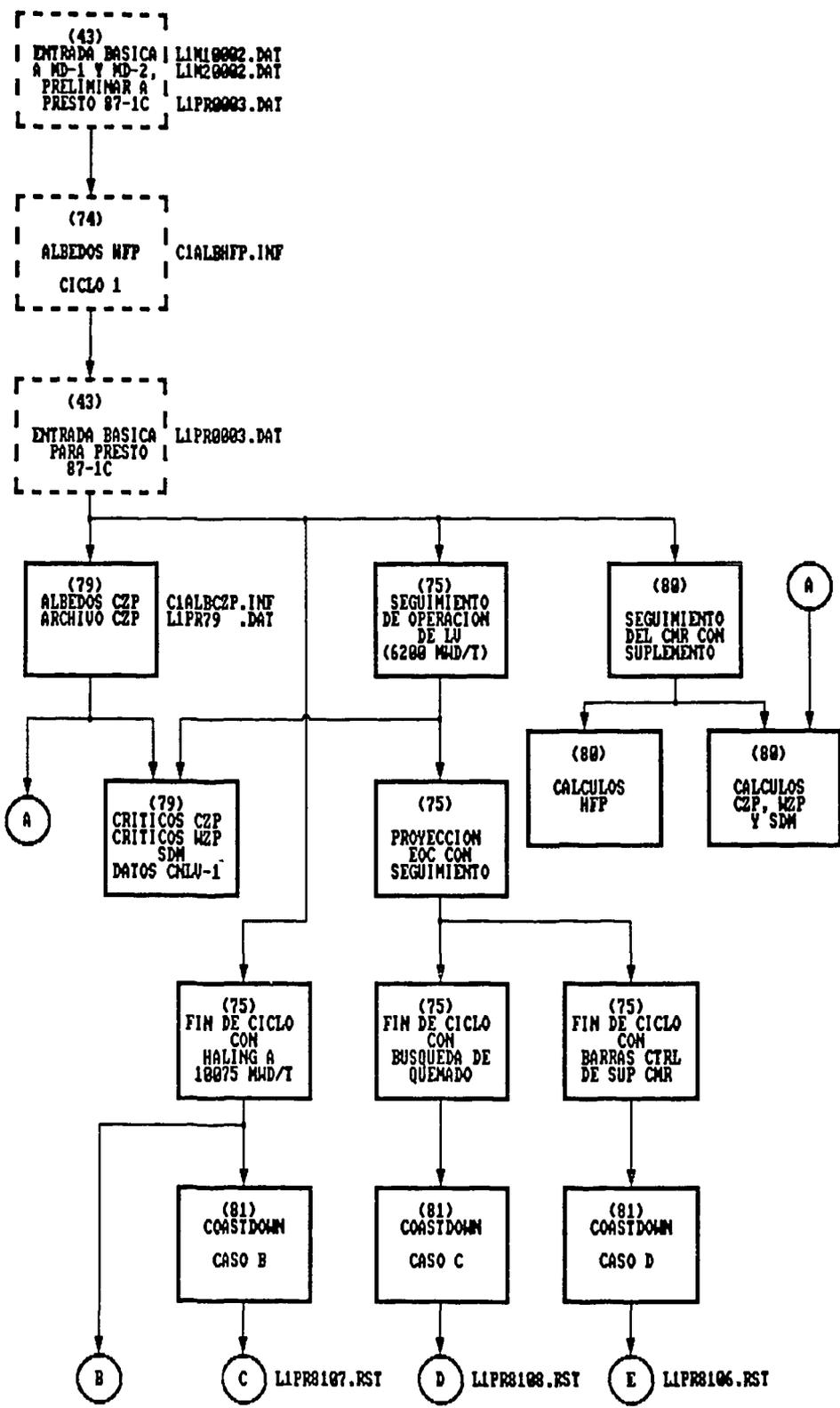


FIGURA 1: ACTIVIDADES EN CICLO 1

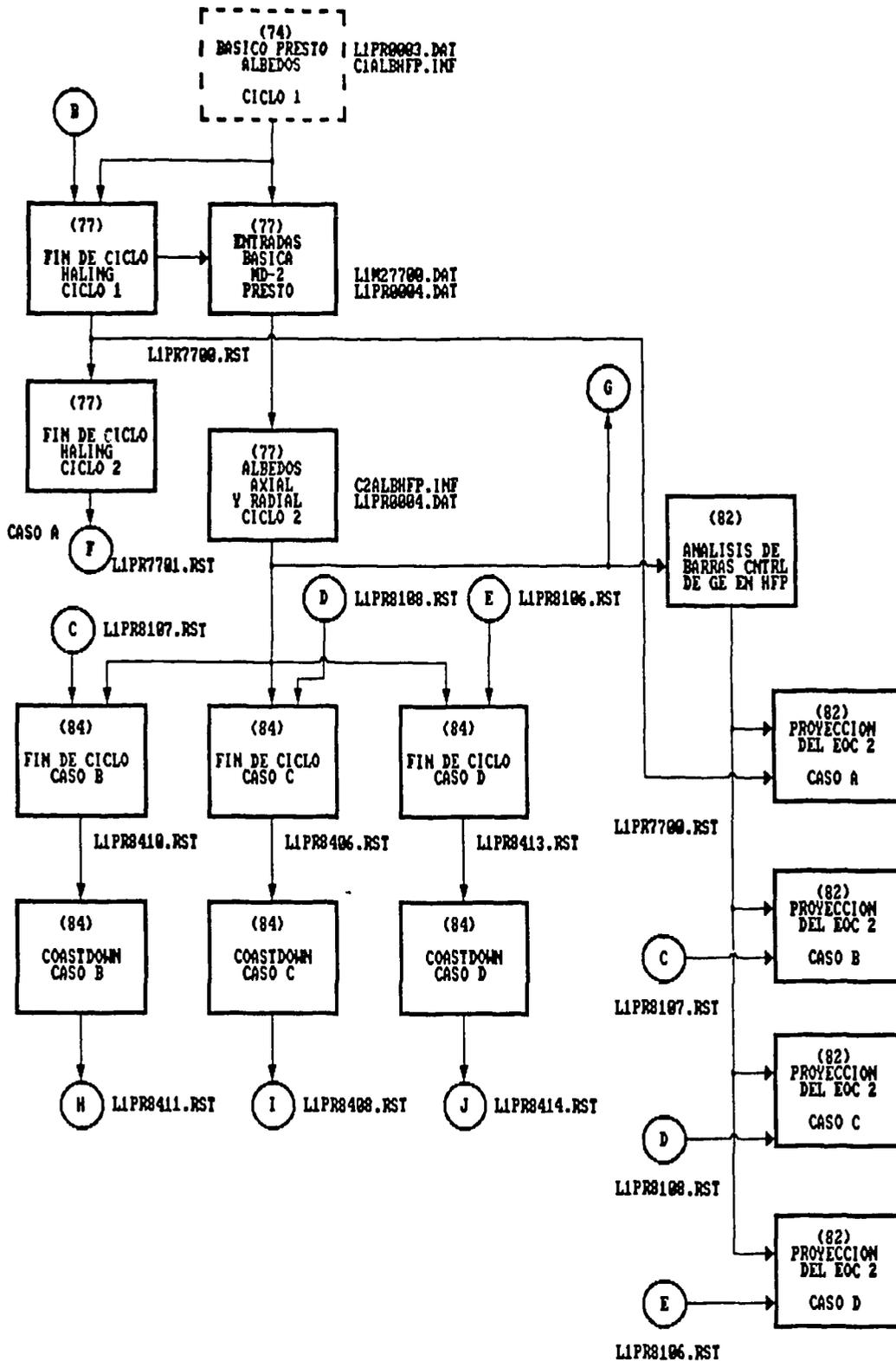


FIGURA 2: ACTIVIDADES EN CICLO 2

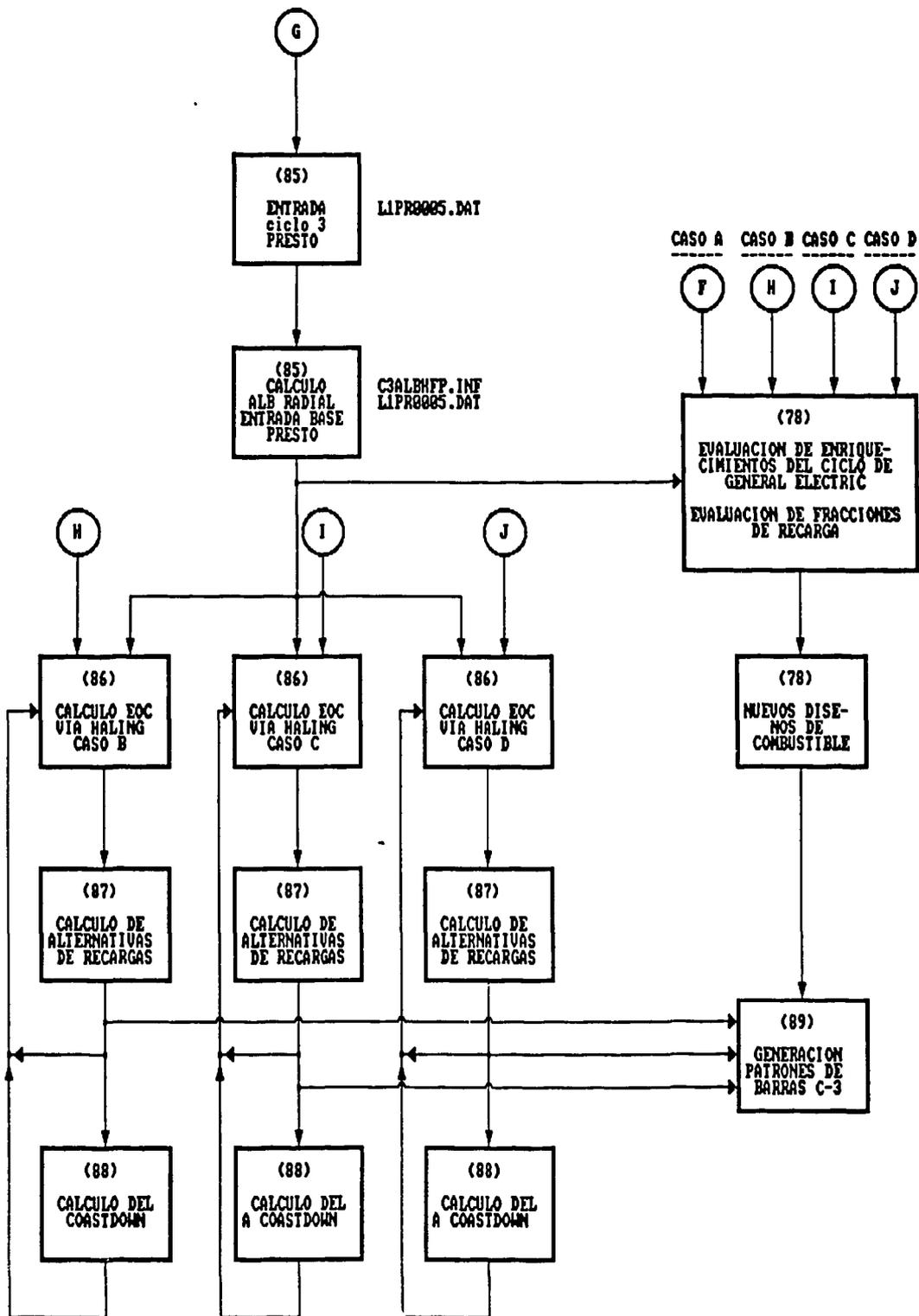
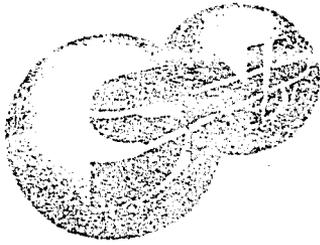


FIGURA 3: ACTIVIDADES EN CICLO 3



**Sociedad Nuclear
Mexicana A. C.**

Segundo Congreso Anual

**Lunes 18
SESION II
Sala 1**

17 al 19 de noviembre de 1991
Instituto Tecnológico de Veracruz
Veracruz, Ver.

**NEXT PAGE(S)
left BLANK**

FACTIBILIDAD DEL USO DE DOSIMETROS TERMOLUMINISCENTES DE $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$
PARA DETERMINAR LA DOSIS Y EL TIEMPO TRANSCURRIDO EN EL
CASO DE UNA IRRADIACION ACCIDENTAL

J. Azorín¹, C. Furetta², A. Gutiérrez

¹Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Salazar, Edo. de México

²Università degli Studi di Roma "La Sapienza"
Roma, Italia

R E S U M E N

Se investigó la factibilidad de usar dosímetros termoluminiscentes (DTL) de $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ desarrollados en el ININ, para determinar simultáneamente la dosis y el tiempo transcurrido después de la irradiación. Se utilizó un método basado en el comportamiento de la curva TL mediante el análisis de las razones de las áreas y los picos TL.

Los resultados muestran que la utilidad del $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ se limita a períodos relativamente cortos, menores de 12 días, después de la irradiación.

1. INTRODUCCION.

La tendencia mundial en dosimetría personal es hacia el reemplazo gradual de los dosímetros de película por dosímetros termoluminiscentes (DTL) debido a que las características de estos últimos, los hacen más apropiados para este propósito. Una ventaja adicional de los DTL sobre los dosímetros de película es su potencial para la estimación en forma simultánea de la dosis y el tiempo transcurrido después de una irradiación accidental.

Esta información es importante en la práctica de la seguridad radiológica, ya que será de utilidad para propiciar la intervención oportuna y adecuada de los servicios médicos, en el caso de un accidente radiológico⁽¹⁾, de acuerdo con lo establecido en la publicación ICRP No. 28 "Principios y procedimientos generales para el manejo de emergencia de trabajadores expuestos accidentalmente".

En este trabajo se analiza el comportamiento de la curva TL, con respecto a la dosis, a la energía de la radiación, a la temperatura ambiente y al tiempo transcurrido después de la irradiación, con el propósito de estudiar la factibilidad de usar DTLs de $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ para determinar simultáneamente la dosis y el tiempo transcurrido después de la irradiación.

2. DESCRIPCION DEL METODO.

El método consiste esencialmente en estudiar el comportamiento de la curva termoluminiscente⁽²⁾ ($\overline{\text{TL}}$), ya que sabemos que existe un cierto desvanecimiento de la respuesta TL. De acuerdo con los modelos para explicar el fenómeno de termoluminiscencia (TL) el desvanecimiento de la señal es causado por transiciones radiativas y no radiativas de los portadores de carga (electrones y agujeros). Así, el desvanecimiento de los portadores de carga en las trampas más profundas (picos de alta temperatura en la curva (TL) será menor que el de los portadores en las trampas menos profundas (picos de baja temperatura). Por lo tanto, la razón de las áreas o de las alturas de los picos TL será una función del tiempo transcurrido después de la irradiación, el cual podrá ser estimado por medio de estas razones.

Para establecer el método teórico, se considera un material TL ideal cuya curva TL presenta dos picos bien separados a temperaturas T_1 y $T_2 > T_1$ como el de la figura 1. La rapidez de decaimiento del pico puede relacionarse con la vida media del electrón en su correspondiente trampa, considerando el modelo de Randall-Wilkins⁽³⁾ para primer orden y Garlick-Gibson⁽⁴⁾ para segundo, en la forma siguiente:

$$\tau = s^{-1} \exp(E/kT) \quad \text{primer orden} \quad (1)$$

$$\tau^* = (s'n_0)^{-1} \exp(E/kT) \quad \text{segundo orden} \quad (2)$$

donde:

s = factor de frecuencia (s^{-1})

s' = factor pre-exponencial ($m^3 \cdot s^{-1}$)

n = concentración inicial de cargas atrapadas (m^{-3})

E = Energía de activación (profundidad de la trampa) (eV)

k = constante de Boltzmann ($eV \cdot K^{-1}$)

T = temperatura (K)

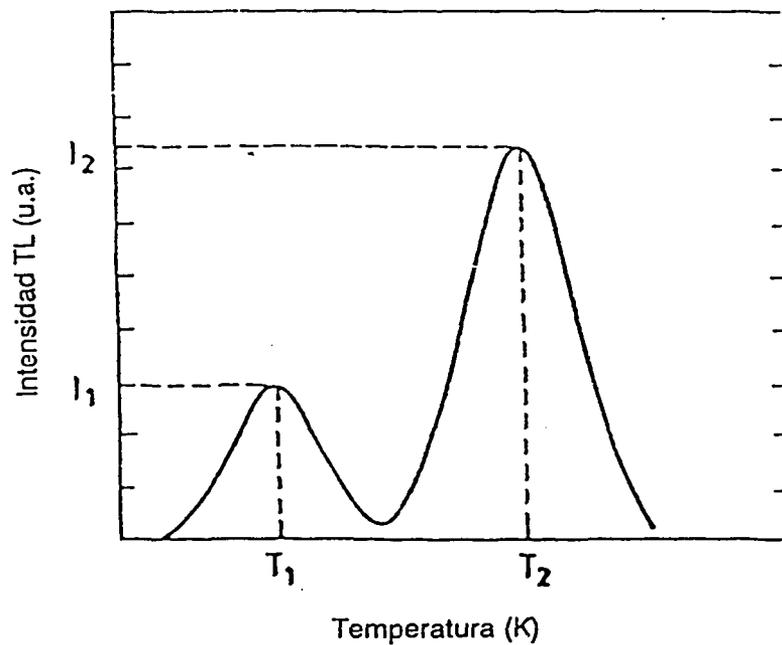


Fig. 1 Curva TL típica usada como referencia para el modelo matemático

En este modelo, el pico de baja temperatura se considera que tiene una vida media variable mientras que el pico de alta temperatura es estable.

La hipótesis de trabajo considera tanto la radiación ambiental de fondo como la irradiación accidental la cual puede considerarse como instantánea comparada con la primera.

La irradiación accidental ocurre a un tiempo bien definido después del instante cero. Este momento cero se define convencionalmente como el instante en que termina el tratamiento térmico de borrado y comienza el experimento.

Considérese $I(t)$ como la luz emitida entre t y $t + dt$ y $\phi(t)$ la cantidad total de luz emitida. Entonces:

$$\phi(t) = \int_0^t I(t)dt$$

Partiendo de:

$$\frac{dn}{dt} = -sn \exp(-E/kT) \quad \text{primer orden}$$

$$\frac{dn}{dt} = -s'n^2 \exp(-E/kT) \quad \text{segundo orden}$$

y considerando que:

$$I(t) \propto - \frac{dn}{dt}$$

Se obtiene:

$$\phi = \phi_0 \exp(-t/\tau) \quad \text{primer orden} \quad (3)$$

$$\phi = \phi_0 (1 + t/\tau^*)^{-1} \quad \text{segundo orden} \quad (4)$$

Estas ecuaciones describen el pico TL que resulta de una irradiación instantánea al tiempo $t = t_i$ donde ϕ_0 es el área del pico al tiempo $t = 0$.

En nuestro modelo la exposición instantánea está sobrepuesta a una señal de fondo continua B (irradiación ambiental) de tal manera que:

$$\phi = \alpha \overset{\circ}{B} \tau \left[\exp(-t/\tau) \right] \quad \text{primer orden} \quad (5)$$

$$\phi = (\alpha \overset{\circ}{B} \tau^*)^{1/2} \tan h \left[(\alpha \overset{\circ}{B} \tau^*)^{1/2} t \right] \quad \text{segundo orden} \quad (6)$$

Combinando las ecuaciones 3 con 5 y 4 con 6 y expresando los resultados como la razón de ϕ_2 (para el pico 2) entre ϕ_1 (para el pico 1) se obtienen las siguientes expresiones:

$$R = \frac{\phi_2}{\phi_1} = \frac{\phi_{02} \exp\left(\frac{t - t_1}{\tau_2}\right) + \alpha_2 \overset{\circ}{B} \tau_2 \left[1 - \exp(-t/\tau_2) \right]}{\phi_{01} \exp\left(\frac{t - t_1}{\tau_1}\right) + \alpha_1 \overset{\circ}{B} \tau_1 \left[1 - \exp(-t/\tau_1) \right]}$$

para primer orden, y

$$R = \frac{\phi_2}{\phi_1} = \frac{\phi_{02} \left(1 + \frac{t - t_1}{\tau_2^*} \right)^{-1} + (\alpha_2 \overset{\circ}{B} \tau_2^*)^{1/2} \tan h \left[\left(\frac{\alpha_2 \overset{\circ}{B}}{\tau_2^*} \right)^{1/2} t \right]}{\phi_{01} \left(1 + \frac{t - t_1}{\tau_1^*} \right)^{-1} + (\alpha_1 \overset{\circ}{B} \tau_1^*)^{1/2} \tan h \left[\left(\frac{\alpha_1 \overset{\circ}{B}}{\tau_1^*} \right)^{1/2} t \right]}$$

para segundo orden

3. DESARROLLO EXPERIMENTAL.

Para este estudio se utilizaron dosímetros TL de $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ desarrollados en el ININ(5) en forma de pastillas de 5 mm de diámetro y 0.9 mm en espesor. La Figura 2 muestra la curva TL de dichos dosímetros, la cual presenta dos picos en 453 y 523 K respectivamente. El primer pico decae más rápidamente que el segundo, debido a que contiene trampas de menor energía. Esta característica hace que el $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ sea un buen candidato para la aplicación del método.

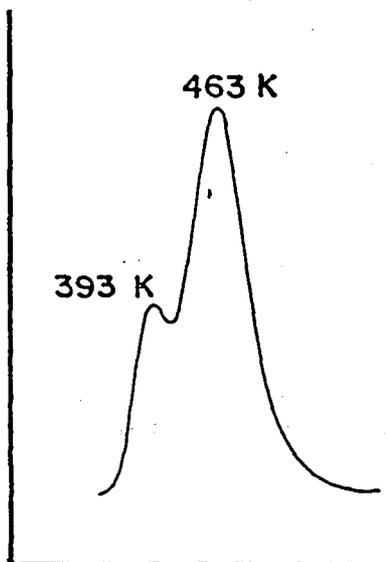


Fig. 2 Curva TL de $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ irradiado con irradiación gamma de ^{60}Co

Previamente a su uso, los dosímetros fueron sometidos al tratamiento de borrado estándar⁽⁶⁾ consistente en calentar a 573K durante 30 min. Las lecturas se efectuaron en un analizador TL Harshaw 2000 conectado a un picoprocesador analizador de curvas TL Harshaw 2080. Con este instrumento, es posible determinar la cantidad total de luz emitida, como el área bajo la curva TL, o bien partes de esa área (regiones de interés); así como la posición y altura de los picos TL. La señal se integró desde temperatura ambiente (~293K) hasta 573K con una velocidad de calentamiento de $10\text{K}\cdot\text{s}^{-1}$ durante 40s. Cada punto experimental representa el promedio de por lo menos cinco lecturas.

Después de aplicar a todas las muestras el tratamiento térmico de borrado apropiado, se irradiaron con radiación gamma de ^{137}Cs a una dosis de 50 mGy.

Luego de aplicarles otra vez el tratamiento térmico de borrado, las muestras se guardaron en la oscuridad para quedar expuestas a la radiación ambiental del orden de 2 a $3\ \mu\text{Gy}/\text{día}$ y a una temperatura ambiente de alrededor de 293K.

Inmediatamente después del tratamiento de borrado se irradiaron los dosímetros y se guardaron para simular tiempos transcurridos de hasta 30 días.

4. RESULTADOS.

La Figura 3 muestra el efecto de la dosis sobre la razón de las áreas y de las alturas de los picos de $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ irradiado con radiación gamma de ^{137}Cs .

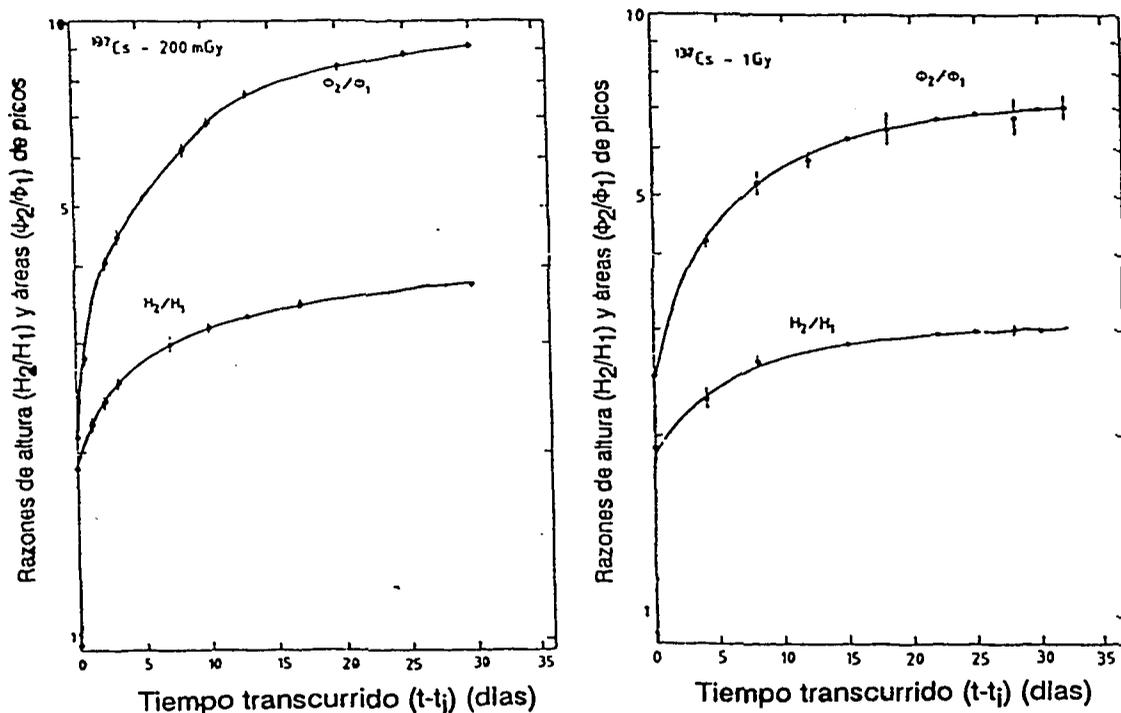


Fig. 3 Razones de áreas y alturas de los picos TL de $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ irradiado con radiación gamma de ^{137}Cs a 200 mGy y 1 Gy

La Figura 4 muestra la variación de las razones de las áreas y de los picos TL en función de la energía de la radiación entre 55 y 100 keV. Mientras que, en la Figura 5 se presentan las razones de las áreas y las alturas de los picos TL de $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ irradiado con radiación gamma de ^{137}Cs y determinados a una temperatura de 313K.

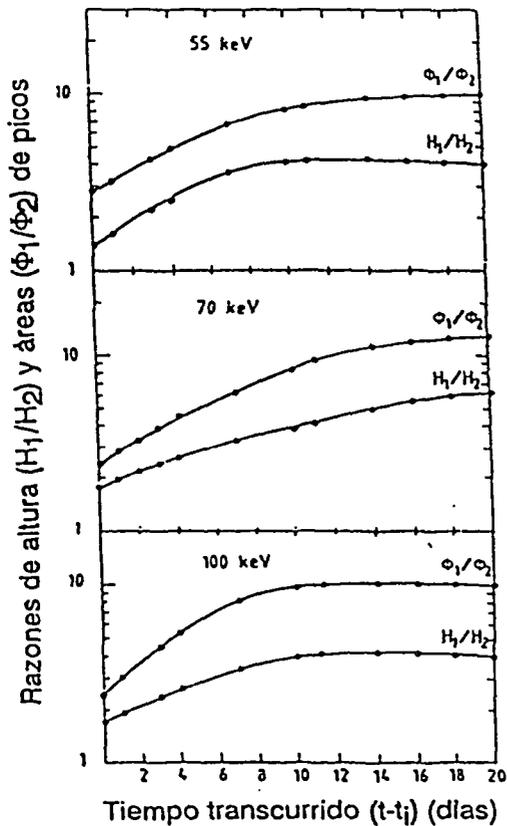


Fig. 4 Razones de áreas y alturas de los picos TL de $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ irradiado con rayos-X de diferentes energías

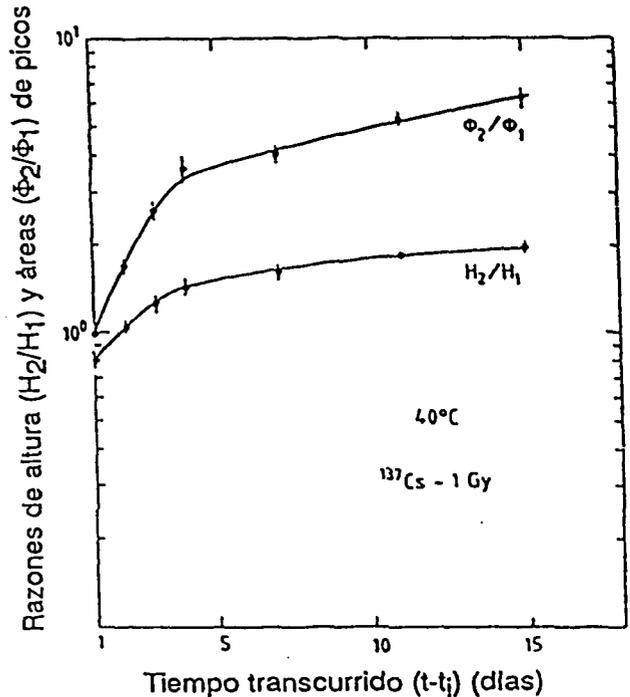


Fig. 5 Razones de áreas y alturas de los picos TL de $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ irradiado a 1 Gy de ^{137}Cs y almacenada a 313K en la oscuridad

5. CONCLUSIONES.

De las figuras se infiere que la razón de áreas de picos es más útil que la razón de altura debido a que el tiempo transcurrido se puede estimar con un error menor por el primer método. El máximo error en la determinación de tiempos entre 0-15 días es de ± 2 días. En cualquier caso el error es mayor usando el método de alturas de picos.

La utilidad del $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ se limita a períodos relativamente cortos, ya que si la irradiación accidental ocurre durante un período de tiempo mayor

que 12 días el error en la determinación de éste es grande.

6. REFERENCIAS.

1. ICRP. The Principles and General Procedure for Handling Emergency and Accidental Exposure Workers. ICRP, Publ. No. 28.
2. Azorín, J. Luminescence Dosimetry Theory and Applications (ed. Técnico-Científicas, México, D.F.) 1990, Cap. VII.
3. Randall, J.T. and Wilkins M.H.F. Phosphorescence and Electron Traps. Proc. Roy. Soc. A184, 365 (1945).
4. Garlick, S.F.J. and Gibson, A.F. The Electron Trap Mechanism of Luminescence in Sulphide and Silicate Phosphors. Proc. Phys. Soc. 60, 574 (1948).
5. Azorín, J., González, G., Gutiérrez, A. and Salvi, R. Preparation and Dosimetric Properties of a Highly Sensitive $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ Thermoluminescent Dosimeter. Health Phys. 46, 269 (1984).
6. Azorín, J., Furetta, C. Some Observations on The Annealing of $\text{CaSO}_4:\text{Dy}+\text{PTFE}$ Dosimeters Produced at ININ. Nucl. Sci. J. 26(6), 512 (1989).

DOSIMETRIA DEL CAMPO DE NEUTRONES DE UNA FUENTE DE CALIFORNIO 252

Vega Carrillo H R, Rios Martínez C, Quirino Torres L L, Centro Regional de Estudios Nucleares, UAZ. Apartado Postal 495, Zacatecas, Zac., 98000, y Hertel N E, NETL University of Texas at Austin.

RESUMEN

En este trabajo se muestran los resultados obtenidos al determinar los espectros en energía de la fluencia, la dosis y la dosis equivalente producida por una fuente de Californio 252 mediante un sistema espectrométrico basado en las esferas de Bonner y en un programa de computo denominado BunkiUT.

1.- INTRODUCCION

Uno de los sistemas de detección más utilizados para hacer estudios dosimétricos de campos de radiación donde intervienen neutrones es el sistema espectrométrico de esferas de Bonner [2], que consiste en un cristal de ${}^6\text{LiI}(\text{Eu})$ [3], que se coloca en el centro de cada una de las siete esferas de polietileno que forman el sistema [5].

En este trabajo se presenta el procedimiento y los resultados obtenidos en la dosimetría practicada a una fuente de Californio 252, utilizando el sistema de esferas de Bonner y un programa de computo denominado BunkiUT [2,10,19].

2.- BASES TEORICAS

Los neutrones al interactuar con la materia sufren dispersiones elásticas e inelásticas, en las que van perdiendo energía hasta que eventualmente alcanzan el equilibrio térmico y son absorbidos, mediante el proceso de frenado o moderado y termalización [7,17].

La respuesta de un detector de Ioduro de Litio⁶ activado con Europio es principalmente con neutrones térmicos y la colocación de un medio moderador de espesor variable permite obtener un espectro de altura de pulsos que al desconvolucionarlo nos da información referente a la fuente de neutrones en turno [3,13], la respuesta de cada arreglo detector-esfera-fuente se puede describir por medio de la ecuación inhomogénea de Fredholm [8]:

$$M(E)_j = \int_0^{\infty} T(E) R_j(E) dE$$

Donde $M(E)_j$ es el espectro medido función de la energía del neutrón, $T(E)$ es el espectro verdadero de la fuente y $R_j(E)$ es la respuesta del detector en el j-ésimo arreglo esfera-detector, los que también son funciones de la energía de la energía del neutrón [2].

3.- DESARROLLO EXPERIMENTAL

Se utilizaron seis esferas de Bonner de polietileno con diferentes diámetros y un cristal cilíndrico de Ioduro de Litio⁶ activado con Europio ⁶LiI(Eu) de 4 milímetros de diámetro por 4 milímetros de alto [4], que detecta los neutrones térmicos a través de la reacción nuclear [9,16]:



$$Q = 4.9 \text{ MeV}$$

Se alineó la fuente y el detector mediante el uso de un

láser y para cada esfera se hicieron mediciones por 10 minutos de tiempo real del sistema, para las mediciones de contribución de fondo se utilizaron conos de parafina boratada con el ángulo sólido que cubría correctamente el ángulo sólido subtendido por la esfera sobre la fuente con el fin conocer la contribución del fondo por neutrones [14] y la contribución por los neutrones dispersados hacia el detector por el aire y las paredes del laboratorio [11] y para la medición del espectro de la fuente se exponía el detector cubierto por cada una de las esferas de Bonner a la fuente de Californio 252 [21,22], esto se muestra en la figura núm 1.

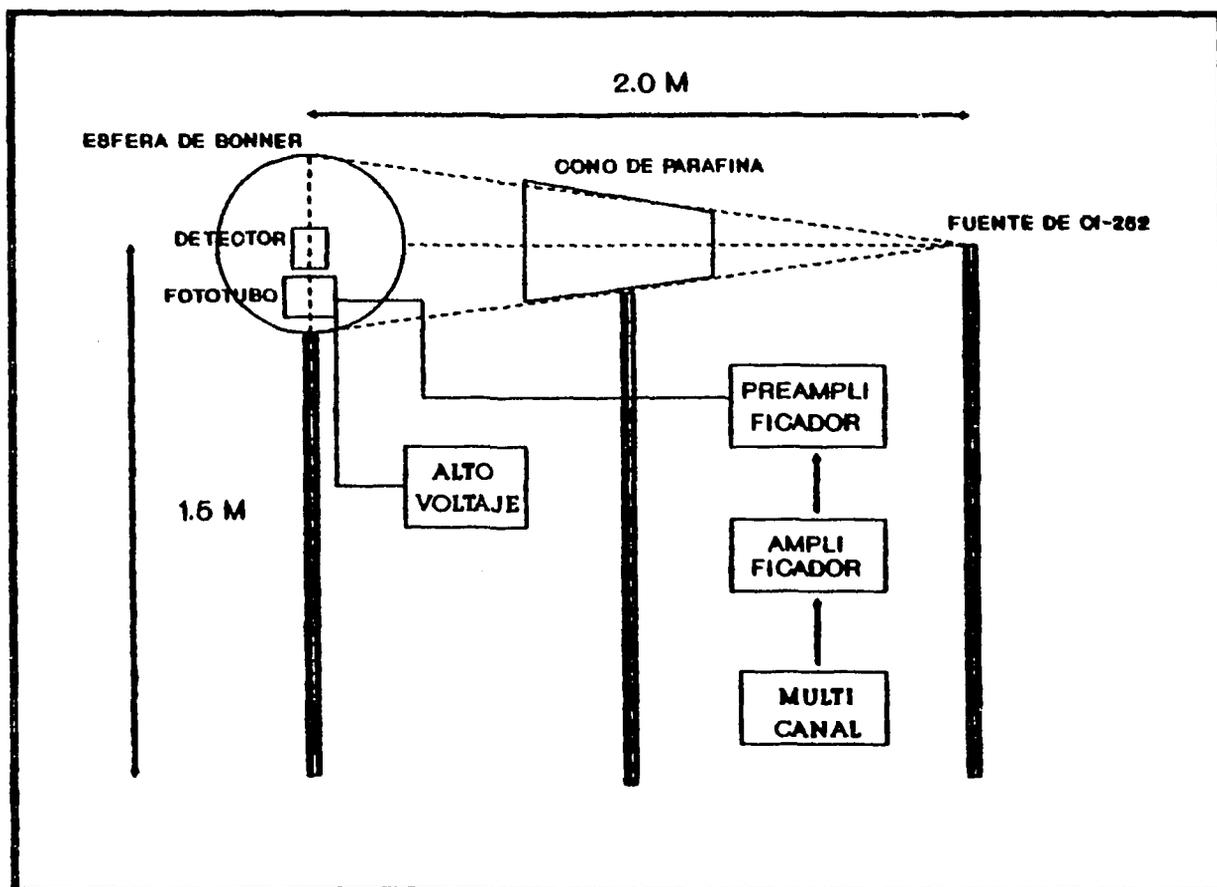


FIGURA 1.- ARREGLO EXPERIMENTAL DEL SISTEMA DE ESFERAS DE BONNER, DE LOS CONOS PARA LA MEDICION DE LA CONTRIBUCION DE LA DISPERSION Y DEL FONDO Y DEL SISTEMA ESPECTROMETRICO.

IV.- RESULTADOS

Para resolver la ecuación inhomogénea de Fredholm se reescribió en forma discreta en energía [18], acoplándola a las medidas experimentales obtenidas con las diferentes combinaciones de los arreglos detector-esfera-fuente [2], como se muestra en la tabla 1.

SISTEMA DETECTOR	diámetro de la esfera (cm)	RAZON DE CONTEO CORREGIDO
0	0.0	9.50 ± 3.08
1	5.08	117.35 ± 10.83
2	7.62	761.20 ± 27.59
3	12.70	2819.20 ± 53.10
4	20.32	3368.60 ± 58.04
5	25.40	2672.40 ± 51.70
6	30.84	769.42 ± 27.74

TABLA 1.- MEDIDAS EXPERIMENTALES OBTENIDAS CON LAS DIFERENTES COMBINACIONES DE SISTEMAS DE DETECTOR ESFERA FUENTE DE NEUTRONES.

Se utilizó un código de cómputo denominado BunkiUT que es el resultado de la adaptación hecha por el Dr. Hertel al código originalmente llamado Bunki, este programa a partir de un espectro de altura de pulsos de neutrones que es la respuesta del detector conocida [2,8], el espectro y el fondo medido reconstruye el espectro de la fuente [15,20] que se muestra en la figura 2.

El programa calcula la afluencia de neutrones por centímetro cuadrado y por MeV, calcula la dosis y la dosis equivalente en función de la energía del neutrón. Los resultados se muestran se muestran en la tabla 2.

V.- CONCLUSIONES

No obstante el sistema de espectrometría basado en las esferas de Bonner tiene pobre resolución en energía, los resultados nos muestran que puede ser utilizado para este tipo de estudios con buen resultado de la dosimetría de un campo de neutrones desde energías térmicas hasta energías rápidas.

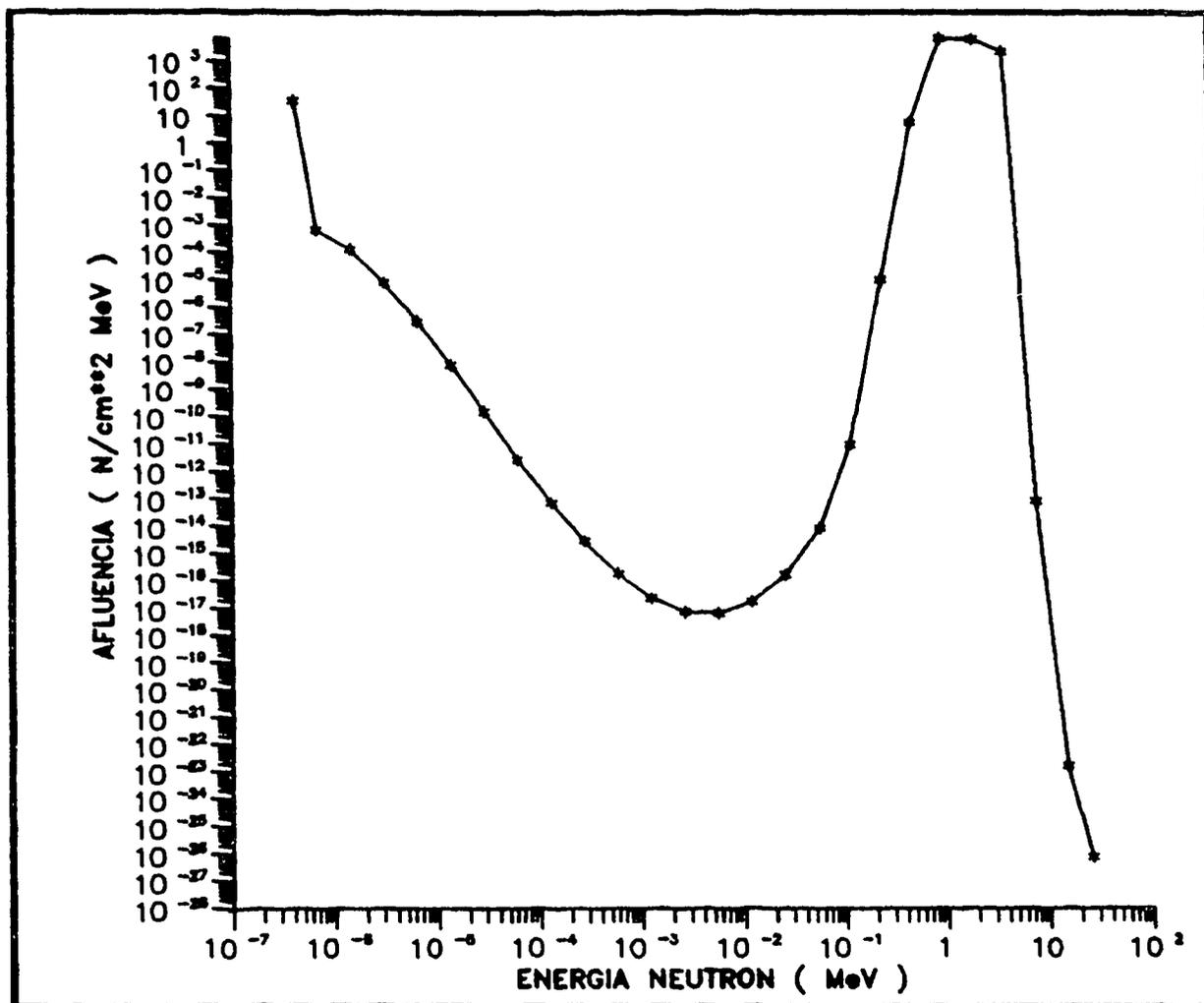


FIGURA 2.- ESPECTRO DE LA AFLUENCIA EN ENERGIA DE LOS NEUTRONES DE UNA FUENTE DE CALIFORNIO 252, DESCONVOLUCIONADO MEDIANTE EL PROGRAMA BUNKIUT.

Por otro lado comparado con otros metodos de detección y de dosimetría como laminillas de activación, centelleo or-

gánico líquido, plásticos centelladores, etc, este método resulta de fácil y rápida ejecución.

ENERGIA DEL NEUTRON MeV	FLUENCIA NEUT/CM ²	DOSIS en RAD	DOSIS (REM) EQUIVALENTE
4.140 E-07	3.802 E 01	2.000 E-08	4.376 E-08
6.826 E-07	7.053 E-04	4.294 E-13	8.689 E-13
1.445 E-06	1.315 E-04	8.121 E-14	1.649 E-13
3.059 E-06	7.971 E-06	4.890 E-15	9.916 E-15
6.476 E-06	3.160 E-07	1.918 E-16	3.877 E-16
1.371 E-05	8.137 E-09	4.889 E-18	9.854 E-18
2.902 E-05	1.518 E-10	9.063 E-20	1.814 E-19
6.144 E-05	2.664 E-12	1.582 E-21	3.141 E-21
1.301 E-04	7.215 E-14	4.251 E-23	8.377 E-23
2.754 E-04	2.819 E-15	1.606 E-24	3.166 E-24
5.929 E-04	1.786 E-16	9.754 E-26	1.929 E-25
1.234 E-03	2.268 E-17	1.191 E-26	2.359 E-26
2.613 E-03	7.379 E-18	3.800 E-27	7.527 E-27
5.531 E-03	6.300 E-18	3.202 E-27	6.350 E-27
1.171 E-02	1.671 E-17	8.422 E-27	1.686 E-26
2.479 E-02	1.599 E-16	8.999 E-26	2.421 E-25
5.427 E-02	8.187 E-15	5.435 E-24	2.200 E-23
1.111 E-01	9.150 E-12	7.180 E-21	4.369 E-20
2.237 E-01	9.381 E-06	9.738 E-15	7.785 E-14
4.508 E-01	5.087 E 00	7.397 E-09	7.203 E-08
9.072 E-01	6.785 E 03	1.523 E-05	1.622 E-04
1.872 E 00	5.982 E 03	2.038 E-05	2.097 E-04
3.679 E 00	2.149 E-03	9.067 E-12	8.584 E-11
7.408 E 00	7.595 E-14	4.388 E-22	3.093 E-21
1.492 E 01	1.561 E-23	1.034 E-31	6.417 E-31
2.581 E 01	7.436 E-27	6.765 E-35	3.239 E-34

TABLA NUM 2.- SE MUESTRA EL RESULTADO DE LOS CALCULOS DE LA FLUENCIA DE NEUTRONES, LA DOSIS EN RAD Y LA DOSIS EQUIVALENTE EN REM.

REFERENCIAS

- 1.- Engelke M., J.: *Neutron Measurement Using Thermoluminescent Dosimeters*, LA-4335, UC-41 Health Safety TID 4500, 1970.
- 2.- Hertel N.,E. and Wehring B.,W.: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 28, 1978, p. 620.
- 3.- Hajnal F. et. al.: *Technique for Determining Moderated Neutron*

Instruments Characteristics, Hasl-222, US-USAEC, 1970.

- 4.- Maerker R. E. et. al.: *Calibration of the Bonner Ball Neutron Detector used at the Tower Shielding Facility*, ORNL-TM-3465, 1971.
- 5.- Knoll G. F.: *Radiation Detection and Measurement*, John Wiley & Sons, 1979, pp 517-596.
- 6.- Caswell R.S. et al: *Radiat. Protec. Dosim.*, 23 [1/4], 1988, p 11-17.
- 7.- Schraube H. et al: *Radiat. Protec. Dosim.*, 23 [1/4], 1988, p 217-221.
- 8.- Vega c. H. R.: *Rev. Mex. Fis.*, 34 [1], 1988, p 25-31.
- 9.- Watt D. E.: *Radiat. Protect. Dosim.*, 23[1/4], 1988, p 63-67.
- 10.- Eisenhauer G. M.: *Health Physics*, 11, 1965, p 1145-54.
- 11.- Eisenhauer G. M. & Schwartz R. B.: *Analysis of Neutron Room Return*, PNL-SA-9950, 1981, p 171-180.
- 12.- Hunt J. B.: *Radiat. Protec. Dosim.*, 9 [2], 1984, p 105-112.
- 13.- Eisenhauer G. M. et al: *Radiat, Protect. Dosim.*, 10 [1/4], 1985.
- 14.- Ferreti M. et al: *Radiat, Protect. Dosim.*, 19 [2], 1987, p 85-89.
- 15.- Eisenhauer G. M. et al: *Radiat, Protect. Dosim.*, 19 [2], 1987, p 77-84.
- 16.- Bramblet R. L. et al: *Nucl. Instr. Meth.*, 9, 1960, p 1-12.
- 17.- Bonner T. W.: *Nuclear Physics*, 23, 1961, p 116-121.
- 18.- Gomaa M. A. and Moustafa E.: *Nucl. Instr. Meth.*, 136, 1976, p 379- 381.
- 19.- Miller W. H. et al: *Nucl. Instr. Meth.*, 206, 1983, p 219-225.
- 20.- Awschalom M. and Sanna R. S.: *Radiat. Protec. Dosim.*, 10 [1/4], 1985, p 89-101.
- 21.- Aleura A. V. and Siebert B. R. L.: *Physikalisch Technische Bundesanstalt.*, Bericht ND-28, 1988, p 1-22.
- 22.- Hartley R. S.: *PhD Dissertation*, The University of Texas 1987.
- 23.- Lowry K. A. and Jonhson T. L.: *Health Physics*, 47 [4], 1984, p 587-593.

ANALIZADOR MULTICANAL EDUCATIVO BASADO EN PC

**Gerardo Miramontes De León
Leopoldo Trueba Vázquez
Jesús Flores Medina**

**CENTRO REGIONAL DE ESTUDIOS NUCLEARES
Apdo. Postal 495
Zacatecas, Zac. 98000
Tel. (Fax) : (492) 2-70-43**

RESUMEN

Se presenta un sistema emulador de un Analizador Multicanal para 4096 canales y se describe brevemente el programa de aplicación desarrollado para éste. El sistema aún cuando es de muy bajo costo, presenta algunas características que lo hacen útil para fines educativos pues presenta en forma simplificada el principio de operación de un analizador multicanal y además hace uso de los recursos que ofrece el ambiente de la computadora personal.

1.- INTRODUCCION.

El componente principal en la espectrometría nuclear es el Analizador Multicanal, también conocido por sus siglas en inglés como MCA (Blagojevic, Reid 1985 p325)¹. Se ha demostrado que algunos detectores de radiación producen pulsos de tensión cuya amplitud es proporcional a la energía (Herbst 1970 p12)², y cuando se desea la distribución de la energía de la radiación, dichos pulsos deben ser ordenados en amplitud. La representación gráfica de esta distribución se llama espectro de energía de la radiación y usualmente se emplean las unidades de número de eventos (cuentas) por canal (amplitud). El sistema que realiza esta tarea es conocido con el nombre de Analizador de altura de pulsos o Analizador Multicanal.

2.- JUSTIFICACION.

Un sistema analizador de altura de pulsos, es un sistema generalmente costoso, y hasta hace algunos años, no se tenía la posibilidad de contar con un sistema basado en una computadora personal (PC). Estas dos características son propias de los sistemas completamente independientes (stand alone) y por otro lado presentaban el inconveniente del difícil manejo de los resultados.

En el Centro Regional de Estudios Nucleares (CREN) se contaba hasta hace dos años, solamente con un Analizador Multicanal (ORTEC). Para poder realizar un procesamiento posterior, de los resultados, usualmente en una PC, con paquetes de cómputo tales como bases de datos, gráficos y/o hojas de cálculo, se requiere de varios pasos : primero establecer una comunicación entre la PC y el analizador multicanal elaborando para ello un programa de comunicación a través de la norma RS-232C y segundo procesar los datos con un paquete de cómputo externo. Desafortunadamente los paquetes para gráficos con que se contaba no permitieron, por ejemplo, la impresión de todos los canales en una sola corrida, por lo que era necesario imprimir en partes y posteriormente unirlos para obtener una gráfica del espectro total.

Al presentarse los problemas anteriores, se propuso entonces, tratar de construir una tarjeta, para insertarse dentro de una PC tipo IBM (compatible) y que funcionara como un analizador multicanal.

3.- EL ANALIZADOR MULTICANAL.

Para construir el analizador de altura de pulsos multicanal, se propuso primeramente intentar una versión simplificada, con el fin de adquirir experiencia, antes de intentar realizar un sistema más sofisticado. Así el sistema se puede desglosar en tres grandes partes:

- i) Un sistema adquisidor de la altura del pulso.
- ii) La interfase para la PC.
- iii) Un programa de aplicación.

En la figura 1 se presenta un diagrama a cuadros del sistema completo. El circuito adquisidor se compone principalmente de una compuerta digital, a diferencia de una compuerta analógica (linear gate), para impedir que se reciban pulsos mientras se está procesando a uno de ellos, un circuito de muestreo y retención, un convertidor analógico a digital (a/d) de 12 bits y circuitos de control para la compuerta digital así como para el a/d.

Para la interfase entre el circuito adquisidor y la PC se empleó una tarjeta comercial de bajo costo, conocida con el nombre de "tarjeta para prototipos" (marca JDR modelo PR-1) que refuerza las líneas de datos y de control desde el ducto de la PC y nos entrega además un circuito descifrador de direcciones. Aquí se empleó el espacio asignado por norma para tal propósito, es decir las direcciones 300 a 31F, en hexadecimal.

Finalmente se desarrolló un programa de aplicación, en lenguaje Pascal, que permite, por un lado leer el valor de la amplitud del pulso, proveniente del a/d, almacenarlo en memoria y desplegar en pantalla la gráfica del espectro.

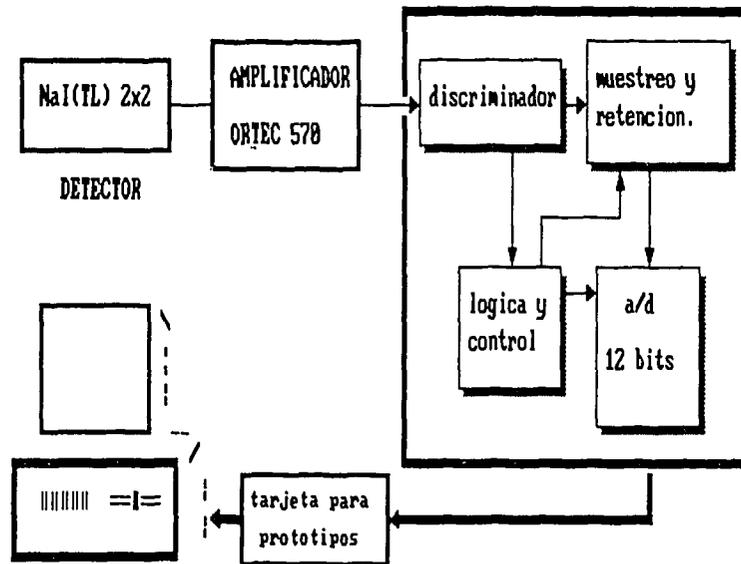


Fig.1.- Diagrama a cuadros del Analizador Multicanal.

EL PROGRAMA DE APLICACION.

El programa de aplicación es un programa que hace uso de una de las interrupciones disponibles en el ducto de la PC. Cuando el a/d termina de hacer una conversión, envía una señal IRQ3 hacia la PC y el programa responde con una subrutina de atención, para leer el valor de la amplitud del pulso en proceso. Al haber capturado un número determinado de pulsos (también pudo haber sido programado en tiempo) el programa actualiza el despliegue del espectro en pantalla. Lo anterior obedece a que esta última operación es la que consume más tiempo y hace que el sistema sea más lento.

Otras características del program son:

Cambio de escala vertical.

Cambio de escala horizontal (zoom).

Grabar y recuperar datos a y desde la unidad de disco que se especifique.

Despliegue de canal y su número de cuentas.

Subrutina para suavizado de la curva espectral.

Es bien sabido que dos características importantes en el a/d para espectrometría nuclear es el error de no linealidad diferencial y el tiempo de conversión (Vaidya et al 1985 p218)³, sin embargo el a/d empleado nos es el apropiado para este tipo de aplicación y por lo tanto se hace indispensable incluir una subrutina para suavizar la curva espectral para darle una mejor presentación al resultado.

Por último, el programa trabaja a base de menues en un ambiente parecido al de otros programas comerciales, haciendolo de fácil operación.

5.- RESULTADOS EXPERIMENTALES.

El sistema se probó con un detector NaI(Tl) de 2"x2" y fuentes estandar calibradas. En las figuras 2 y 3 se muestra el espectro para una fuente de Na-22, en la primera no se realizó el suavizado de la curva, notandose claramente el error de no linealidad diferencial.

Se compararon visualmente los resultados con los obtenidos en el sistema ORTEC y con un analizador multicanal para PC comercial (The Nucleus) obteniendose resultados satisfactorios considerando las limitaciones del sistema.

6.- CONCLUSIONES.

Se logró obtener un sistema analizador de altura de pulsos de muy bajo costo (70 dlls. aproximadamente en circuiteria). El sistema hace uso de los recursos disponibles en las computadoras personales y puede emplearse en cursos introductorios de instrumentación y/o electrónica nuclear. Se pueden, por otra parte, mencionar algunas desventajas del desarrollo propuesto. Primero el a/d empleado nos es apropiado para este tipo de aplicaciones dada su alta no linealidad diferencial y su largo tiempo de conversión (100 useg), segundo no se mide el tiempo muerto del sistema y por lo tanto no se hace ninguna corrección contra el tiempo muerto.

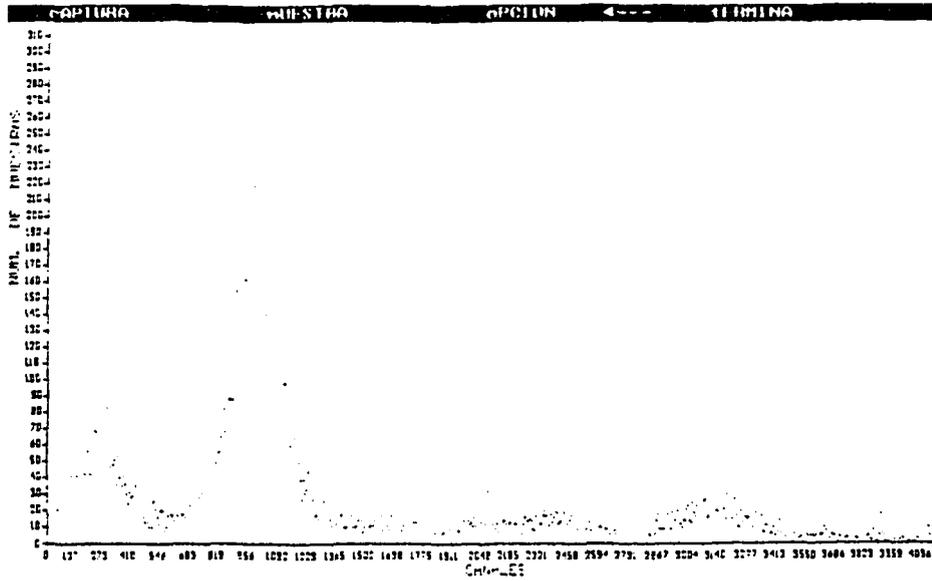


Fig2.- Espectro del Na-22 sin suavizado

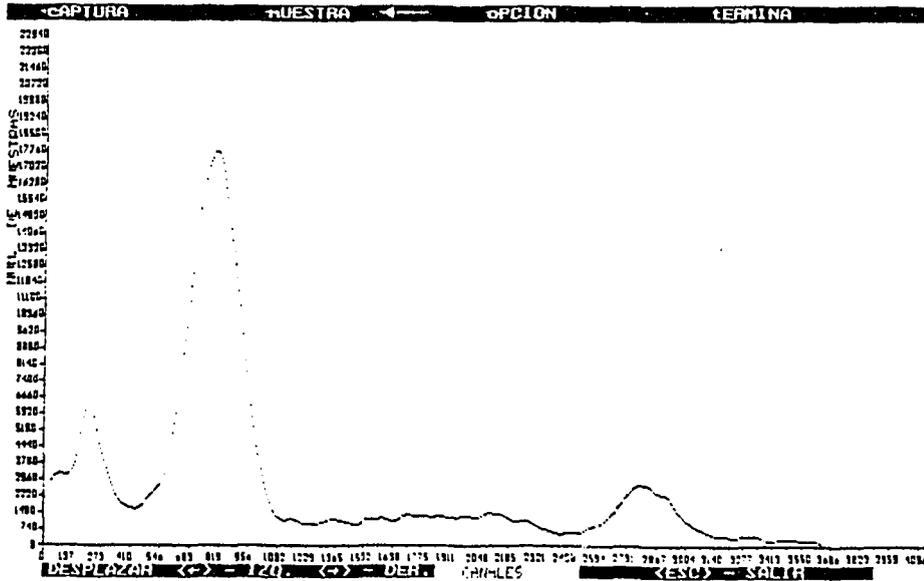


Fig.3.- Espectro del NA-22

REFERENCIAS.

1.- Blagojevic N and Reid D J 1985 "Multichannel analyser interface to an 8 bit microcomputer system" Int. J. Appl. Radiat. Isot. Vol.36 No.4 p325.

2.- Herbst L J 1970 Electronics for nuclear particle analysis. Oxford University Press, Ely House, London W p12.

3.- Vaidya P P, Gopalakrishnan K R and Pethe V A, 1985. A New method for high speed nuclear ADC using a commercially available ADCs and DACs. Nucl. Instr. and Meth. A241 p218.

DETERMINACION DE RADON EN LA ATMOSFERA. ESTACION EL FARALLON PLANTA NUCLEAR LAGUNA VERDE.

R. Velázquez M., R. M. Bernal S., S. Salazar L.

RESUMEN.

Durante las últimas dos décadas el estudio de los niveles de Radón ha tenido gran auge, debido a que se considera uno de los radionúclidos naturales de mayor riesgo, llegando a convertirse en algunos países en un problema de Salud Pública. El Radón originado a partir del Uranio presente en el suelo, se libera a la atmósfera donde puede encontrarse en forma de gas, asociado a las partículas o disuelto en el agua. En este trabajo se presentan los resultados preliminares del estudio realizado en el Laboratorio de Monitoreo y Dosimetría Ambiental de la CFE, ubicado en "El Farallón", sobre los niveles ambientales de Radón y sus hijos, en partículas atmosféricas y agua de lluvia. Para estas determinaciones se utilizó un sistema de Espectrometría gamma con detector de Ge-Hp, analizándose muestras de partículas recolectadas en filtros de fibra de vidrio y muestras de agua de lluvia. Las concentraciones de Pb-214 y Bi-214 varían dependiendo de la intensidad de la lluvia, alcanzando concentraciones de 533.7 y 862.7 Bq/l respectivamente. Las concentraciones de Radón fueron obtenidas a través el análisis de sus hijos, Pb-214 y Bi-214, las concentraciones de Pb-214 y Bi-214 fueron de 1.29 y 1.79 Bq/m³ con un rango de 0.70 - 2.31 y 0.96 - 4.43 respectivamente. Además, se observó la variación de la concentración de los hijos del Radón en las partículas atmosféricas.

1. INTRODUCCION.

En las últimas décadas un elemento radioactivo al que se le ha dado gran atención es al Radón y a sus hijos, por razones biológicas de producir cáncer (Ref. 1, 2, 3) y por ser detectado en ocasiones, en concentraciones elevadas en espacios cerrados debido al material de las construcciones (Ref. 4, 5, 6).

Aun contando la aportación que el hombre ha introducido en su avance tecnológico, de paz y de guerra, de esparcimiento o consumismo, la naturaleza globalmente contribuye en proporción mayor, con sus diferentes tipos de rocas, suelos y radiación cósmica (Ref. 7).

El efecto biológico de las radiaciones sobre el organismo, se debe al depósito de energía en las células del individuo irradiado, ya sea en las denominadas células somáticas, las cuales viven el tiempo de vida del individuo o en las llamadas células germinales, que transmiten información genética a nuevos individuos, ocasionando que el efecto en el primer caso se manifieste en vida del individuo y las células irradiadas mueran o que haya un crecimiento ilimitado de ellas (cáncer) o efectos teratógenicos, en el segundo caso se pongan de manifiesto en descendientes de personas irradiadas, haciéndose patente el efecto en la 1a. o en las siguientes generaciones (Ref. 1).

Los materiales radioactivos naturales en el aire (además del Berilio-7, cosmogénico), son esencialmente miembros de las series del Uranio y del Torio, otros como el K-40 pueden encontrarse como componentes del polvo derivado del suelo. Cuando miembros de las series mencionadas decaen a Radón, y/o Torón, (gases), estos migran a la atmósfera y al decaer ellos, los hijos (partículas), se adhieren al aerosol ambiental, que es el que controla la radioactividad en el aire.

El Radón se origina del decaimiento del Radio en suelos y rocas de los continentes, el gas emana de la corteza dependiendo de su

permeabilidad, muy poco Ra es encontrado en la atmosfera, así que todo el Rn es considerado originado en el suelo o en materiales constituidos por estos (Ref. 8).

El mayor porcentaje de la dosis proviene de la radioactividad ambiental y el Radón-222 y sus hijos al decaer contribuyen aproximadamente con el 50 % de dicha dosis (Ref. 2).

La concentración externa del Rn depende de varios factores como: del tipo de suelo y rocas, de la rapidez de dispersión de las emanaciones, de la humedad, de la presión (Ref. 7). La concentración de Rn varía localmente con la altura, debido a ciertos factores meteorológicos y con el tiempo. Como la fuente es la superficie del suelo, no sorprende que la concentración disminuya con la altura.

Estudios realizados sobre variaciones diurnas indican un pico en la mañana, un perfil de caída en la tarde y en la noche una elevación, pero ello es función de la tasa de emanaciones y de la ventilación existente (estabilidad atmosférica) (Ref. 2, 9). Parece ser que las concentraciones al nivel de suelo son menos variables para los de vida media corta pero están más sujetos al lavado, por la precipitación y otros procesos de remoción de las partículas.

Por las premisas anteriores y ante el desconocimiento de las concentraciones del Radón y sus hijos, el objetivo del presente trabajo fue iniciar el estudio de estos elementos radioactivos para conocer sus niveles ambientales en el aerosol atmosférico y en agua de lluvia, además de observar su patrón de variación, con el fin de optimizar, principalmente, la técnica de muestreo-tiempo y tiempo de conteo para futuros estudios de investigación.

2. METODOLOGIA.

El muestreo de partículas atmosféricas se llevó a cabo en la estación localizada en el laboratorio de monitoreo y dosimetría Ambiental de la Comisión Federal de Electricidad situado en el Campamento El Farallón, Mpio. de Actopan, Veracruz. Para su realización se utilizó una bomba de succión de bajo volumen, colocada dentro de una caseta tipo "palomar" aproximadamente a 1.5 m sobre el nivel del suelo, con portafiltro de 45 mm de diametro y filtros de microfibras de vidrio tipo Whatman EPM-2000.

En base a pruebas preliminares se decidió utilizar tiempos de muestreo de una hora y un flujo aproximado de 83 litros por minuto (lpm). Los filtros se colocaron en cajas petri y se detectaron por espectrometría gamma inmediatamente después de su colección. Los muestreos de una hora se llevaron a cabo a diferentes horas dentro de un horario de las 8:00 a las 15:00 con el fin de evaluar variaciones diurnas.

Las muestras de agua de lluvia se colectaron en un recipiente de plástico con un diametro de 75 cm, integrándose una muestra cada vez que se obtenían 500 ml de agua. Estas muestras se transvasaban inmediatamente a un frasco marinelli de 500 ml y se procedía a realizar su detección por espectrometría gamma. En el caso de muestras obtenidas de precipitaciones nocturnas, la detección se llevó a cabo tan pronto como fué posible.

El sistema de espectrometría gamma utilizado para la detección, tanto de las muestras de partículas atmosféricas, como de las muestras de agua de lluvia, consta de un detector de Germanio hiperpuro (HPGe) de 66 cc, tipo Gem, de 13 % de eficiencia y una resolución de 2.2 KeV a 1.332 MeV, con electrónica estándar (amplificador y fuente de alto voltaje) y un analizador multicanal EG & G Ortec, Modelo 918A. El sistema se calibró mediante un estándar mixto para la geometría de caja petri al igual que para la geometría marinelli 500 ml. El tiempo de

adquisición se determinó, al igual que el tiempo de muestreo, en base a pruebas preliminares, decidiéndose utilizar tiempos de 60 minutos para las muestras de partículas y de 30 minutos para las muestras de agua de lluvia.

Los límites de detección en muestras de partículas atmosféricas para Pb-214 y Bi-214 son 0.7 y 0.5 Bq/m³ respectivamente y de 15 y 14 Bq/L para las muestras de agua de lluvia.

Para la realización de las mediciones de rapidez de exposición se utilizó una Cámara de Ionización de Alta Presión marca Reuter Stokes modelo RSS-112 con sensor de 0-100 mR, colocada inicialmente en el Centro de Información de la Central Laguna Verde (Junio) y posteriormente en la Estación del Farallón (Julio).

Los datos de precipitación se obtuvieron de la Estación Meteorológica de la Central Laguna Verde.

3. RESULTADOS Y DISCUSION

En los resultados obtenidos de los análisis de agua de lluvia (Tabla 1), se detectaron únicamente Pb-214 y Bi-214 en concentraciones variables. Los radionúclidos presentes en las muestras decaen con su propia vida media de tal manera que cuatro horas después de colectada la muestra las concentraciones de éstos se encuentran por debajo de los límites de detección.

En la zona donde se llevó a cabo este estudio, las precipitaciones, por lo general son intensas y de poca duración. Los días 26 y 27 de Junio se presentaron lluvias que duraron gran parte de la mañana y se colectaron diferentes muestras a lo largo de ésta.

En las figuras 1 y 2 se presentan gráficamente los resultados de Pb-214 y Bi-214 en donde se puede observar claramente que las concentraciones (Bq/l) son diferentes durante el tiempo de la precipitación y que las concentraciones del Bismuto son mayores que las del Plomo (Tabla 1). Esto último se debe a las condiciones de equilibrio transitorio que se presentan entre el Plomo-214 y su hijo el Bismuto 214. Al normalizar las concentraciones por la tasa de precipitación (mm/min), figuras 3 y 4, se observa que las concentraciones (Bq·mm/min) se incrementan entre mayor es la precipitación. Dichas concentraciones pueden llegar a ser tan altas que en ocasiones incrementan la rapidez de exposición, de tal forma que si se tiene un equipo adecuado, como una cámara de ionización de alta presión, se pueden observar dichas variaciones como en la figura 5. Al comparar las figuras anteriores con la figura 6, precipitación, se observa un comportamiento similar.

Los otros días donde se obtuvieron muestras de agua de lluvia (Tabla 1), no se observó un incremento en la rapidez de exposición aunque sí se detectaron Plomo y Bismuto 214. Durante estas lluvias no fue posible obtener diferentes muestras, debido a su poca duración y/o intensidad.

En dos ocasiones las muestras se cuantificaron también después de cuatro horas de haberse colectado observándose que la concentración de Pb-214 y Bi-214 había disminuido por abajo del límite mínimo de detección.

Como era de esperarse con los resultados de este trabajo se confirmó que los hijos del radón, Pb-214 y Bi-214, se encuentran en la atmósfera y al llover son arrastrados hacia el suelo, pudiéndose detectar en grandes concentraciones en el agua de lluvia. Dichas concentraciones permanecen por un periodo corto, de tal forma que después de 4 horas se tiene menos del 0.195% de la actividad inicial, debido a la vida media de estos radionúclidos.

Los resultados del muestreo de partículas atmosféricas, colectadas del 8 de agosto al 5 de septiembre, se presentan en la figura 7, obteniéndose un promedio general de 1.29 y 1.79 Bq/m³ para el Plomo y el Bismuto respectivamente, observándose los promedios diarios de Pb-214 y Bi-214 en Bq/m³. Las concentraciones del Bismuto-214 son mayores que las del plomo-214 y ambas tienen variaciones a lo largo del periodo muestreado. En el periodo comprendido del 20 al 22 de agosto se observa un incremento en las concentraciones de ambos radionúclidos. Al obtener los promedios horarios de las concentraciones de Pb-214 y Bi-214 (Figura 8), el comportamiento de ambos radionúclidos es similar, pero las concentraciones del Bi-214 son mayores que las del Pb-214, manteniéndose el mismo comportamiento que en los promedios diarios.

Las concentraciones de Bi-214 tienen un aparente incremento a las 13:00 horas del día. Este aumento no se aprecia en las concentraciones del plomo.

Los resultados obtenidos se encuentran dentro del intervalo reportado por la ONU de 1 a 10 Bq/m³ (Ref 1) y debido a que nos encontramos en una zona costera los niveles de hijos del Rn-222 tiende a ser bajos, similares a los reportados por Chan .B y L Zikovsky (Ref 11).

4. CONCLUSIONES.

Para poder determinar el Rn-222 a través de sus hijos en el agua de lluvia, es necesario realizar 3 determinaciones. La primera es para cuantificar la concentración de los hijos como tal y debe realizarse inmediatamente después de la colecta, la segunda, después de 4 horas, para determinar la concentración del radón-222 y la tercera es para verificar que dicha actividad se debe a este y no a su padre el Radio-226, esta última se puede realizar después de 30 días.

No se pudo determinar la concentración de Rn-222 en el agua de lluvia ya que dicha concentración, si está presente, se encuentra por debajo del límite mínimo de detección.

El radón-222 y sus hijos se encuentran en la atmósfera y presentaron una variación temporal durante el periodo de muestreo, estos se ven influidos por múltiples factores meteorológicos (Ref. 11) pero en este estudio no se realizó la correlación de la concentración de los hijos del Rn-222 con algún parámetro meteorológico. Para poder evaluar el comportamiento a lo largo de todo el día se realizarán muestreos que cubran las 24 horas y así realizar una evaluación estadística de las variaciones y su posible correlación con algún parámetro meteorológico.

Para poder inferir la actividad del Rn-222 a partir de sus hijos, si se asume que el radón no se detiene en el filtro, es preferible utilizar la concentración del Plomo que la del Bismuto, ya que cuando se realiza la colecta, estos radionúclidos pierden su equilibrio.

Algunos autores consideran que se presenta un desequilibrio entre el radón y sus hijos (Ref. 5), por lo que para determinar la concentración de Rn-222 a partir de alguno de sus hijos se debe de considerar este desequilibrio. En estudios posteriores se intentará determinar el grado de desequilibrio que existe en esta región.

5. REFERENCIAS.

1. ONU (1985) La radiación ionizante: Fuentes y efectos biológicos. Comité Científico para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones atómicas.
2. ONU (1988) Report of the United Nations Scientific Committee on the effects of atomic radiation.

3. Lubin, J.H. y J.M. Samet (1990) Design issues in epidemiologic studies of indoor exposure to Rn and risk of lung cancer. Health Physics. 59 (6) 807-817.
4. Man-ling, W. T. y Chung-chuen, L. (1987) Indoor and outdoor ^{222}Rn and ^{220}Rn daughters in Hong Kong. Health Physics. 53 (2) 175-180.
5. Ramachandran, T. V., T. S. Muraleedharan, A. N. Shaikh y M. C. Subba Ramu (1990) Seasonal variation of indoor radon an its progeny concentration in a dwelling. Atmospheric environment. 24A (3) 639-643.
6. Kobal, I., B. Smolis, y M. Skofljanec (1986) Radon-222 air concentrations in Slovenian Karst caves of Yugoslavia. Health Physics. 50 (6) 830-834.
7. NCRP-45 (1975) Natural background radiation in the United States.
8. Burkart, W. en Metals and their compounds in the environment. Merian E (Ed.). VCH, New York.
9. Junge, E. C. (1963) Air Chemistry and Radioactivity. Academic Press, New York.
10. Chan, B. and L. Zikovsky (1990) Seasonal variation of radon daughters in outdoor air in Montreal. Water, Air and Soil pollution, 51: 133-138.
11. Duenas, C., Fernández, M.C. y Senciales, M. (1990) Usefulness of Rn decay products of Rn and Th B to study diffusion in the lower atmosphere. Atmospheric Environment, 224 (5) 1255-1261.

6. TABLAS Y FIGURAS.

Tabla 1. Concentraciones de Plomo-214 y Bismuto-214 en Agua de lluvia.

FECHA	HORA	Pb-214 (Bq/l)	Bi-214 (Bq/l)
Junio 20	9:00-9:10	145.6	242.2
Junio 21	7:15-7:55	333.8	397.5
Junio 25	15:03-15:33	533.7	862.25
Junio 26	8:20-9:10	175.4	333.7
	9:00-9:50	198.8	340.1
	9:10-10:10	150.4	331.3
	10:10-10:50	220.3	387.3
	10:50-11:50	473.7	559.5
	11:50-12:15	306.6	527.8
	12:15-13:07	389.5	661.26
Junio 27	7:55-8:03	88.6	210.6
	8:04-8:06	144.0	116.5
	8:04-8:20	158.9	251.8
	8:21-8:31	189.3	310.4
	8:32-9:03	393.7	475.7
	9:08-9:55	355.0	859.1
	9:57-10:35	232.3	305.8
	10:35-11:15	216.2	367.6
	11:15-12:15	181.5	301.0
	12:15-13:15	182.8	332.2
Agosto 7	7:35-8:05	30.6	44.8
Agosto 8	8:05-10:10	472.8	915.6
	10:10-11:05	131.1	269.7

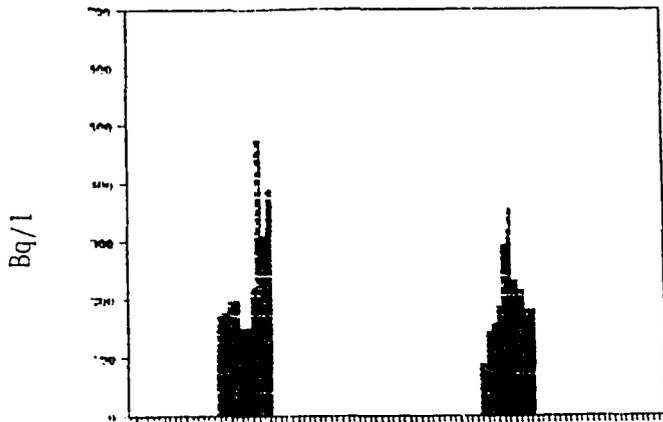


Fig. 1 Concentración de Pb-214 en Agua de Lluvia de los días 26 y 27 de Junio.

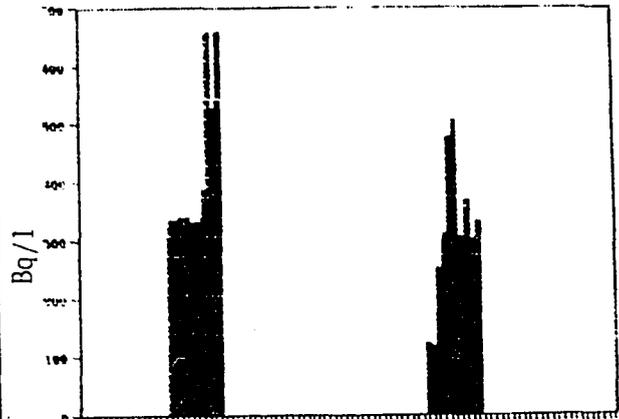


Fig. 2 Concentración de Bi-214 en Agua de Lluvia de los días 26 y 27 de Junio.

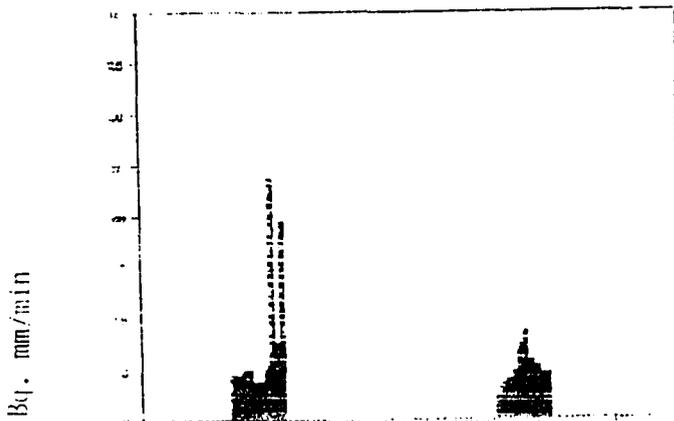


Fig. 3 Concentración de Pb-214 en Agua de Lluvia de los días 26 y 27 de Junio.

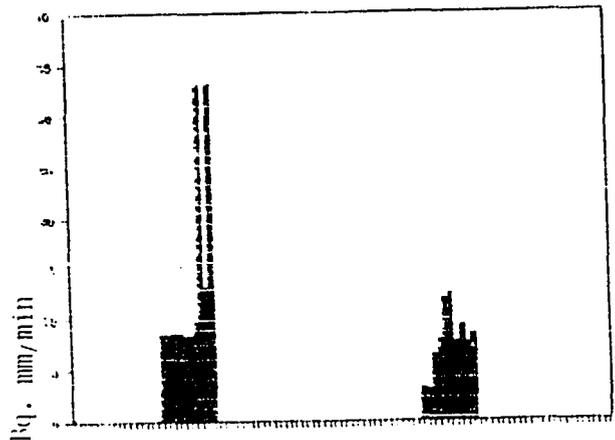


Fig. 4 Concentración de Bi-214 en Agua de Lluvia de los días 26 y 27 de Junio.

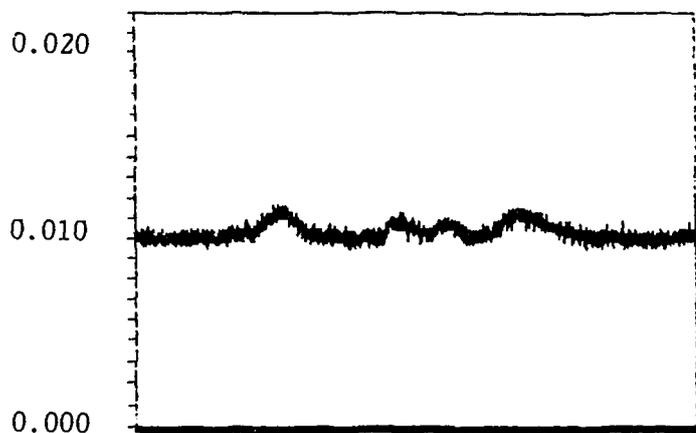
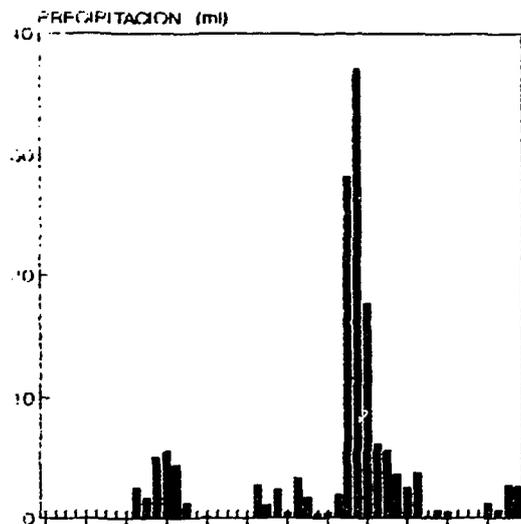


Fig. 5 Rapidéz de exposición de los días 26 y 27 de Junio, Centro de Información, Laguna Verde.



26 Y 27 DE JUNIO
Fig. 6 Precipitación horaria de los días 26 y 27 de Junio en la estación climatológica de Laguna Verde.

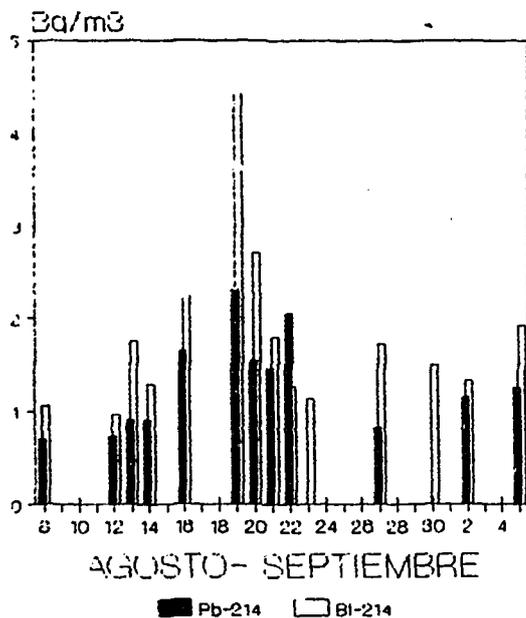


Fig. 7 Concentración diaria de Pb-214 y Bi-214 durante Agosto-Septiembre.

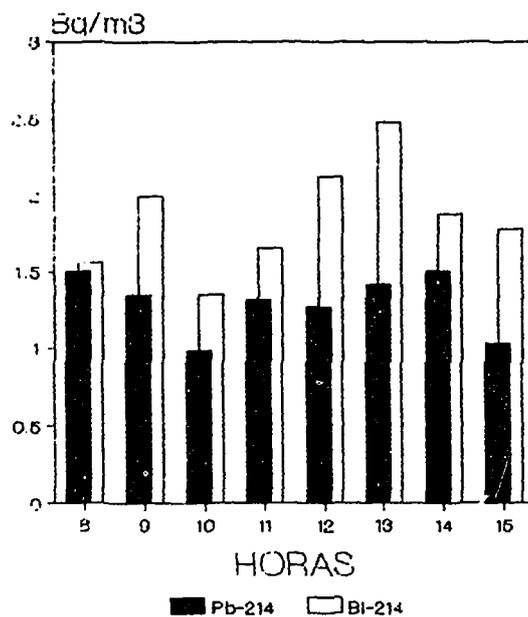


Fig. 8 Variación horaria de las concentraciones de Pb-214 y Bi-214 durante la mañana.



**Sociedad Nuclear
Mexicana A. C.**

Segundo Congreso Anual

**Lunes 18
SESION III
Auditorio Fermín Carrillo**

17 al 19 de noviembre de 1991
Instituto Tecnológico de Veracruz
Veracruz, Ver.

**NEXT PAGE(S)
left BLANK**

SIMULACION CON EL CODIGO PRESTO-B DEL SEGUNDO CICLO DE OPERACION DE LA CNLV U-1

Carlos C. Cortés Campos
Instituto de Investigaciones Eléctricas

José L. Montes Tadeo
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

RESUMEN

En este trabajo se analiza el impacto del coastdown de potencia al final del ciclo 1 sobre la operación del ciclo 2 para el reactor de la Unidad 1 (U-1) de la Central Nuclear de Laguna Verde (CNLV) y se evalúa la extensión del ciclo 2 por coastdown de potencia para cumplir con el calendario de operación durante este ciclo utilizando el código PRESTO-B (FMS).

1.0 INTRODUCCION.

En el plan original de utilización de la energía para la operación de la CNLV U-1, no se había considerado la posibilidad de realizar coastdown al final del ciclo 1, por lo que la operación del ciclo 1 era desde el 5 de noviembre de 1988 hasta el 5 de julio de 1991, equivalente a una longitud del ciclo (B_c) de 10078 MWD/MT (diseño); de acuerdo con este plan, General Electric realizó un diseño de multiciclos [1] en el que se proponía una recarga para el ciclo 2 de 92 ensambles con un enriquecimiento promedio de 2.9% de U-235 y una partición de 44 ensambles de 3.03% de U-235 y 48 ensambles de 2.8% de U-235 para una longitud del ciclo de 6198 MWD/MT, durante el período del 1 de noviembre de 1991 hasta el 30 de junio de 1992; sin embargo debido a que la operación de la planta durante el ciclo 1 ha sido excelente el factor de carga ha sido más alto que el planeado (0.7). Debido a esto la planta extendió el final del ciclo uno por medio de un coastdown de potencia de aproximadamente 57 días para alcanzar la fecha propuesta de paro [2]; este cambio en la operación del ciclo 1 repercute en el ciclo 2 y el objetivo de este estudio es analizar el impacto sobre la operación de la CNLV U-1 durante el ciclo 2.

2.0 ANTECEDENTES

Debido al coastdown de potencia al final del ciclo 1, para el ciclo 2 de operación de la CNLV U-1, un nuevo plan de utilización de la energía (PUE) fue generado [2], este requiere que la operación de la planta sea del 1 de noviembre de 1991 hasta el 30 de junio de 1992, generando 429975 MWD [2] que corresponden a una longitud del ciclo de 5317 MWD/MT con una extensión del ciclo por coastdown de

potencia de 46 días generando 77100 MWD de energía para cumplir con el calendario de operación.

Las restricciones impuestas sobre el ciclo 2 son:

- 2.1 No puede haber modificación de la recarga del ciclo 2 [1], por lo que la longitud original del ciclo de diseño es de 6198 MWD/MT equivalente a 501252 MWD de energía; con una fracción de recarga de 92 ensambles teniendo un enriquecimiento promedio de 2.9% de U235.
- 2.2 La longitud de este ciclo deberá ser ajustada para cumplir con el calendario de operación mediante coastdown de potencia [2].

3.0 METODO DE CALCULO.

La metodología de cálculo es básicamente la del simulador tridimensional PRESTO-B [3], el modelo de simulación de Laguna Verde ha sido implementado y verificado antes de efectuar este estudio [4], datos del seguimiento del núcleo de LV durante el ciclo 1 son usados como base para este estudio. Los casos analizados para el ciclo 1 son:

3.1 CASO A: HALING + COASTDOWN.

3.2 CASO B: SEGUIMIENTO OPERACIONAL + PROYECCION (HLG) + COASTDOWN.

3.3 CASO C: SEGUIMIENTO OPERACIONAL + PATRON DE BARRAS + COASTDOWN.

En este estudio se analiza el impacto que cada esquema tiene sobre la generación de energía en el ciclo 2. Cabe mencionar que el grupo de seguimiento del núcleo para sus análisis de simulación con el código PRESTO utiliza geometría de núcleo completo, mientras que la información que proporciona G. E. en su análisis de multiciclos está dada en geometría de un cuarto de núcleo, por lo que primero se realizó una comparación de resultados para el final del ciclo 1 obtenidos con el código PRESTO para núcleo completo contra los resultados de la simulación para un cuarto de núcleo [5] antes de proceder a utilizar la información de cada caso contenida en los archivos de reinicio del ciclo 1, de dicha comparación se concluye que la información contenida en el archivo de reinicio de núcleo completo está siendo utilizada correctamente al cambiar la geometría a un cuarto de núcleo.

La actividad primaria de este estudio fue la creación de un archivo base de entrada al código PRESTO-B, a condiciones del inicio del ciclo 2 [6,7]. Un archivo de reinicio a fin del ciclo 1 para núcleo completo es utilizado en cada caso, para obtener las condiciones de operación al inicio del ciclo 2.

El siguiente paso es realizar un cálculo HALING del ciclo 2 utilizando los archivos de reinicio generados por los casos anteriores al inicio del ciclo 2, para lo cual se modifica el

archivo base del ciclo 2.

Por último, se efectúa una simulación del coastdown del ciclo 2 para 46 días de operación para cada uno de los casos analizados, por lo tanto se modifica el archivo base del inicio del ciclo 2.

4.0 RESULTADOS

A continuación se presentan los resultados obtenidos de la simulación del ciclo 2 por medio del código PRESTO de acuerdo con los datos de diseño dados en la sección 2.0 y el método de cálculo dado en la sección 3.0.

La recarga de diseño para el ciclo 2 [1] se muestra en la figura 4.1, los resultados para cada caso analizado en la tabla 4.1 y la comparación de energía propuesta por el PUE y la obtenida para cada caso analizado se muestran en la tabla 4.2.

Como se esperaba debido al coastdown de potencia efectuado al final del ciclo 1 no se puede alcanzar a generar la energía del diseño original con el plan de recarga propuesto por General Electric (GE) para el ciclo 2. Pero si se genera la energía real nominal en cada caso.

En el caso de coastdown de potencia al final del ciclo 2 se genera energía adicional durante 46 días efectuando el apagado del reactor con un valor de potencia del 82.1%, los resultados del coastdown se muestran en las gráficas 4.1, 4.2 y 4.3 para cada uno de los casos analizados en este estudio.

TABLA 4.1 RESULTADOS DE LA SIMULACION DEL CICLO DOS.

CASO	CONDICION	QUEMADO ACUM. (MWD/T)	QUEMADO INC. (MWD/T)	K-EFF	POT. (%)	DEPP	DC
A	BOC	9667.2	0	1.0077	100	0	0
B	BOC	9817.0	0	1.0069	100	0	0
C	BOC	9955.6	0	1.0063	100	0	0
A	HALING	15012.0	5345.3	1.0005	100	224.13	-
B	HALING	15068.0	5250.6	1.0005	100	220.16	-
C	HALING	15114.0	5157.9	1.0005	100	216.27	-
A	CDWN	15978.3	966.34	1.0005	82.1	40.519	46.3
B	CDWN	16043.1	975.11	1.0005	82.1	40.887	46.7
C	CDWN	16093.4	979.38	1.0005	82.1	41.066	46.9

DEPP = DIAS EFECTIVOS A PLENA POTENCIA.

DC = DIAS CALENDARIO

TABLA 4.2 ENERGIA GENERADA EN EL SEGUNDO CICLO.

DESCRIPCION	ENERGIA (MWD)
*DISEÑO	501310
*REAL NOMINAL	429975
CASO A (HLG)	432274
CASO B (HLG)	424616
CASO C (HLG)	417119
*EXTENSION (COASTDOWN)	77100
CASO A (CDWN)	78148
CASO B (CDWN)	78857
CASO C (CDWN)	79202

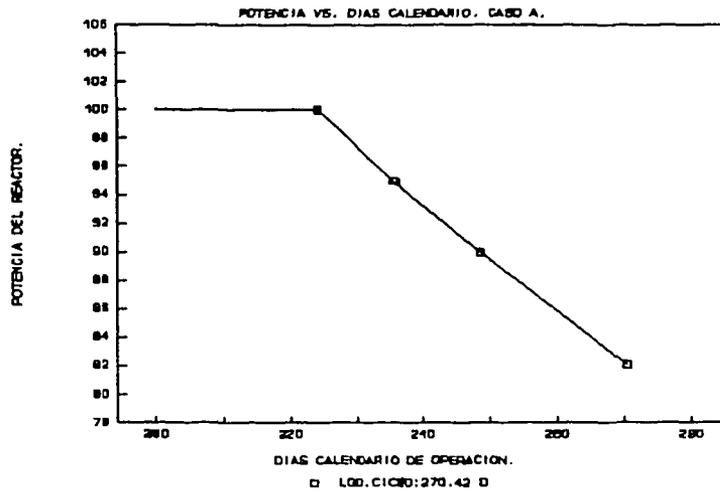
* Ref. [2]

	23)	25)	27)	29)	31)	33)	35)	35)	39)	41)	43)
22)	3	3	4	3	3	3	4	3	3	3	2
20)	3	2	3	4	3	3	3	5	3	3	2
18)	4	3	4	3	4	3	5	3	5	3	2
16)	3	4	3	3	3	4	3	3	3	3	2
14)	3	3	4	3	3	3	5	3	3	3	2
12)	3	3	3	4	3	4	3	5	3	3	2
10)	4	3	5	3	5	3	5	3	3	3	2
8)	3	5	3	3	3	5	3	3	3	2	
6)	3	3	5	3	3	3	3	3	2		
4)	3	3	3	3	3	3	3	2			
2)	2	2	2	2	2	2	2				

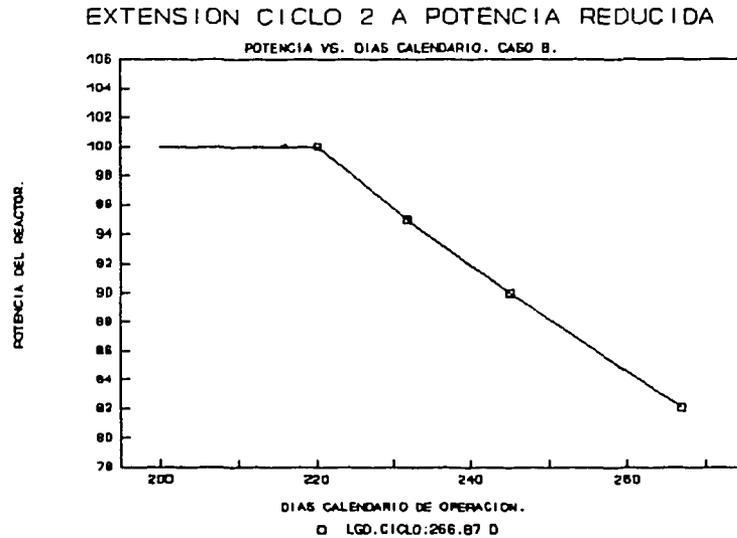
TIPO DE COMBUSTIBLE	NUM. DE ENSAMBLES	CICLO DE CARGA
2 GE5 P8CIB176-4GZ	72	1
3 GE5 P8CIB219-4GZ	280	1
4 GE9B P8CWB280-7GZ	48	2
5 GE9B P8CWB303-7GZ	44	2

FIG. 4.1 CONFIGURACION DE LA RECARGA PARA EL CICLO 2 DADA POR GENERAL ELECTRIC. [1]

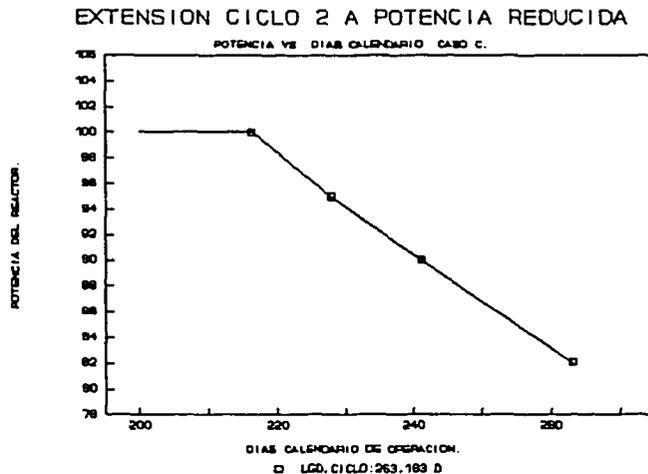
EXTENSION CICLO 2 A POTENCIA REDUCIDA



GRAF. 4.1 CASO A. EXTENSION AL EOC 2 POR COASTDOWN DE POTENCIA.



GRAF. 4.2 CASO B. EXTENSION AL EOC 2 POR COASTDOWN DE POTENCIA.



GRAF. 4.3 CASO C. EXTENSION AL EOC 2 POR
COASTDOWN DE POTENCIA.

5.0 CONCLUSIONES.

De los resultados mostrados en la sección anterior para el análisis del ciclo dos y de las restricciones dadas en la sección 2.0 se tienen las siguientes conclusiones:

- 5.1 La recarga para el ciclo dos se había diseñado sin considerar coastdown del ciclo uno, por lo cual no se alcanzará la energía de diseño.
- 5.2 Debido al coastdown del ciclo 1 el exceso de reactividad al inicio del ciclo 2 va a ser disminuida, esto es un indicador de problemas de operación potenciales ya que el control de la potencia para evitar violación de límites térmicos pudiera no ser posible a potencia nominal con un inventario de barras de control bajo.
- 5.3 El quemado adicional del combustible durante los periodos de extensión del ciclo inicial y del segundo ciclo deben compensarse mediante la modificación de la fracción de recarga y/o enriquecimiento del tercer ciclo de operación, con el propósito de conservar los calendarios de generación de energía programada inicialmente por CFE.
- 5.4 La exposición adicional del combustible durante las extensiones de ciclo pueden producir violaciones de los límites térmicos de operación dependiendo en la forma que se diseñe la recarga del ciclo 3. Es necesario entonces rediseñar cuidadosamente la recarga y simular el ciclo 3 en toda su extensión.

6.0 REFERENCIAS.

- [1] Información de General Electric FC#844R01; Laguna Verde 1 cycle 2/reload 1; D.P. Stier.; 11/09/1990.
- [2] Oficio No. RFG/425/91 del Departamento de Gestión de Combustible, para Sidney Schreiber de GE Nuclear Energy. 31 de mayo de 1991.
- [3] ScandPower International Consultants User's Manual for PRESTO, FMS volume II, December 1991.
- [4] Reporte 6F3/II/CN081/91/R1, Jesús Blanco Lara, IIE (En preparación).
- [5] Reporte 6F3/IV/CN084/91/R1, Carlos C. Cortés Campos (IIE), José L. Montes Tadeo (ININ), Julio de 1991.
- [6] Memoria de cálculo 6F3/IV/CN077/91/M2, Carlos C. Cortés Campos (IIE), José L. Montes Tadeo (ININ), Julio de 1991.
- [7] Memoria de cálculo 6F3/IV/CN077/91/M1, Carlos C. Cortés Campos (IIE), José L. Montes Tadeo (ININ), Julio de 1991.

UNA PROPUESTA PARA EL PLAN DE RECARGA DE COMBUSTIBLE
PARA EL CICLO 3 DE LA CNLV UNIDAD 1

J.L. FRANCOIS, C. MARTIN DEL CAMPO, J.L. ESQUIVEL

INSTITUTO DE INVESTIGACIONES ELECTRICAS
DEPARTAMENTO DE ENERGIA NUCLEAR
APARTADO POSTAL 475
62000 CUERNAVACA, MOR.

RESUMEN

En este trabajo se analizan diferentes configuraciones con el fin de obtener un plan de recarga para el ciclo 3 de operación de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV), introduciendo el menor número posible de ensamblés nuevos, sin violar los principales límites de seguridad del combustible y cumpliendo con la energía requerida para dicho ciclo. El estudio arroja una recarga con 116 ensamblés nuevos tipo GE9B, de los cuales 32 tienen un enriquecimiento promedio en U_{235} de 2.80% y 84 de 3.25%.

1. INTRODUCCION.

La disponibilidad de la CNLV durante su primer ciclo de operación ha sido muy buena. Así mismo debido a su alto factor de carga, la energía extraída del combustible ha sido muy elevada y para alcanzar la fecha de paro prevista (31 de agosto de 1991) ha sido necesario utilizar la técnica de extensión del ciclo conocida como "coastdown".

Estas condiciones de operación tan favorables han obligado a revisar el plan de recarga de los ciclos posteriores, los cuales fueron diseñados para un factor de carga del 70%. Por lo que respecta al ciclo 2, la recarga prevista ya no pudo ser modificada, por lo que para poder cumplir con la fecha de paro para este ciclo será necesario efectuar una extensión del mismo por medio de un "coastdown" bastante largo de 46 días.

Para el ciclo 3, o segunda recarga, será por lo tanto necesario cambiar el plan de recarga de diseño, por uno más realista que cumpla con las necesidades de energía previstas por la CFE. Para esta recarga se decidió tratar de minimizar el número de ensamblés combustibles nuevos a introducir en el reactor para generar la energía necesaria, cumpliendo con las especificaciones de los límites térmicos sin afectar la integridad del combustible. La razón de minimizar el número de ensamblés, viene del hecho de que por un lado el costo asociado a la fabricación del ensamblé combustible ha aumentado considerablemente y de que por otro lado no se conoce con certeza el costo asociado al tratamiento final que se le dará al combustible irradiado.

2. METODOLOGIA.

2.1 Condiciones de Diseño.

Por lo que respecta a la energía necesaria para el ciclo 3, lo cual constituye el objetivo del diseño, se requiere generar 543,615 MWD [1], sin considerar extensión del ciclo. Esto equivale a un quemado del combustible en este ciclo de 6750 MWD/T. Para propósitos de diseño se analizaron los siguientes límites térmicos: el "Maximum Linear Heat Generation Rate" (MLHGR), el "Maximum Ratio of Average Planar Linear Heat Generation Rate" (MRAPLHGR) y el "Minimum Critical Power Ratio" (MCPR). Estos límites nos dan el margen de seguridad para la integridad del combustible. Otros análisis relacionados con el diseño nuclear tendrán que ser efectuados posteriormente. Entre ellos están el margen de apagado, el exceso de reactividad en caliente y los coeficientes de reactividad.

En la siguiente tabla se presentan los valores de diseño que se tratarán de alcanzar de los límites arriba mencionados. Se presentan los valores de diseño aplicables para cálculos tipo Haling y los valores de las especificaciones técnicas del combustible [2].

TABLA 2.1.1 VALORES DE LOS LIMITES TERMICOS DEL COMBUSTIBLE.

PARAMETRO		ESPECIF. TECNICAS	BASE DE DISENO
MLHGR (W/CM)	GE5	439.63	347.77
	GE9B	472.44	374.02
MCPR	GE5	1.28	1.49
	GE9B	1.28	1.49
MRAPLHGR		1.00	0.79

2.2 Criterios para la Determinación del Diseño de Recarga.

El diseño final de una recarga representa el mejor compromiso entre todos los objetivos de diseño presentados en el párrafo anterior. Existen además una serie de reglas o guías relacionadas con las estrategias de operación "Control Cell Core" (CCC) y con las de optimización neutrónica del ensamble dentro del reactor que deben tomarse en cuenta para la localización de los ensambles en el núcleo, en la determinación de una recarga. Estas reglas son las siguientes:

1. Descargar al final del ciclo precedente los ensambles de más baja reactividad.

2. Dentro del combustible que permanecerá, el combustible de más alta exposición y más baja reactividad, se sitúa en la periferia del núcleo. Esto reduce la pérdida de neutrones fuera del núcleo y mejora la capacidad de exposición del núcleo.
3. Localizar en las celdas de control el combustible que precede al menos reactivo. Esto simplifica la operación del reactor y mejora la utilización del combustible.
4. Posicionar el combustible nuevo distribuido en el interior del núcleo para maximizar la exposición del ciclo dando siempre adecuados márgenes térmicos. El combustible nuevo es el más reactivo en el núcleo durante la última porción del ciclo y esto tiene un gran efecto sobre la duración del ciclo.
5. El combustible quemado en un solo ciclo anterior es a menudo el más reactivo al principio del presente ciclo. Su posicionamiento es determinado mediante cálculos de exceso de reactividad en caliente al principio de ciclo (BOC).
6. El posicionamiento del combustible restante es determinado por estudios de margen de apagado, límites térmicos, y la demanda de energía.

Estas reglas nos dan el margen de maniobra sobre el cual se debe de trabajar para obtener un plan de recarga. Igualmente hay que tomar en cuenta la conveniencia de desplazar lo menos posible los ensambles que no serán descargados del reactor.

2.3 Generación de Bancos con Nuevo Enriquecimiento.

Para la realización de los análisis del ciclo 3 fue necesario generar nuevos bancos de datos nucleares con enriquecimientos en U_{235} superiores a los propuestos por General Electric (GE). El combustible GE9B tiene una longitud activa de 381 cm, sus extremos superior (30.48 cm) e inferior (15.24 cm) son zonas de uranio natural y la región central está formada por tres zonas axiales conteniendo uranio enriquecido y barras de gadolinia. Estas últimas tres zonas fueron modificadas en el enriquecimiento de sus barras de tal manera que el enriquecimiento promedio del ensamble fuera de 3.4% en un caso y 3.25% en el otro, sin modificar el contenido promedio de gadolinia. Los bancos generados fueron los siguientes:

- para un ensamble con enriquecimiento promedio de 3.4%:

. P8CWL369-4G3/3G2	e=3.69%	arreglo tipo TWZ	(45.72 cm)
. P8CWL387-4G3/3G2	e=3.87%	arreglo tipo DOM	(152.4 cm)
. P8CWL369-7G3	e=3.69%	arreglo tipo PSZ	(137.16 cm)

- para un ensamble con enriquecimiento promedio de 3.25%:

. P8CWL352-4G3/3G2	e=3.52%	arreglo tipo TWZ	(45.72 cm)
. P8CWL369-4G3/3G2	e=3.69%	arreglo tipo DOM	(152.4 cm)
. P8CWL352-7G3	e=3.52%	arreglo tipo PSZ	(137.16 cm)
. P8CWL352D-7G3	e=3.52%	arreglo tipo DOM	(137.16 cm)

- para ambos ensambles:

.P8CWL071-NOG uranio natural (45.72 cm)

La celda P8CWL352D-7G3 se generó con un enriquecimiento promedio del 3.52% en U-235 y 7 barras de gadolinia al 3% en Gd, pero con una distribución de las barras combustibles tipo DOM, lo cual mejoró la distribución de potencia en la parte inferior del ensamble combustible. Esta celda sustituye a la celda P8CWL352-7G3 en la longitud axial (137.16 cm) que ocupa dentro del ensamble de 3.25%.

Los bancos de datos nucleares fueron generados siguiendo el procedimiento 6F3/I/CN029/P1 REV.0 [3], utilizándose los códigos RECORD, ECLIPSE y POLGEN del sistema de administración de combustible FMS (Fuel Management System). En este procedimiento se distinguen cuatro etapas:

- a). Cálculo RECORD al paso de quemado inicial para la obtención de las razones de flujo necesarias para el cálculo ECLIPSE.
- b). Cálculo ECLIPSE de las celdas de gadolinia rodeadas por las ocho barras combustibles vecinas para obtener los datos nucleares de las barras de gadolinia a diferentes pasos de irradiación.
- c). Cálculo RECORD en evolución de todas las celdas para la obtención de los datos nucleares a diferentes fracciones de vacíos y temperaturas de combustible y moderador, para diferentes pasos de irradiación.
- d). Cálculo POLGEN para la obtención de los polinomios y coeficientes representativos de los datos nucleares que serán utilizados por el código PRESTO.

La información relativa a la generación de estos bancos, así como los resultados obtenidos se pueden encontrar en [4].

2.4 Casos Analizados.

El primer caso que se analizó fué el de diseño basado en cálculos de tipo Haling tanto para el ciclo 1 como para el 2, sin considerar ninguna extensión de los ciclos. Bajo estas condiciones y sin conocer aún las necesidades de energía del ciclo 3, se comenzó a diseñar un patrón de recarga del ciclo 3 en base a la información de diseño de GE [5]. Con esta información se obtuvieron unas primeras estimaciones de la recarga y se detectaron los ensambles que no cumplían con los límites térmicos.

El siguiente caso analizado, parte de la información relativa al seguimiento operacional del ciclo 1, seguido de una proyección hacia el final del ciclo con un cálculo Haling más una estimación del "coastdown" de 57 días [6]. El ciclo 2 se obtuvo con un Haling más un "coastdown" de 46 días [7]. De esta manera se obtuvo una condición inicial del ciclo 3 más realista, lo cual aunado a las

necesidades de energía del ciclo 3 [1] nos permitió obtener un nuevo patrón de recarga.

El último caso analizado es muy parecido al precedente siendo la única diferencia que la proyección al final del ciclo 1 se hace con los patrones de barra propuestos por GE y no con un Haling.

2.5 Método de Cálculo.

El método de cálculo se basa totalmente en el código PRESTO, aprovechando lo más posible las opciones que tiene para los análisis de este tipo, como lo son la generación de un archivo histórico que lleva el registro del movimiento de los ensambles combustibles, una lista de prioridades de descarga de los ensambles basado en la reactividad de los mismos, los mapas del núcleo con información sobre la colocación de los ensambles, el quemado y la k-efectiva de los mismos, así como el reporte sobre los márgenes a los límites térmicos. La técnica de prueba y error fué aplicada, teniendo en cuenta los criterios y reglas expuestos en los párrafos 2.1 y 2.2.

Es necesario mencionar que para el cálculo del MCPR, PRESTO no cuenta con la correlación GEXL PLUS necesaria para el combustible tipo GE9B. En estos análisis PRESTO utiliza la correlación GEXL para todos los tipos de ensambles, utilizando los factores R del combustible GE9B de 3.03% de enriquecimiento para los ensambles de nuevo enriquecimiento. Por lo tanto el valor de MCPR reportado por el código debe ser tomado como una buena aproximación. También se debe mencionar que los albedos y longitudes de extrapolación utilizados para la evaluación del ciclo 3 corresponden a los obtenidos en el ciclo 2. Esta última situación no involucra un error apreciable de acuerdo a la experiencia que se tiene con estos parámetros.

3. RESULTADOS.

En esta sección del reporte se presentan los resultados definitivos de lo que consideramos podría ser un plan de recarga adecuado para el ciclo 3 de la CNLV unidad 1. Cabe mencionar que para llegar a dicho plan de recarga se efectuaron alrededor de 50 corridas de PRESTO de tipo HALING.

En esta recarga se introducen 116 ensambles combustibles nuevos, de los cuales 32 son de un enriquecimiento promedio de 2.80% y 84 son de 3.25%. El plan de recarga propuesto se presenta en la figura 3.1., en ella se han marcado la localización de las celdas de control y las coordenadas corresponden a las del PRESTO. El tipo de combustible utilizado es indicado en la tabla 3.1.

TABLA 3.1. CLASIFICACION DEL COMBUSTIBLE.

TIPOS DE COMBUSTIBLE	CICLO EN EL QUE ENTRAN AL NUCLEO	NO. DE ENSAMBLES
A: GE5-P8CIB176	1	52
B: GE5-P8CIB219	1	184
C: GE9B-P8CWB303-7GZ	2	44
D: GE9B-P8CWB280-7GZ	2	48
E: GE9B-P8CWB280-7GZ	3	32
F: GE9B-P8CWB303-7GZ	3	
G: GE9B-P8CWB325-7GZ	3	84

FIGURA 3.1. PLAN DE RECARGA PROPUESTO PARA EL CICLO 3.

	23	25	27	29	31	33	35	37	39	41	43
22	B	D	E	B B	B	E	B B	D	B		
20	D	E	B	G	B	G	B	G	C	E	B
18	E	B	E	C	G	B	G	D	G	D	A
16	B	G	C	B B	G	B	B B	C	A		
14	B	B	G	B B	B	G	B B	D	A		
12	B	G	B	G	B	C	B	G	C	D	A
10	E	B	G	B	G	B	G	C	G	B	A
8	B	G	D	B B	G	C	B B	A			
6	B	C	G	B B	C	G	B A				
4	D	E	D	C	D	D	B	A			
2	B	B	A	A	A	A	A				

En la tabla 3.2. se presentan la longitud del ciclo así como los límites térmicos obtenidos para los casos analizados. Los casos 1 y 2 son los más cercanos a la realidad que podemos tener en base a las condiciones actuales de información y de análisis con que se cuenta. El caso 3 se presenta para demostrar como el plan de recarga propuesto cumple con los límites térmicos de base de diseño presentados en la tabla 2.1.1.

TABLA 3.2. RESULTADOS PARA LA CONFIGURACION PROPUESTA.

CASO *	LONG. DEL CICLO (MWD/TM)	MLHGR (W/CM)	MCPR	MRAPLHGR
1	6752	389.9	1.55	0.574
2	6737	390.9	1.55	0.574
3	7435	374.7	1.58	0.573

*

CASO 1. CICLO1: SEG. OPERACIONAL + HALING + COASTDOWN
 CICLO2: HALING + COASTDOWN
 CICLO3: HALING

CASO 2. CICLO1: SEG. OPERACIONAL + P.BARRAS + COASTDOWN
 CICLO2: HALING + COASTDOWN
 CICLO3: HALING

CASO 3. CASO DE DISEÑO: HALING EN LOS 3 CICLOS SIN COASTDOWN

A partir de la configuración propuesta y tomando el caso 1, se realizaron dos cálculos utilizando únicamente el tipo de combustible que GE propone para el ciclo 3, es decir ensambles de 2.80% y de 3.03% de enriquecimiento promedio. Los casos estudiados fueron los siguientes:

- caso GE1: se conservan los 32 ensambles de 2.80% de la configuración propuesta y los otros 84 ensambles se cubren con combustible de 3.03%.
- caso GE2: los 116 ensambles de la configuración propuesta son de 3.03%.

Los resultados obtenidos para estos casos se presentan en la tabla 3.3.

TABLA 3.3. RESULTADOS PARA LOS CASOS GE1 Y GE2.

CASO *	LONG. DEL CICLO (MWD/TM)	MLHGR (W/CM)	MCPR	MRAPLHGR
GE1	6385	397.8	1.57	0.583
GE2	6560	411.0	1.49	0.587

Como puede observarse en la tabla 3.3., la longitud del ciclo no alcanza los 6750 MWD/TM especificados para el ciclo 3 y los límites térmicos son más penalizantes que los obtenidos con la configuración aquí propuesta.

4. CONCLUSIONES.

Los resultados de este estudio permiten demostrar que es posible aumentar el enriquecimiento de los ensambles de la segunda recarga con el fin de disminuir el número a introducir en dicha recarga. Por lo que respecta a la metodología utilizada, existen algunos puntos que ya fueron mencionados en el párrafo 2.5, relacionados con el cálculo del MCPR y de las condiciones a la frontera, que necesitarían ser afinados. Faltaría igualmente efectuar algunos otros cálculos con la configuración propuesta para verificar algunos criterios de seguridad relacionados con el diseño nuclear del reactor, y que fueron resaltados en el párrafo 2.1. Finalmente es probable que se pudiera minimizar aún más el movimiento de los ensambles que se quedan en el núcleo.

5. REFERENCIAS.

- [1] Oficio No. RFG/425/91 del Departamento de Gestión de Combustible, para Sidney Schreiber de GE Nuclear Energy. 31 de mayo de 1991.
- [2] J.L. Casillas. Laguna Verde Unit 1 Reload Nuclear Design Report. WEDC-31879P. General Electric Company Proprietary. Class III. Abril 1991.
- [3] C. Torres A. Precedimiento para la Generación de Bancos de Datos Nucleares para Reactores de Potencia Empleando los Códigos ECLIPSE, RECORD Y POLGEN del Paquete FMS de Scandpower Instalado en el Sistema VAX de las Oficinas Nacionales de la CFE. 6F3/1/CN029/P1 REV.0. Comisión Federal de Electricidad, Departamento de Ingeniería Nuclear, Grupo de combustible. Agosto, 1990.
- [4] J.L. Francois, C. Martín del Campo, J.L. Esquivel. Generación del Banco de Datos Nucleares para Combustible Tipo GE9B con Enriquecimiento de 3.4% y 3.25% en U_{235} . En Condiciones de operación en Caliente a 100% de Potencia. Informe IIE/13/2953/P-5. 6F3/1/CN072/P1 REV.0. Agosto, 1991.
- [5] S.M. Schreiber. Fuel Management Summary. Laguna Verde-1 Cycle 2 / Reload 1. FC# 844R01 Rev. 0. Noviembre 1990.
- [6] J. Blanco. Extensión del Primer Ciclo de Operación de la CNLV-U1. Reporte 6F3/11/CN078/R1. Julio 1991.
- [7] C.C. Cortés, J.L. Montes. Análisis del Impacto en la Operación de la CNLV U1 por Coastdown de Potencia al Final de los Ciclos 1 y 2. Reporte 6F3/1V/CN084/91/R2. Julio 1991.

COMPARACION ENTRE ALGUNOS CODIGOS GENERADORES DE SECCIONES EFICACES.

JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE

INSTITUTO DE INVESTIGACIONES ELECTRICAS
DEPARTAMENTO DE ENERGIA NUCLEAR
APARTADO POSTAL 475
62000 CUERNAVACA, MOR.

RESUMEN

En este trabajo se presenta la comparación entre diferentes códigos generadores de secciones eficaces para ensambles combustibles de reactores de agua ligera, con el objeto de validar tanto la biblioteca como los métodos de cálculo utilizados en los códigos RECORD y WIMS. Se analizan dos situaciones de referencia; la primera representada por un celda en medio infinito y la segunda por un arreglo cuadrado de 9 celdas combustibles con la celda central conteniendo veneno consumible. Los resultados para el primer problema muestran que los resultados obtenidos con RECORD y WIMS y sus correspondientes bibliotecas se encuentran dentro del rango obtenido por CPM2 y CASMO2 y dentro de las incertidumbres reportadas en otros estudios. Para el segundo problema, los resultados obtenidos con WIMS caen igualmente dentro del rango de resultados obtenidos por CPM2 y CASMO2, mientras que los resultados de RECORD muestran fuertes desviaciones conforme la proporción en gadolinia y el contenido de vacíos aumentan.

1. INTRODUCCION.

La utilización de códigos de cómputo para el análisis y cálculo de reactores nucleares, se ha vuelto una práctica común tanto en los institutos de investigación como en las compañías de electricidad. Gran cantidad de códigos han sido desarrollados para tales fines y por lo que respecta a la generación de secciones eficaces para ensambles combustibles se han desarrollado también diferentes bibliotecas asociadas a los códigos. Entre los códigos generadores de secciones eficaces se pueden mencionar CPM, CASMO, RECORD, WIMS y otros.

En este trabajo se presenta una comparación entre los códigos arriba mencionados, con el fin de validar los códigos RECORD y WIMS, utilizados en el Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE) para la generación de secciones eficaces para ensambles de reactores tipo BWR. La comparación comprende actualmente dos etapas; en la primera se realizan cálculos para una celda en medio infinito para diferentes enriquecimientos y diferentes vacíos. En la segunda etapa se analizan diferentes motivos cuadrados de 3x3 (9 celdas combustibles) en los que la barra central contiene gadolinia (Gd_2O_3). Estos cálculos se realizaron para dos diferentes celdas de gadolinia y para tres diferentes contenidos de vacíos

(0%, 40% y 70%). En este trabajo se presenta primeramente una breve descripción de los códigos RECORD y WIMS y posteriormente las comparaciones de los valores obtenidos para el factor de multiplicación infinito (k -inf) en función de la irradiación del combustible para los diferentes códigos analizados. Los resultados obtenidos con los CPM2 y CASMO2 provienen de la literatura [1], y los de RECORD y WIMS fueron obtenidos en el IIE.

2. BREVE DESCRIPCION DE LOS CODIGOS.

El código RECORD [2] ha sido ampliamente utilizado en las actividades de administración de combustible dentro del reactor por las instituciones nacionales involucradas en estas actividades. Representa la herramienta de generación de secciones eficaces del paquete de códigos del Fuel Management System (FMS) y esta acoplado al código ECLIPSE [3] para el cálculo de celdas que contienen veneno quemable. RECORD está diseñado para el cálculo de ensambles combustibles de reactores de agua ligera, utilizando una combinación de teorías de transporte y de difusión. Utiliza transporte para calcular el espectro de las diferentes celdas dentro del ensamble, homogeneiza las celdas y las interacciones entre ellas las calcula mediante la teoría de difusión en 4 o 5 grupos de energía. ECLIPSE utiliza la teoría de transporte en geometría cilíndrica para generar las secciones eficaces en función de la irradiación, de las celdas que contiene el veneno quemable. Analiza un arreglo cuadrado de 9 celdas combustibles, siendo la central la que contiene el veneno, y una vez efectuado el cálculo realiza una equivalencia transporte - difusión para restituir las razones de flujo entre el cálculo de transporte en geometría cilíndrica y el cálculo de difusión en geometría rectangular. Las secciones así obtenidas son utilizadas por RECORD para el cálculo global del ensamble combustible. Las versiones utilizadas en este trabajo fueron la RE863D y EC862D. Por lo que respecta a la biblioteca, está basada en los datos del ENDF/B-III y contiene una parte térmica de 15 grupos de energía entre 0 y 1.84 eV y una parte epitérmica entre 1.84 eV y 10 MeV. En ella se encuentran todos los isótopos necesarios para el cálculo de ensambles combustibles de reactores de agua ligera.

El código WIMS [4] es una herramienta que se utiliza en muchos países para diferentes tipos de análisis relacionados con el transporte de neutrones. Entre sus posibilidades resuelve la ecuación de transporte para geometrías plana en una dimensión y cilíndrica en una o dos dimensiones, utilizando métodos de probabilidades de colisión o de ordenadas discretas. Los cálculos se realizan en dos etapas, en la primera se obtiene el espectro neutrónico para una celda promedio a 69 grupos de energía y posteriormente se utiliza cualquiera de los métodos antes mencionados para el cálculo del ensamble o del motivo analizado a un número de grupos de energía que el usuario define en los datos de entrada. Este código tiene el inconveniente de no manejar explícitamente la geometría rectangular, involucrando por lo tanto en sus cálculos un pequeño error de cilindrización. El código

utilizado en este estudio fué el WIMS-D4. La biblioteca de WIMS consta de 69 grupos de energía de los cuales 42 se encuentran en el rango térmico por debajo de 4 eV, 13 en la zona de resonancias entre 4 eV y 9.118 KeV y 14 rápidos entre 9.118 KeV y 10 MeV. Esta biblioteca se basa igualmente en el ENDF/B-III.

Por lo que toca a los códigos CPM2 y CASMO2 y sus correspondientes bibliotecas una descripción más detallada se puede encontrar en la referencia [1], únicamente mencionaremos que son códigos multigrupos de transporte en dos dimensiones, basados en el método de probabilidades de colisión y de probabilidades de transmisión, utilizados ampliamente por diferentes compañías de electricidad en los Estados Unidos.

3. DESCRIPCION DE LOS PROBLEMAS ANALIZADOS.

El primer problema estudiado es uno muy sencillo en el cual se analiza una sola celda combustible en medio infinito. Se concideran tres diferentes enriquecimientos, 1.6%, 2.8% y 3.9%, tres diferentes contenidos de vacíos en el moderador, 0%, 40% y 70% y una irradiación o quemado de 0 a 32 GWD/T. Los cálculos se efectuaron a condiciones de operación en caliente 100% de potencia, siendo las especificaciones las mostradas en la siguiente tabla:

TABLA 3.1. ESPECIFICACIONES DE LA CELDA.

PARAMETRO	VALOR
RADIO COMBUSTIBLE (CM)	0.52339
RADIO INTERNO CAMISA (CM)	0.52339
RADIO EXTERNO CAMISA (CM)	0.61453
PASO DE LA CELDA (CM)	1.62560
TEMPERATURAS (K)	
COMBUSTIBLE	922.04
CAMISA	604.26
MODERADOR	560.93
DENSIDAD DEL COMBUSTIBLE (g/cc)	10.3024
MATERIAL DE LA CAMISA	Zr-2
PRESION DEL MODERADOR (PSIA)	1045.43
DENSIDAD DE POTENCIA (w/gU)	24.64
DENSIDAD DE POTENCIA (w/gUO2)	22.60

El segundo problema estudiado está representado por un arreglo cuadrado de 9 celdas combustibles (3x3), en el cual la celda central contiene gadolinia como veneno quemable. Se estudiaron dos casos, uno con un enriquecimiento en gadolinio (Gd) de 3% y otro de 5%. Los cálculos se realizaron igualmente para tres contenidos

de vacíos en el moderador de 0%, 40% y 70% y para un quemado de 0 a 19 GWD/T. Las especificaciones de las celdas son las mismas que las presentadas en la tabla 3.1, siendo el enriquecimiento en U-235 de las 8 celdas que rodean el veneno de 3.9% y el enriquecimiento en U-235 de la celda central de 2.8%. La densidad de la celda central es de 10.0 g/cc. Los cálculos se efectuaron igualmente en caliente a 100% de potencia.

4. RESULTADOS.

Los resultados obtenidos para el primer problema se presentan en las figuras 4.1, 4.2 y 4.3, en donde se muestra el factor de multiplicación infinito en función del quemado. Por limitaciones de espacio se presentan únicamente los casos con 40% de vacíos en el moderador. Sin embargo se puede decir que este caso es representativo de los otros, ya que los resultados son muy similares.

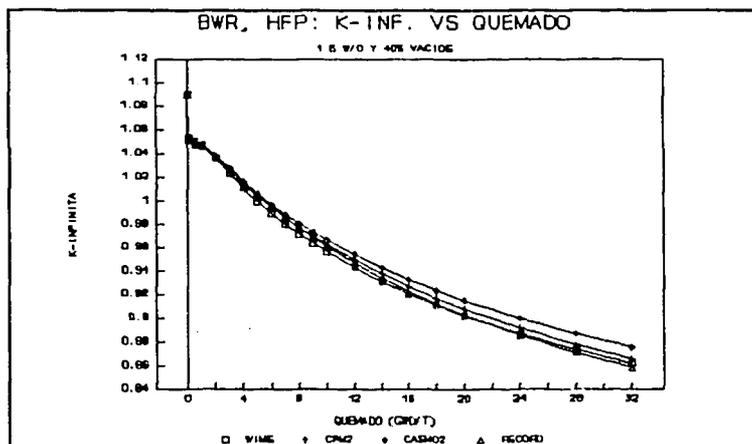


FIGURA 4.1. CELDA 1.6% W/O Y 40% VACIOS

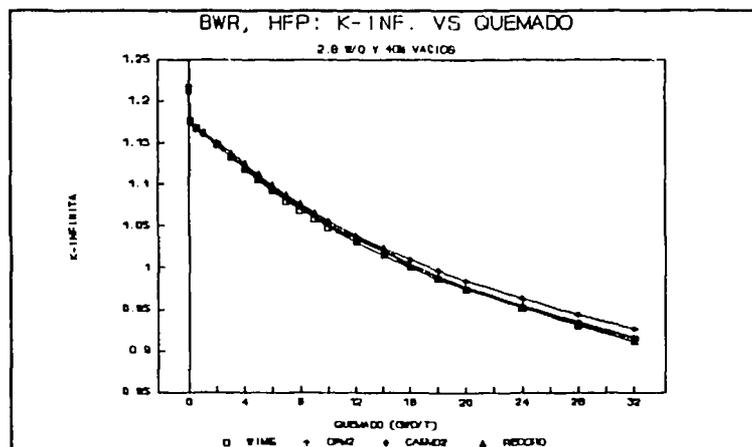


FIGURA 4.2. CELDA 2.8% W/O Y 40% VACIOS

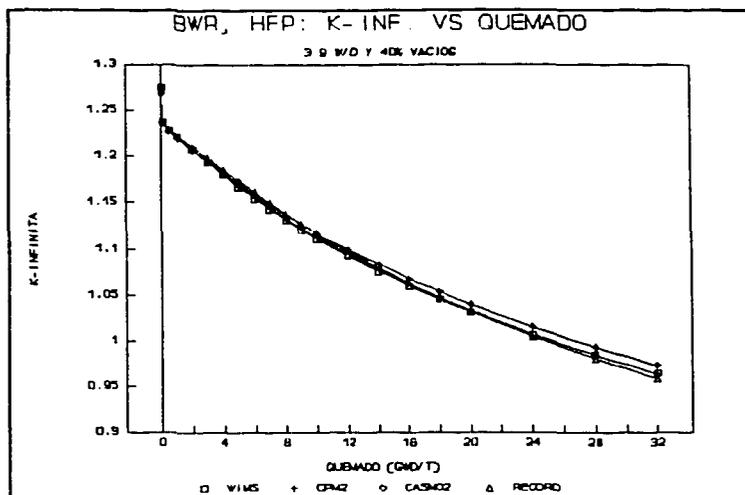


FIGURA 4.3. CELDA 3.9% W/O Y 40% VACIOS

Como puede observarse en estas figuras los resultados obtenidos son muy similares para los diferentes códigos analizados, lo cual se podía esperar dada la simplicidad del problema.

El segundo problema es más severo dado la presencia del veneno quemable en la parte central del arreglo, lo cual provoca por un lado un fuerte gradiente del flujo neutrónico en el centro del arreglo y por otro lado un importante efecto de autoblandaje en la celda central debido a la presencia del veneno, lo cual obliga a realizar cálculos finos en cuanto a discretización espacial como en pasos de quemado. Los resultados para el arreglo con veneno al 3% de enriquecimiento en Gd y contenido de vacíos de 0%, 40% y 70% se presentan en las figuras 4.4, 4.5 y 4.6.

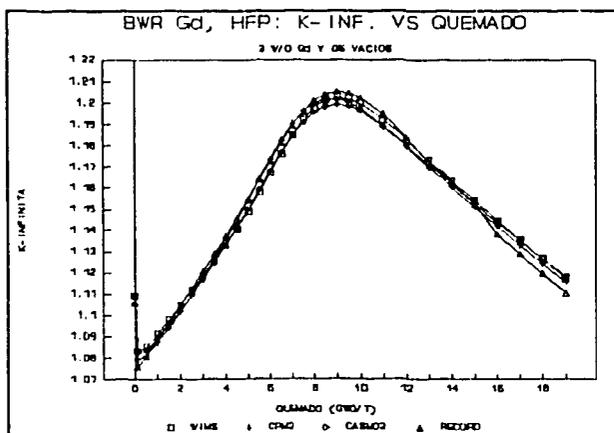


FIGURA 4.4. 3% W/O Gd Y 0% VACIOS

Como puede observarse en estas figuras, la discrepancia del código RECORD con respecto a los otros códigos aumenta a medida que el contenido de vacíos en el moderador se incrementa. Esta situación es aún más marcada con el arreglo que presenta la celda central con el veneno de 5% de enriquecimiento en Gd y que se muestran en las figuras 4.7, 4.8 y 4.9. Esta discrepancia puede explicarse por el hecho de que a medida que el contenido de vacíos, la concentración del veneno quemable y la tasa de irradiación aumentan, el

espectro neutrónico en el arreglo se endurece, es decir se desplaza

hacia energías más altas lo cual ocasiona que el cálculo de quemado del veneno consumible que se efectúa con el código ECLIPSE pierda precisión. En efecto ECLIPSE resuelve la ecuación de transporte en

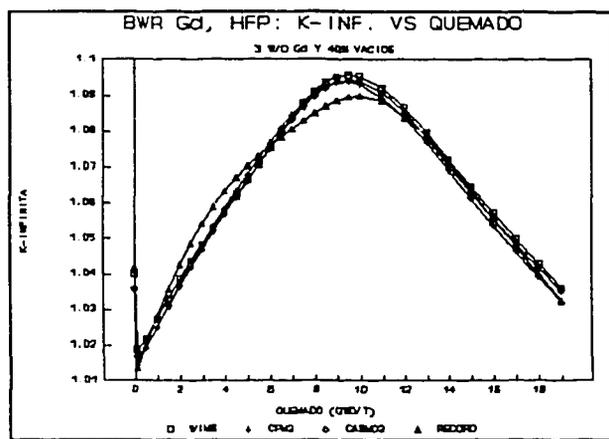


FIGURA 4.5. 3% Gd. Y 40% VACIOS

el rango térmico dividido en 17 grupos hasta 1.84 eV, mientras que el efecto de las capturas resonantes en el rango epitérmico para los isótopos resonantes se toma en cuenta mediante un grupo epitérmico equivalente, utilizando integrales de resonancia efectivas que concideran los efectos de autoblandaje y de blindaje de otros isótopos resonantes importantes como el U-235, el U-238, el Pu-239 y los isótopos del gadolinio.

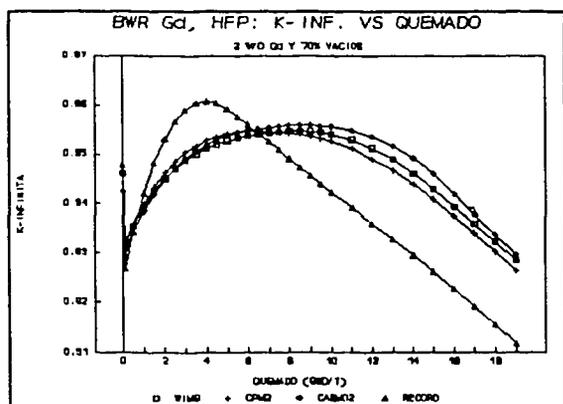


FIGURA 4.6. 3% Gd Y 70% VACIOS

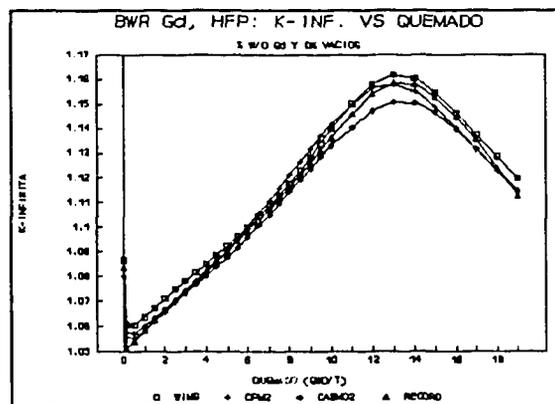


FIGURA 4.7. 5% Gd Y 0% VACIOS

5. CONCLUSIONES.

La comparación de los códigos analizados arroja resultados satisfactorios para el primer problema, para todos los casos analizados se encuentra un buen acuerdo para el valor del factor de multiplicación infinito en función del quemado. Sin embargo, para el problema número 2 se obtienen discrepancias bastantes fuertes con los cálculos efectuados con el método estándar de RECORD-ECLIPSE. Esta situación no implica que el cálculo global de un ensamble combustible sea incorrecto, ya que el arreglo analizado es un problema diseñado para probar principalmente códigos de

transporte. Con el código WIMS, se obtienen resultados comparables a los de CPM2 y CASMO2, lo cual nos indica que tanto el método de cálculo como la biblioteca son adecuados para los problemas analizados. Actualmente se continúa trabajando en la comparación de estos códigos para el caso de un ensamble completo de un reactor tipo BWR, con lo cual se redondeará la evaluación tanto de los métodos de cálculo como de las bibliotecas utilizadas para el cálculo de reactores de agua ligera. Para el caso de WIMS, el cálculo del ensamble se tendrá que efectuar acoplando las secciones obtenidas para las celdas del ensamble a un código de transporte de geometría rectangular.

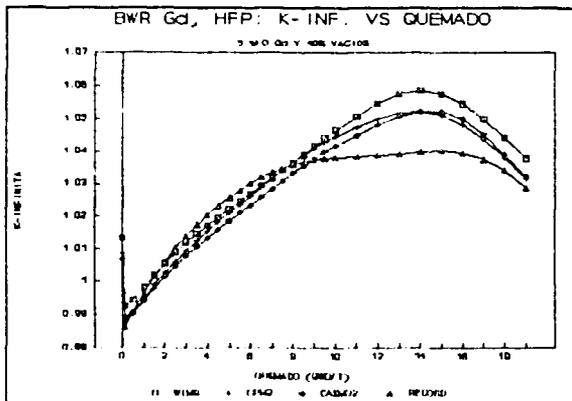


FIGURA 4.8. 5% Gd Y 40% VACIOS

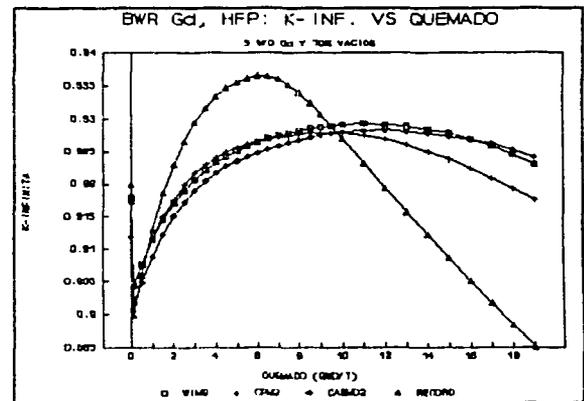


FIGURA 4.9. 5% Gd Y 70% VACIOS

6. REFERENCIAS.

- [1] J.R. Fisher, R.L. Grow, D. Hodges, J.S. Rapp, K.M. Smolinske. Evaluation of Discrepancies in Assembly Cross-Section Generator Codes. Volúmenes 1 y 2. Reporte EPRI NP-6147. Julio 1989.
- [2] T. Skardhamar, J.P. Halbritter. User Manual for RECORD FMS Volumen II. ScandPower A/S. Diciembre 1989.
- [3] R.J.J. Stamm'ler. User Manual for ECLIPSE FMS Volumen II. ScandPower A/S. Agosto 1986.
- [4] J.R. Askew et al. A general description of the lattice code WIMS. JBNES Octubre. 1966, p. 564.

1035/72

CALCULOS DE CRITICIDAD PARA UNA ALBERCA DE COMBUSTIBLE GASTADO DE UN REACTOR NUCLEAR BWR

Mario Barcenas Robles y Carlos Filio López
C.N.S.N.S. - I.P.N. (E.S.F.M.)

RESUMEN

En este trabajo se muestra la metodología seguida para calcular la constante de multiplicación efectiva para el arreglo de ensamblajes de combustible gastado en la alberca de un reactor nuclear BWR.

Los cálculos se efectuaron para la alberca de combustible gastado especificada en el FSAR⁽¹⁾ y para ensamblajes que suponen una composición conservadora con alto enriquecimiento y sin gadolinio, dándole crédito a las cajas de acero inoxidable de los bastidores que guardan los ensamblajes.

Se usaron los códigos RECORD⁽²⁾ y MIXQUIC⁽³⁾ para efectuar esta simulación. Con el código RECORD se obtuvieron las secciones eficaces macroscópicas, dos grupos de energía, para las características del ensamblaje supuesto. Las secciones eficaces, así como las dimensiones de la alberca y de los bastidores que albergan los ensamblajes combustibles se usaron como datos de entrada para el código MIXQUIC. Con este código se efectuaron los cálculos de criticidad en dos dimensiones, suponiendo que no hay fuga de neutrones a lo largo del eje axial.

Se efectuaron cálculos adicionales suponiendo cambios en la temperatura, en la distancia entre ensamblajes de combustible y en el espesor de la caja de acero inoxidable del bastidor.

Los resultados obtenidos, incluyendo los efectos en las tolerancias debidos a la temperatura, paso y espesor, muestran que el arreglo en la alberca, cuando los bastidores están completamente cargados, es subcrítico por menos del cinco por ciento en ΔK .

DESCRIPCION DEL TRABAJO

El reactor nuclear BWR-5 de la Central Laguna Verde contiene ensamblajes de combustible constituidos por 62 barras de combustible (elementos) y dos barras de agua rodeadas por un canal cuadrado. Las barras de combustible son de diferente enriquecimiento para optimizar la distribución de potencia radial y axial en el ensamblaje, algunas de estas barras contienen pequeñas cantidades de gadolinio (Gd_2O_3) como veneno quemable para controlar la reactividad al inicio del ciclo de operación del reactor. Un esquema del ensamblaje de combustible se muestra en la figura 1.

Los ensambles de combustible que componen el núcleo son de 3 tipos diferentes de enriquecimiento. Los enriquecimientos promedio de estos ensambles son de 2.19 w/o, 1.76 w/o y .711 w/o.

Los ensambles gastados se almacenan en unos bastidores (figura 2) colocados en la alberca de combustible gastado.

Los bastidores están diseñados para soportar todas las cargas creíbles (estáticas y dinámicas) para prevenir algún daño al combustible contenido. Son un conjunto de tubos cuadrados de acero inoxidable sujetos por un sistema de abrazamiento para restringir su movimiento. La capacidad de cada uno de los bastidores es de 54 ensambles de combustible como se muestra en la figura 2. La alberca contiene 24 bastidores para almacenar aproximadamente el 280% de los ensambles del núcleo (figura 4).

El FSAR especifica que para efectuar los cálculos de criticidad de una alberca de combustible gastado se debe de suponer que:

- a) El enriquecimiento promedio de cada ensamble sea del 3.3 w/o.
- b) Las barras de combustible no contengan veneno quemable.
- c) La temperatura del moderador sea de 20 grados centigrados.
- d) No haya fuga de neutrones en la dirección axial.
- e) No se tome en cuenta la estructura de soporte del ensamble como material absorbedor, pero si el acero inoxidable del material de los canales de los bastidores.
- f) El combustible sea fresco.

Bajo estas bases, el FSAR especifica que los arreglos, cuando los bastidores están completamente cargados, deben ser subcríticos por al menos cinco por ciento en ΔK , tomando en cuenta el efecto de las tolerancias e incertidumbre en los cálculos.

Con el código RECORD se generaron los parámetros nucleares para dos grupos de energía para una celda de ensamble de combustible (región multiplicativa) considerando la composición y parámetros de operación especificadas en el FSAR y suponiendo que las barras y cortinas forman uno de los canales del bastidor (figura 1).

Las secciones eficaces para el agua (región no multiplicativa) que rodea los canales del bastidor se obtuvieron de la región de agua que rodea el canal de la celda del ensamble de combustible que simula RECORD. Las secciones eficaces obtenidas se muestran en la Tabla I.

Para la simulación de la alberca en MIXQUIC se usó una región de agua y una de combustible (figura 3). La región de agua rodea a los bastidores.

Con el código MIXQUIC, se obtuvo un valor de $K_{eff} = 0.91746$ para toda la alberca de combustible gastado.

Se efectuaron cálculos adicionales suponiendo cambios en la temperatura, en la distancia entre ensambles de combustible y en el espesor de la caja de acero inoxidable del bastidor. El valor de K_{eff} disminuye al aumentar la temperatura del moderador y se incrementa al disminuir el paso entre ensambles o el espesor del acero inoxidable. Para una disminución de 1.0mm en el espesor se obtuvo la diferencia $\Delta K_e = 0.01589$ respecto al valor anterior, para una reducción de 2 mm en el paso se obtuvo la diferencia $\Delta K_p = 0.00856$ y para una temperatura de 115°C se obtuvo $\Delta K_t = -0.002$, así que el valor de K_{eff} , tomando en cuenta el efecto de las tolerancias resulta de:

$$K_{eff} = 0.91746 + 0.01589 + 0.00856 - 0.002 = 0.9399$$

CONCLUSIONES

El resultado obtenido para K_{eff} muestra que el arreglo en la alberca, cuando los bastidores están completamente cargados, es subcrítico por menos del cinco por ciento en ΔK , incluyendo el efecto de las tolerancias.

Es posible efectuar cálculos menos conservadores considerando en MIXQUIC la altura real del ensamble de combustible ("Buckling" diferente a cero) y usando secciones eficaces dependientes del quemado de combustible y gadolinio generadas con el código RECORD, aunque debe notarse que se consideraría una composición homogénea a lo largo del eje axial ya que MIXQUIC es un código bidimensional.

En la nueva alberca de combustible gastado, las cajas de los bastidores están hechas de acero inoxidable con boral, esta composición puede tomarse en cuenta en la generación de secciones eficaces con el código RECORD ya que en las cortinas y barras de control se puede especificar la fracción de boro en ellas.

REFERENCIAS

- (1) T. Skardhamar "User Manual For Record" FMS Vol. II Scandpower, 1983
- (2) E. Del Valle, J.P. Hennart: "Desarrollo de programas de Cómputo y su Aplicación en el Campo de la Ingeniería Nuclear. Comunicaciones Técnicas IIMAS UNAM julio de 1988. Del Valle, E., J.P. Hennart D. Meade, "Finite element formulations of nodal schemes for neutron diffusion and transport problems:. Advances in Nuclear Engineering Computational Methods, Vol.2,p.473, A.N.S, Knoxville, Tennessee, 1985 Nuc. Sci. Eng.,92,p.204,1986.
- (3) Final Safety Analysis Report, Cap. 9.1.2 Vol. X, CFE 1974

TABLA I

REGION MULTIPLICATIVA

Grupo	D	Σ_r	Σ_a	$\nu\Sigma_f$	χ
Rápido	0.12319E+01	0.28650E-01	0.11050E-01	0.52714E-02	1.0
Térmico	0.33406E+00	0.0	0.10469E+00	0.12407E+00	0.0

$$(*) \quad \Sigma_r^M = \Sigma_r^R + \Sigma_a^R \quad \text{y} \quad \Sigma_{1-2}^M = \Sigma_r^R$$

$$\begin{aligned} \Sigma_r^M &= 3.9700E-2 & \Sigma_{1-2}^M &= 2.8650E-2 & \text{para el rápido} \\ &= 1.0469E-1 & &= 0.0 & \text{para el térmico} \end{aligned}$$

REGION NO MULTIPLICATIVA

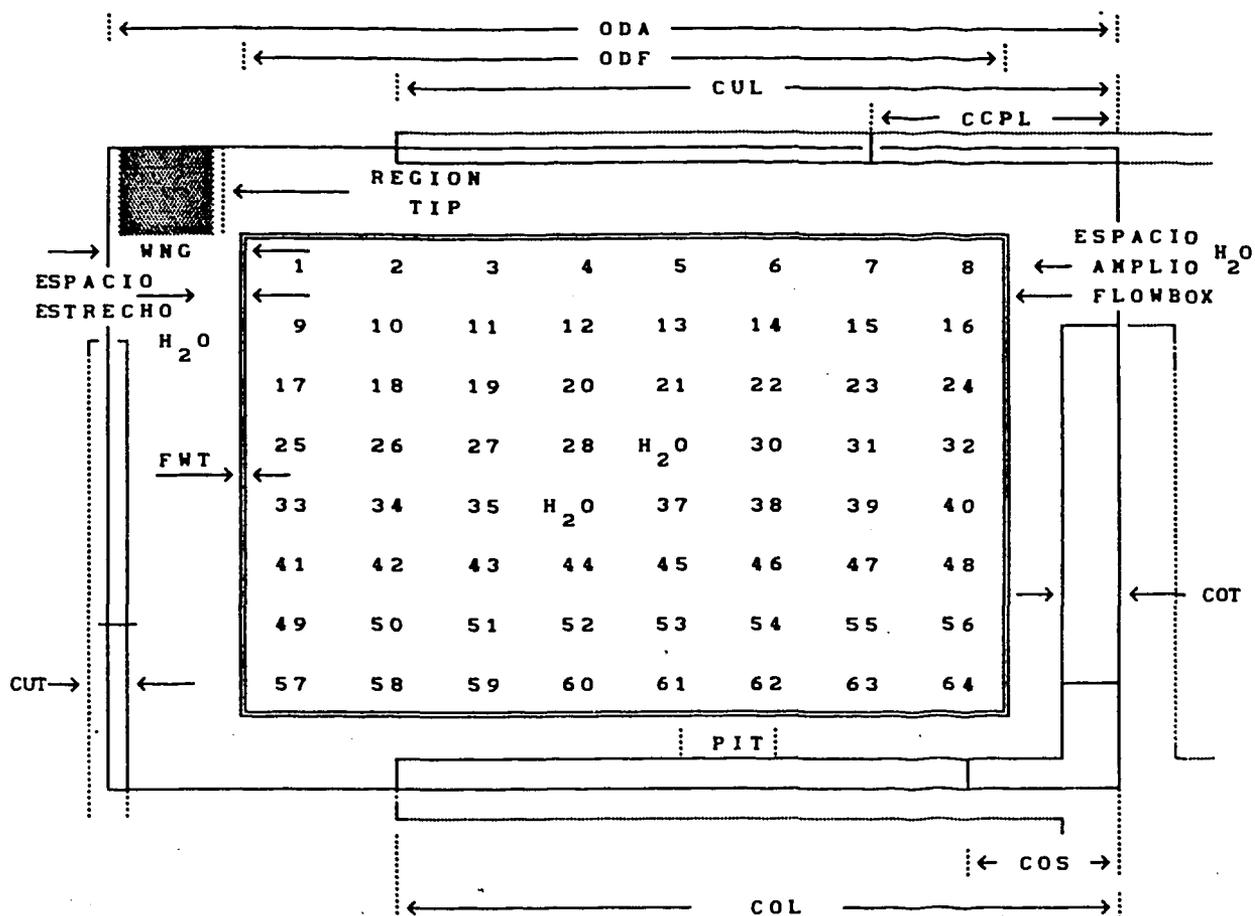
Grupo	D	Σ_r	Σ_a	$\nu\Sigma_f$	χ
Rápido	1.4701	4.6000E-2	3.2098E-4	0.0	0.0
Térmico	1.9538E-1	0.0	1.7652E-2	0.0	0.0

$$\begin{aligned} \Sigma_r^M &= 4.6318E-2 & \Sigma_{1-2}^M &= 4.6000E-2 & \text{para el rápido} \\ &= 1.7652E-2 & &= 0.0 & \text{para el térmico} \end{aligned}$$

χ es la fracción de neutrones de fisión

(*) La sección eficaz de remoción (Σ_r^M) para MIXQUIC es la suma de las secciones de remoción y absorción obtenidas del código RECORD; y la sección de dispersión (Σ_{1-2}^M) para MIXQUIC es la sección de remoción (Σ_r^R) de RECORD.

GEOMETRIA DEL ENSAMBLE COMBUSTIBLE



ODA = Dimensión externa del ensamble	: 16.57	cm
ODF = Dimensión externa del canal (flowbox)	: 13.8125	cm
FWT = Espesor del canal	: 0.2032	cm
WNG = Anchura del espacio estrecho de agua	: 0.8989	cm
PIT = Paso	: 1.6256	cm
COL = Extensión media de la placa de control	: 15.57	cm
COT = Espesor medio de la placa de control	: 0.5000	cm
COS = Extensión media de la pieza central	: 0.0000	cm
CUL = Extensión media de la cortina	: 15.17	cm
CUT = Espesor medio de la cortina	: 0.5000	cm
CCPL = Extensión media de la pieza central	: 0.0000	cm

Fig. 1.- Datos geométricos del ensamble combustible

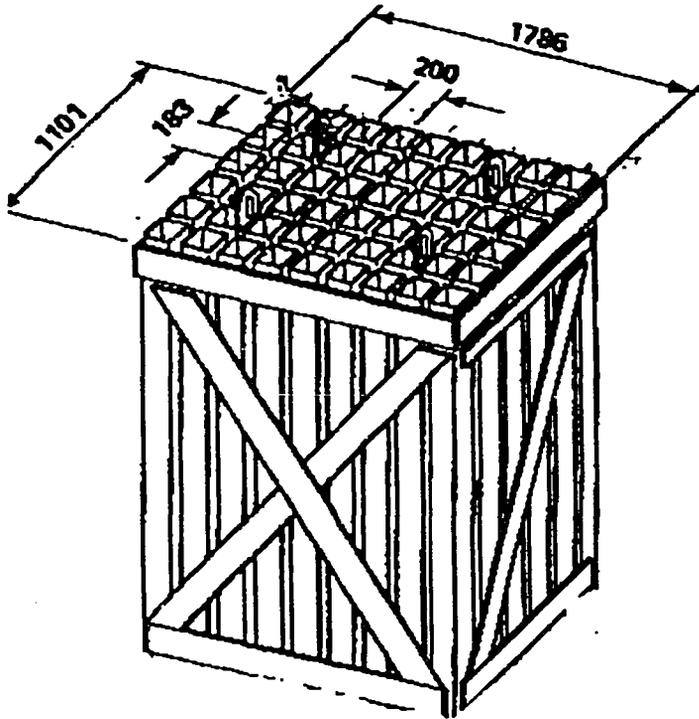


FIGURA 2. Bastidor de Combustible Gastado

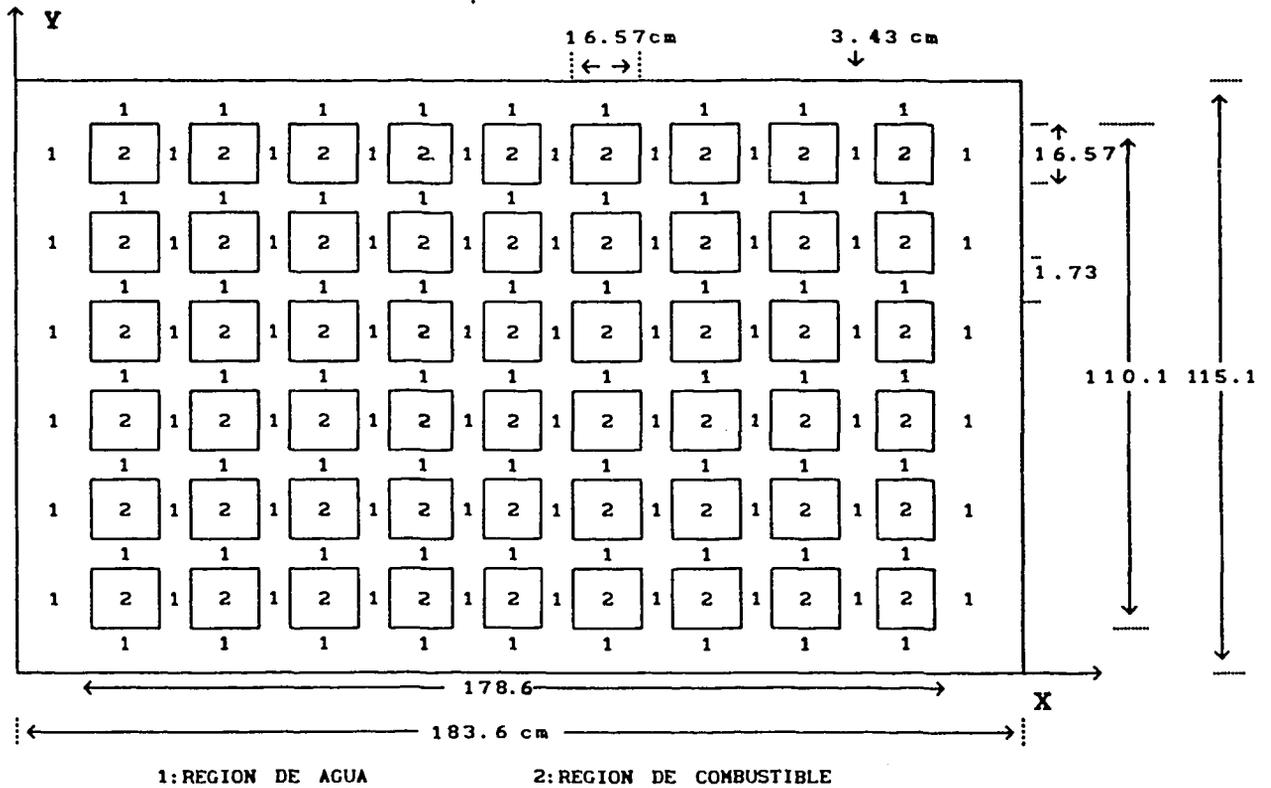


FIGURA 3. Configuración de un bastidor en MIXQUIC

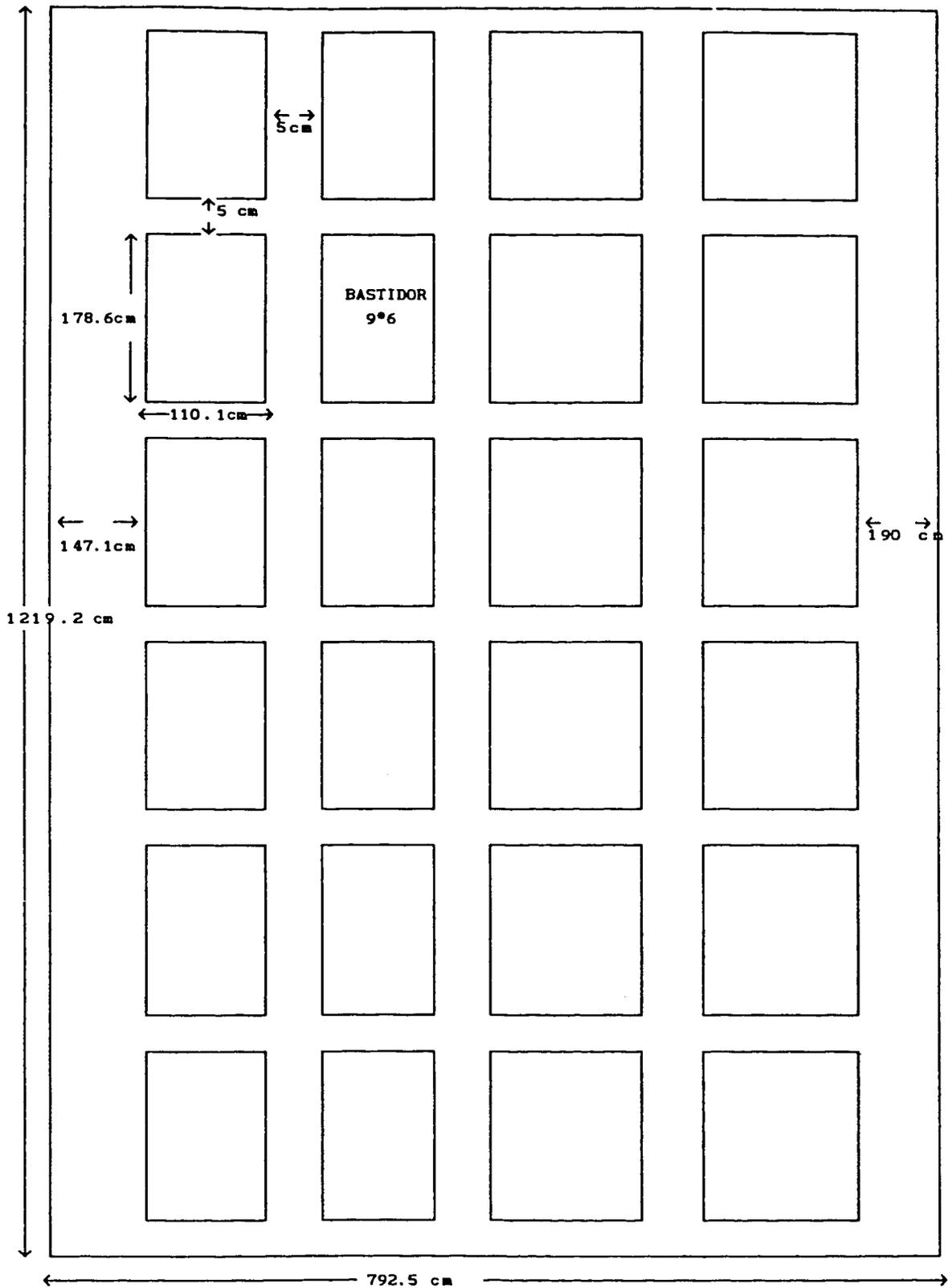
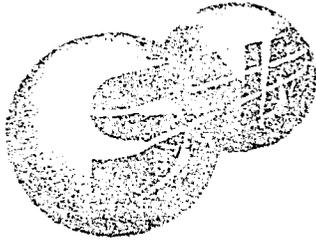


FIGURA 4. Arreglo de la alberca para MIXQUIC



**Sociedad Nuclear
Mexicana A. C.**

Segundo Congreso Anual

**Lunes 18
SESION IV
Sala 1**

17 al 19 de noviembre de 1991
Instituto Tecnológico de Veracruz
Veracruz, Ver.

**POOR QUALITY
ORIGINAL**

1000000000

CONCENTRACION ELECTROLITICA AVANZADA, DE D₂O.
Federico A. Palma G., Miguel Alvarado y Yolanda Aguilar P.
INSTITUTO NACIONAL DE INVESTIGACIONES NUCLEARES.

RESUMEN

Se describen los experimentos realizados a nivel laboratorio para la concentración electrolítica intermitente de agua pesada, partiendo de agua pre-concentrada en una segunda etapa, con una concentración de 1,500 ppm de D₂O. Las concentraciones manejadas implicaron que en las cuatro etapas que se hicieron, se tuviera que recuperar y reciclar el agua procedente de la recombinación de los gases oxhídricos producidos durante la electrólisis. Se llegó en la sexta etapa a una concentración de 15.4%, resultado ampliamente fundamentado desde el punto de vista analítico.

1.0 INTRODUCCION

En los experimentos que se realizaron para concentrar el agua pesada por el proceso electrolítico intermitente, se hizo la distinción entre las concentraciones: sistemática y avanzada. La sistemática se refirió a la ejecución de la primera y de la segunda etapas, que en la acepción de un factor de separación de 5, correspondería un factor de concentración por etapa de 3. Así, en la primera etapa se concentraría de 150 ppm a 450 ppm y en la segunda de 450 ppm a 1,350 ppm; resultando la concentración de las mezclas oxhídricas de los gases producidos, de 50 y de 150 ppm respectivamente, referidas al agua que produjera su recombinación. Como el agua de alimentación inicial contenía 150 ppm de D₂O, en estas dos primeras etapas, que manejan la mayor proporción del agua a procesar, no se justificó la recuperación del deuterio que contenían. Como electrólisis avanzada, se consideró la realización de la electrólisis intermitente desde la tercera etapa en adelante, llegándose hasta una sexta etapa con las siguientes concentraciones esperadas para los productos y para los gases oxhídricos recombinados: tercera 4,050 y 450, cuarta 12,150 y 1,350, quinta 36,450 y 4,050, sexta 109,350 y 12,150 ppm.

2.0 PARTE EXPERIMENTAL

La electrólisis sistemática se efectuó en celdas cilíndricas con una capacidad de 2,000 ml, electrolizándose hasta obtener 500 ml, o sea una relación de alimentación a producto de 4:1. Esta misma relación se mantuvo en la electrólisis avanzada, pero además de esta celda como estaba originalmente, se le adaptó al ánodo un cilindro de lucite macizo para que tuviera un volumen residual de 200 ml y se pudieran procesar lotes de 800 ml. Además se contó con otra celda similar, con un volumen de trabajo de 400 ml, con lo cual se podrían obtener después de electrolizar, 100 ml; pero recurriendo al recurso del ánodo macizo, su volumen residual o sea el contenido en el espacio anular, resultó de 34 cm³, por lo que era susceptible de procesar volúmenes hasta de 140 cm³. Se usaron para la tercera etapa cerca de 18 Lts., y se obtuvieron en la sexta etapa 50 ml del agua pesada de la concentración más elevada. En todas las etapas de la concentración avanzada, se quemaron los gases oxhídricos para reciclar el agua de recombinación. La celda de 2 Lts. se operó a 40 amp., 3.2 volts, de 18-24°C y la de 400 ml que se usó para la sexta etapa se trabajó a 10 amp., 2.2 volts y tratando de mantenerla a 10°C.

El agua que se obtuvo como residuo de la sexta etapa electrolítica, se neutralizó con bióxido de carbono y se destiló hasta sequedad para evitar que se alterara su concentración, con lo cual se le separó el carbonato de sodio. Se tuvo la precaución de colocar lana de vidrio en la parte media superior -

del cuello del matraz de destilación, para evitar en lo posible arrastres salinos. La destilación se repitió, para mejorar su conductividad.

3.0 ASPECTOS ANALITICOS

En el desarrollo del trabajo se contó con los siguientes resultados analíticos:

- 1) Una muestra de 3a etapa analizada por espectrometría infrarroja que dió una concentración de 5,300 ppm.
- 2) Muestras de 1a, 2a, 3a y 4a etapas analizadas por espectrometría de masas, respectivamente con las siguientes concentraciones: 480, 1,670, 4,463 y -- 14,552 ppm.
- 3) El producto final, de sexta etapa, que se analizó densitométricamente y que arrojó un valor de 15.4% de D₂O.

3.1 ESPECTROMETRIA DE MASAS

Como el espectrómetro de masas que se usó es para el análisis de aguas de concentración natural, hubo que diluir las muestras y de las concentraciones resultantes calcular las originales. Los resultados del espectrómetro están dados como la desviación al millar de las relaciones de abundancia de la muestra en estudio, a una agua estandar, en este caso la denominada SMOW, cuya relación de abundancia es

$$R_{SMOW} = (D/H)_{SMOW} = 155.75 \pm 0.08 \times 10^{-6}$$

Si las relaciones de abundancia isotópicas son R_M para la muestra y R_S para el estandar, la desviación del deuterio por mil, está definida por

$$\delta D = 1,000 \left[\frac{R_M}{R_S} - 1 \right] ,$$

de donde $R_M = R_S \left[\frac{\delta D}{1,000} + 1 \right] = 155.75 \times 10^{-6} \left[\frac{\delta D}{1,000} + 1 \right]$, y la concentración de la muestra, en partes por millón, (ppm)_M es:

(ppm)_M = $\frac{R_M \times 10^6}{1 + R_M}$ y dado a las concentraciones que se manejan, esta expresión se simplifica a: (ppm)_M = R_M × 10⁶ = 155.75 $\left[\frac{\delta D}{1,000} + 1 \right]$.

Las diluciones se efectuaron con agua empobrecida y con esta se prepararon las muestras. En todos los casos se usaron 10 ml de agua empobrecida, añadida a : 4.333 ml de 1a. etapa, 1.083 ml de 2a. etapa, 0.333 de 3a. etapa y 0.108 de cuarta etapa. Además, para determinar la concentración del agua empobrecida, se usaron también 10 ml de ésta para 3.714 ml de un testigo que contenía 500 ppm de D₂O.

Los resultados de espectrometría de masas para las muestras diluidas fueron los siguientes:

MUESTRA	δD	R _M , calculado	(ppm) _M
empobrecida	-120.95	136.9x10 ⁻⁶	136.9
1a. etapa	- 59.98	146.4x10 ⁻⁶	146.4
2a. etapa	+ 59.45	165.0x10 ⁻⁶	165.0
3a. etapa	- 63.58	145.8x10 ⁻⁶	145.8
4a. etapa	+ 11.02	157.5x10 ⁻⁶	157.5

Con la información anterior se calcularon las concentraciones de las muestras originales, mediante balances de D₂O. Si la concentración del agua empobrecida para las diluciones se representa por y₀ y para la 1a, 2a, 3a y 4a etapas por y₁, y₂, y₃, y₄, se tiene:

$$\begin{array}{lll}
 10y_0+3.714 \times 500 = 13.714 \times 136.9; & y_0 = 2.04 \text{ ppm;} & \text{agua empobrecida} \\
 10y_0+4.333 y_1 = 14.333 \times 146.4; & y_1 = 480 \text{ ppm;} & \text{primera etapa} \\
 10y_0+1.083 y_2 = 11.083 \times 165.0; & y_2 = 1,670 \text{ ppm;} & \text{segunda etapa} \\
 10y_0+0.333 y_3 = 10.333 \times 145.8; & y_3 = 4,463 \text{ ppm;} & \text{tercera etapa} \\
 10y_0+0.108 y_4 = 10.108 \times 157.5; & y_4 = 14,552 \text{ ppm;} & \text{cuarta etapa}
 \end{array}$$

3.2 DENSITOMETRIA

La determinación de la concentración de D₂O del producto de la sexta etapa, se llevó a cabo densitométricamente, utilizando un picnómetro. Se consideraron tres correcciones: por reducción de las pesadas al vacío, por conductividad y por oxígeno 18.

Hemos comprobado que en la determinación de la densidad relativa obtenida por la relación de pesos a igualdad de volúmenes, casi no tiene influencia la reducción de las pesadas al vacío, como se infiere de la siguiente relación:

$$d_r = 0.9992 d + 0.0008$$

en donde d_r es la densidad con pesadas reducidas al vacío y d la densidad calculada sin corregir las pesadas. Esta relación se obtuvo para nuestras condiciones experimentales: un picnómetro de 25cm³, las pesas con un peso específico de 8.02 g/cm³ y el del aire de 0.0008 g/cm³ (25°C y 530 mmHg). Nótese que si la densidad d , sin corregir fuera 1, la densidad corregida d_r también resultaría de 1.

La corrección por conductividad se efectuó restando a la densidad expresada en mg/l la concentración aproximada de NaCl en ppm que correspondió a tal conductividad, y pasando nuevamente el resultado a g/cm³.

Hemos asumido que con la densidad de la muestra a 25°C se puede estimar la concentración del D₂O, después de corregir por el oxígeno-18. Normalmente la concentración del D₂O se calcula aplicando la fórmula [1]

$$\text{mol\%D}_2\text{O} = \frac{927.35 \Delta d}{1 - 0.0329 \Delta d},$$

siendo Δd la diferencia entre la densidad de la muestra y el óxido de protio, a 25°C. A esta temperatura se toma una densidad para el óxido de protio de 0.997058. La relación anterior se obtuvo al considerar la densidad resultante de una mezcla binaria de H₂O y de D₂O, ambos del 100% y cuyas densidades a 25°C se conocen. Sin embargo hemos creído conveniente interpretar que la fórmula dada en función de la densidad de la muestra, la suma porcentual del D₂O y del H₂¹⁸O, toda vez que juntos se pueden manejar como un componente de la mezcla binaria, por tener el mismo peso molecular.

La corrección por oxígeno 18 se efectuó restando a la suma considerada en el párrafo anterior el porcentaje de H₂¹⁸O que se concentró electrolítica y simultáneamente al D₂O, según se le estima en lo que sigue, con la siguiente información [2]: abundancia natural del O-18, 0.204 a/o; factor de separación electrolítico oxígenos 18/16, 1.036; número de etapas intermitentes, 6; relación de alimentación a producto por etapa, 4:1.

Su factor de concentración por etapa es

$$f_c = 4 \exp \frac{1.036-1}{1.036} = 1.0494 \text{ y}$$

la concentración del $H_2^{18}O$ en el producto de la sexta etapa:

$$\% H_2^{18}O = 1.0496 \times 0.204 = 0.272$$

En la tabla (Núm.1) se dá la secuencia que se siguió para estimar densitométricamente la concentración del agua pesada de la sexta etapa, habiéndose efectuado todas las determinaciones a 25°C.

4.0 FACTORES DE CONCENTRACION Y DE SEPARACION

De acuerdo con los resultados analíticos que se nos reportaron y como un índice del funcionamiento del proceso, a continuación se calculan los factores de concentración y de separación correspondientes, según la etapa considerada, en base a una alimentación de 150 ppm.

Se partió de las siguientes relaciones:

$f_c = y_i/z_i = (Z_i/Y_i) \exp (\alpha-1)/\alpha$; $F_n = y_n/z_1 = f_c^n = (Z_i/Y_i) \exp n(\alpha-1)/\alpha$, siendo y_i , z_i las concentraciones del producto y de la alimentación para la etapa i y Y_i , Z_i sus correspondientes cantidades molares; f_c y F_n los factores de concentración por etapa y para n etapas respectivamente y α el factor de separación, simplificándose el cálculo al empleo de:

$$f_c = (y_n/z_1)^{1/n} = (Z_i/Y_i) \exp (\alpha-1)/\alpha$$

La siguiente tabla resume los resultados.

Etapa	z_1	y_n	y_n/z_1	n	$f_c = (y_n/z_1)^{1/n}$	Z_i/Y_i	$=(\log 4)/\log(4/f_c)$
3a	150	5,300	35.333	3	3.281	4	6.99
1a	150	480	3.2	1	3.2	4	6.21
2a	150	1,650	11.	2	3.317	4	7.40
3a	150	4,463	29.753	3	3.098	4	5.43
4a	150	14,552	97.013	4	3.138	4	5.71
6a	150	154,000	1,026.67	6	3.176	4	6.01

El promedio de los valores de α de la serie analítica de espectrometría de masas, o sean de la 1a etapa a la 4a etapa, es de 6.19 cuyo valor es consistente con el densitométrico de la 6a etapa.

5.0 CONCLUSIONES

De la experimentación realizada y de los resultados a los que se llegó en este trabajo, se concluye que:

- 1) Contamos ya con la tecnología de la concentración del agua pesada por electrolisis intermitente, la cual es de carácter estratégico y por tanto está restringida.
- 2) Se alcanzó satisfactoriamente la meta de efectuar el proceso descrito hasta una concentración superior al 10%, toda vez que se obtuvo agua pesada de 15.4%.
- 3) El factor de separación representativo de las seis etapas que se consideraron alcanzó un valor de 6, al cual corresponde un factor de concentración por etapa de 3.17, en vez de 3 que se había tomado para las estimaciones de las concentraciones esperadas en cada etapa y que resultó por haber considerado un factor de separación de 5.
- 4) Se llega al mismo resultado de 15.4% por el método densitométrico aplicando la fórmula:

$$\text{mol}\% D_2O = \frac{(928.475 - 0.0398C)\Delta d - 1.0683C}{1 - 0.0287\Delta d}$$

en donde Δd tiene el mismo significado descrito en 3.2 y C es la concentración molar porcentual del agua con oxígeno pesado, la obtuvimos considerando

Tabla No. 1 ESTIMACION DENSITOMETRICA DEL D₂O. SEXTA ETAPA

REF.	DATOS	1a. DESTILACION	2a. DESTILACION
1	Muestra en el picnómetro, gramos	25.483583	25.472725
2	Agua des. en el picnómetro, gramos	25.047983	25.04826
3	Densidad muestra con relación al agua	1.017391	1.016945
4	Dens. con relación al H ₂ O, corregida por pesada	1.017377	1.016931
5	Dens. agua g/cm ³	0.9970739	0.9970739
6	Dens. muestra g/cm ³	1.014400	1.013955
7	Conductividad μmhos/cm	26	12
8	Conc. salina, ppm	15	6
9	Densidad corregida por conductividad, g/cm ³	1.014385	1.013949
10	Densidad del óxido de protio, g/cm ³	0.997058	0.997058
11	Δd	0.017327	0.016891
12	% (D ₂ O+H ₂ ¹⁸ O)	16.08	15.67
13	Abundancia natural del oxígeno-18, % [2]	0.2039	0.2039
14	Factor de separación en electrólisis (18 ₀ /16 ₀)	1.036	1.036
15	Factor de concentración, electrólisis	1.0494	1.0494
16	Concentración en la sexta etapa, % *	0.272	0.272
17	% D ₂ O corregido por oxígeno 18	15.8	15.4

* mismo valor numérico para la concentración atómica porcentual del O-18, que para la concentración molar porcentual del agua con oxígeno pesado.

las densidades a 25°C de las siguientes especies moleculares puras: $^1\text{H}_2^{16}\text{O}$, -
 $^2\text{H}_2^{16}\text{O}$ y $^1\text{H}_2^{18}\text{O}$.

Nuestro agradecimiento al Dr. Pedro Morales, en cuyo laboratorio de isótopos ligeros del Instituto de Física de la UNAM, se llevaron a cabo los análisis de espectrografía de masas que orientaron la realización de este trabajo.

BIBLIOGRAFIA

- 1) Clement J. Rodden
Analysis Of Essential Nuclear Reactor Materials
1964
- 2) M. Benedict, T.H. Pigford, H. W. Levi
Nuclear Chemical Engineering
Second Edition, McGraw-Hill Book Company
1981

GRADIENTES OPTIMOS DEL PROCESO GS.

R. HILDA CHAVEZ T.

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.

A medida que un proceso se acerca al comportamiento reversible, disminuye el consumo de energía, aumentando el costo de equipo - por reducirse los gradientes que conducen al proceso.

Se presenta en este trabajo el comportamiento de los gradientes del proceso GS de producción de agua pesada, para una etapa de enriquecimiento de deuterio en función a los costos de equipo y de energía.

Pretendiendo lograr el mejor balance entre los costos mencionados, se tuvo que considerar los efectos de los gradientes establecidos por las diferencias de temperatura de los flujos que intercambian calor, la relación de reflujo producto/alimentación del proceso, su relación L_1/V_1 que define la línea de operación de la torre de baja temperatura, de la misma manera las diferencias de temperatura en las secciones de deshumidificación y humidificación y por último el grado de enriquecimiento de deuterio en la corriente producto.

Con cada uno de estos gradientes se consiguió la condición óptima, lográndose cuando la suma de los costos de equipo y los costos de energía llegaron a un valor mínimo, lo que definió el costo de producción total del proceso GS.

1. INTRODUCCION.

El proceso GS, consta de tres secciones de enriquecimiento por intercambio isotópico entre el agua (H_2O) y el ac. sulfhídrico (H_2S), seguida de una última etapa en donde se utiliza la destilación a presión reducida para obtener el agua pesada grado nuclear. La fuente de agua pesada (D_2O) es el agua natural que contiene del orden de 150 p.p.m. de D_2O . (1).

El proceso GS se basa en la aplicación de la variación de la constante de equilibrio con la temperatura de la reacción y es la base del método bitérmico, para la obtención del agua pesada utilizando la reacción de intercambio isotópico. La máxima separación que a condiciones ideales se puede obtener, está en función de los factores de separación.

Los gradientes son parámetros que definen la operación de un proceso, fijando los requerimientos energéticos y permitiendo diseñar los equipos de proceso, siendo éstas: caudales de alimentación (L_0) y producto (P), relación líquido-vapor (L_1/V_1) que define la línea de operación, diferencias de temperatura en el deshumidificador (DTDH) y humidificador (DT3) y grado de enriquecimiento del deuterio en el producto (DP), entre los más importan-

tes del proceso GS.

La figura 1 muestra el diagrama de flujo del proceso. La parte principal del proceso son las dos torres (TF y TC) de intercambio isotópico. Al agua de alimentación, se le calienta a 300 K en el cambiador calor C1.

El agua enriquecida en deuterio por el intercambio isotópico con el ácido sulfhídrico sale de la torre TF por la parte inferior. Parte de ella se utiliza como alimentación a la torre caliente TC, otra parte es utilizada como recirculación a la torre TF, con objeto de enfriar y deshumidificar el gas caliente proveniente de la torre TC. El agua recirculada se enfría primero en el economizador B y después en el cambiador A antes de ser introducida en la parte superior de la zona de deshumidificación (parte baja de la torre TF). El producto, agua enriquecida en deuterio, se obtiene de la corriente de recirculación.

En la torre TC el agua se pone en contacto con ácido sulfhídrico pobre en deuterio. El agua pobre en deuterio se extrae de la torre TC y parte de ésta es la de desecho que es la corriente más pobre en deuterio. Antes de que salga del proceso es necesario eliminarle una buena cantidad de ácido sulfhídrico que tiene disuelto, para lo cual se pone en contacto con vapor en la torre empacada S1. El cambiador de calor C6 sirve para aumentar la temperatura del agua de desecho antes de introducirla al desabsorbedor S1 con objeto de que pierda más ácido sulfhídrico.

Esta agua de desecho, además sirve para calentar la alimentación en el cambiador de calor C1.

El vapor junto con el ácido sulfhídrico desabsorbido son introducidos en la torre TC en la parte superior del humidificador. El humidificador, parte inferior de la torre TC es la zona en donde el gas frío proviene de la torre TF se calienta y se humidifica. Para este efecto parte del agua que sale por la parte inferior de la torre TC se calienta en los cambiadores B y C y se recircula a la parte superior del humidificador.

El economizador B tiene por objeto intercambiar calor entre las recirculaciones a las secciones de deshumidificación y humidificación. Con esto se logra reducir la cantidad de agua de enfriamiento en A y vapor de calentamiento en C.

El ácido sulfhídrico circula en circuito cerrado movido por el ventilador V1 entre las dos torres.

2. OBJETIVO.

Este trabajo tuvo por objeto determinar el comportamiento de los gradientes del proceso GS en relación a los costos totales de la planta para una etapa de enriquecimiento.

3. DESARROLLO.

Para llevar a cabo la determinación de los gradientes óptimos -- del proceso, fue necesario elaborar un programa de cómputo para analizar comportamiento de los costos con cada parámetro o gradiente que rige el proceso.

El programa de cómputo está constituido, por un programa principal y varias rutinas entre las que se cuenta la evaluación de -- los costos.

El programa principal calcula la primera etapa de enriquecimiento de una planta de producción de agua pesada por el método GS; determina los gastos de las corrientes entre platos, los gastos de la recirculación entre los equipos, las composiciones y las entalpías de cada una de ellas. Así mismo evalúa el número de -- platos de las zonas de deshumidificación, humidificación, y torre de desabsorción, hasta obtener las relaciones de equilibrio globales; diseña el sistema de cambiadores de calor A, B y C, de termina el trabajo perdido por cambios de composición y temperatura de las corrientes de entrada y de salida y evalúa el trabajo perdido de toda la etapa de enriquecimiento. Todo ésto, calculado en base a un paquete de propiedades termodinámicas entre el H_2O , H_2D y el H_2S . (2).

El análisis de las variables de proceso para su optimización, dependerá de los dos tipos de costos fundamentales: costos de equipo y costos de energía. Un diseño económicamente óptimo podría basarse en condiciones dadas al costo mínimo por unidad de tiempo o a la máxima ganancia por unidad de producto. Cuando una variable de diseño cambia, frecuentemente encuentra que algunos -- costos aumentan y otros decrecen. Bajo estas condiciones el costo total presentará un mínimo en un valor de la variable de diseño particular y este valor se considerará como un óptimo.

Los costos fijos son los costos correspondientes a los equipos, instrumentación y control, tuberías y accesorios, instalaciones eléctricas, servicios, entre otros (3) todos estos costos se relacionan con los parámetros de optimización.

Los costos de energía corresponden al consumo de energía de los equipos, trabajo perdido por irreversibilidades debidas a los -- gradientes de temperatura y concentración que igualmente se relacionan con los parámetros de optimización.

4. RESULTADOS.

Las figuras 2.1 y 2.2 muestran la línea de operación L_1/V_1 contra: los costos totales del proceso y el número de etapas totales de transferencia respectivamente. Se aprecia que el valor -- óptimo L_1/V_1 para las dos presentaciones, cae en valores muy próximos entre 0.485 y 0.495 resultando un valor mínimo de 47 etapas de transferencia para la suma de ambas columnas a un costo --

mínimo de $\$4.17 \times 10^6$ /año.

La figura 2.3 representa el comportamiento del costo de producción contra la diferencia de temperatura entre la corriente líquido-vapor parte inferior del deshumidificador, correspondiente a un valor óptimo de 7°K y a un costo mínimo de 5.615×10^6 /año.

La figura 2.4 presenta el costo contra la diferencia de temperaturas de los flujos líquido-vapor parte inferior del humidificador, resultando un gradiente de temperatura óptima de 33.3°K a un costo mínimo de $\$5.5 \times 10^6$ /año.

La figura 2.5 representa el costo de producción contra el caudal de alimentación, ubicándose en un valor óptimo de 90.8 Kgmol/h a un costo de $\$5.64 \times 10^6$ /año.

Las figuras 2.6, 2.7 y 2.8 muestran, costo de producción contra producción, etapas de transferencia contra relación producto-alimentación y etapas de transferencia contra grado de enriquecimiento de deuterio respectivamente. En estas curvas se aprecia siempre una tendencia a aumentar conforme los valores de abscisa u ordenada aumentan; esto quiere decir que si se incrementa el caudal de producción o se requiere que el proceso aumente su grado de enriquecimiento, los costos o el número de etapas de transferencia siempre aumentarán y no presentarán un mínimo con los valores aquí mostrados.

5. CONCLUSION.

Los resultados obtenidos de la optimización pueden utilizarse en la ingeniería básica para el diseño y operación de plantas de enriquecimiento de deuterio por el proceso GS.

NOMENCLATURA.

Equipo: A, B, C, C1, C6 = cambiadores de calor.
S1 = desabsorbedor.
TF y TC = torre de intercambio isotérmico fría y caliente respectivamente,
V1 = ventilador.

Variables:

DP concentración de deuterio en el producto p.p.m.
DTDH diferencia de temperatura entre las corrientes líquido-vapor parte baja deshumidificador $^\circ\text{K}$.
DT3 diferencia de temperatura entre las corrientes líquido-vapor parte baja humidificador $^\circ\text{K}$.
L₀ caudal de alimentación, corriente de entrada al proceso Kgmol/h.
L₁/V₁ relación líquido-vapor en la torre fría = línea de opera--

ción torre fría.
N número de etapas de transferencia totales de la torre fría
más de la torre caliente.
P caudal de salida, corriente producto del proceso Kgmol/h.
\$ signo de pesos.

BIBLIOGRAFIA.

- (1) Rae, "Separation of Hydrogen Isotopes", ACS Symposium Series 68, "American Chemical Society, Washington, D.C.(1978).
- (2) Galley, "GS Process Physiscal Properties", AECL-4255,(1972).
- (3) Peter, "Plant Design and Economics for Chemical Engineers". Mc. Graw-Hill Kogakusha. 3rd. Ed.

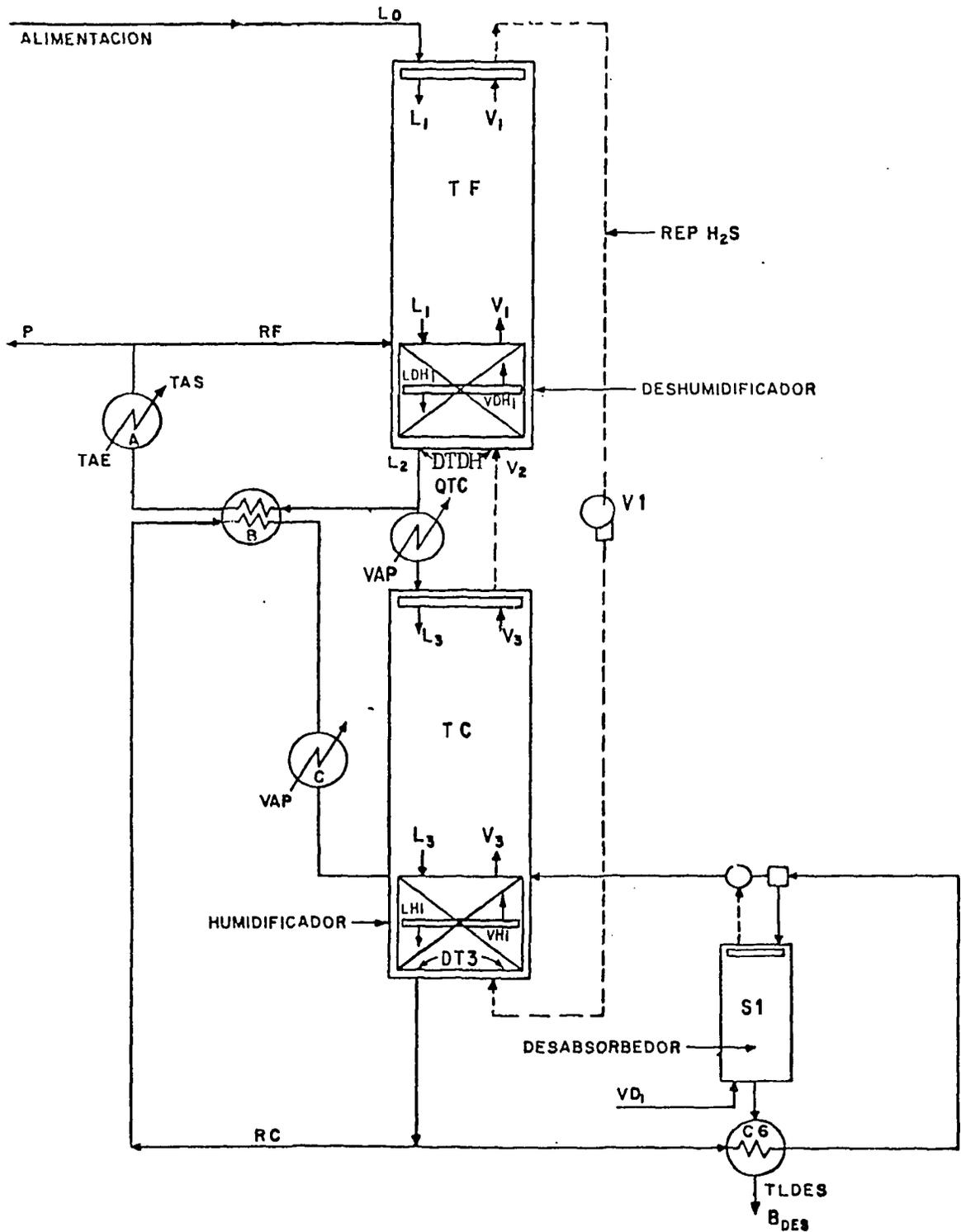


Fig. 1. Diagrama de flujo del proceso GS (primera etapa).

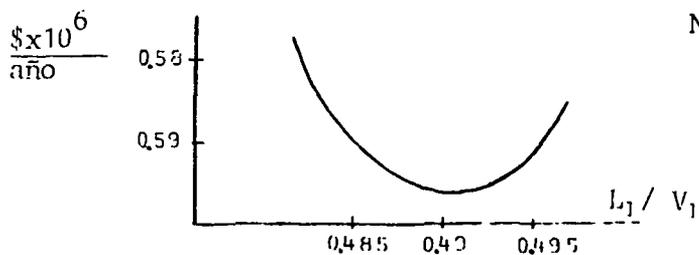


Fig. 2.1

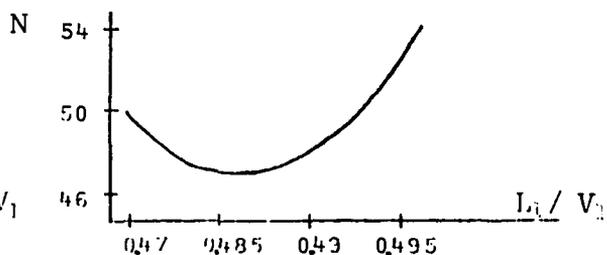


Fig. 2.2

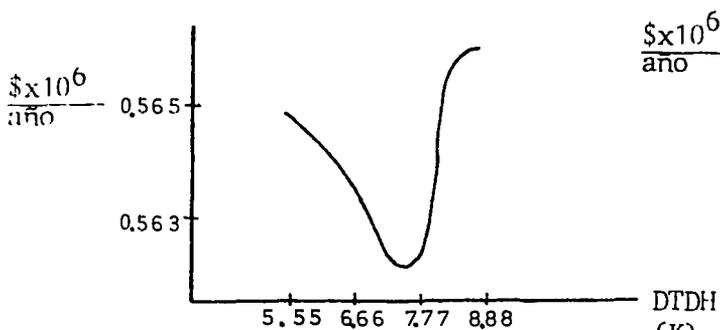


Fig. 2.3

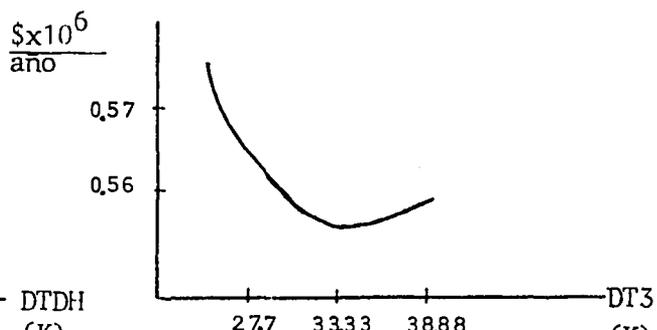


Fig. 2.4

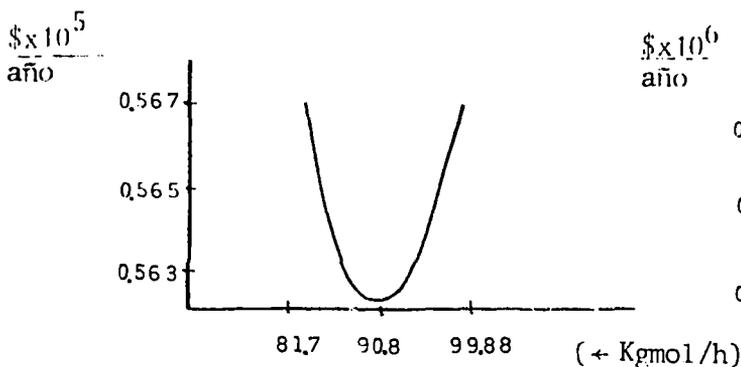


Fig. 2.5

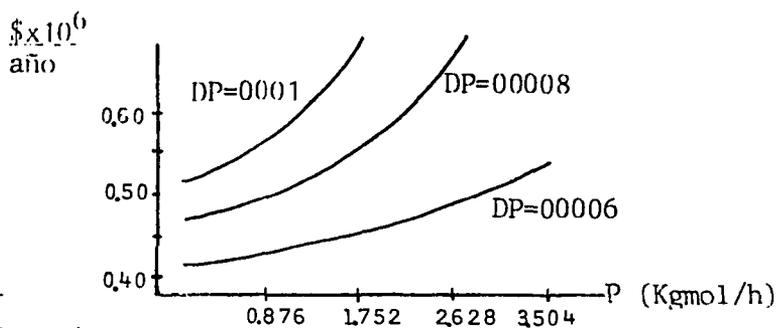


Fig. 2.6

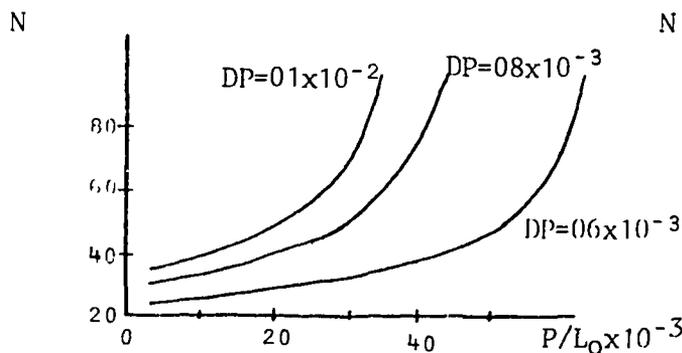


Fig. 2.7

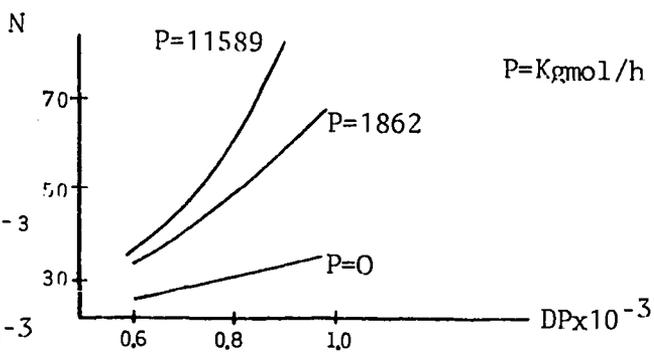


Fig. 2.8

FLUOR-18 EN ZEOLITAS DE LITIO.

D. Estévez¹, J. Jiménez-Becerril¹, P. Bosch^{1,2} y S. Bulbulian¹

1) Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.

Depto. de Química, A.P. 18-1027, México, D.F.

2) Universidad Autónoma Metropolitana, Iztapalapa.

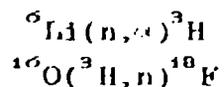
Depto. de Química, Iztapalapa, México, D.F.

RESUMEN

El tritio puede ser producido por irradiación neutrónica de compuestos de litio. Si éstos son oxigenados, además de tritio se produce flúor-18 durante la irradiación. Algunos materiales cerámicos que contienen litio se utilizan para la fabricación de cubiertas sólidas generadoras de tritio en los reactores de fusión. El compuesto estudiado en este trabajo fue un aluminosilicato obtenido por la descomposición térmica de la zeolita Y intercambiada con litio. El compuesto preparado se caracterizó por difracción de rayos X y por espectroscopía IR. Las muestras se irradiaron en el reactor TRIGA-Mark III para inducir la formación de tritio obteniendo como producto secundario el flúor-18. Este radionúclido puede contaminar el tritio producido por lo que se estudió detalladamente por cromatografía en papel y electroforesis de alto voltaje. Se encontró principalmente en la forma de ion fluoruro.

1) INTRODUCCION

El tritio se produce en los reactores de fusión por irradiación neutrónica de compuestos de litio que forman parte de una cubierta sólida de materiales cerámicos. Cuando el compuesto empleado contiene oxígeno se produce simultáneamente flúor-18 como se muestra en las siguientes reacciones:



En la literatura [1] se cuenta con un gran número de estudios sobre la fabricación, propiedades y el comportamiento ante la irradiación de materiales cerámicos sólidos para la producción de tritio. Entre ellos los más comunes son los siguientes: Li_2O , LiAlO_2 , Li_4SiO_4 , Li_2ZrO_3 , etc.

Roth y colaboradores [2] utilizaron gamma aluminato de litio para este propósito, el cual irradiaron con neutrones para obtener tritio. Consideraron al flúor como un contaminante que no provoca daños a su sistema. Reportaron la obtención de tritio con un equipo donde la tubería de unión entre los componentes del aparato es de acero inoxidable. Recuperaron el tritio en forma de agua mediante arrastre con

helio o argón calientes que fluye a través de las muestras irradiadas [3, 4]. Para el proceso es muy importante conocer la forma química en que se encuentra el flúor-18 generado en el aluminato de litio, porque en el caso de obtenerse ácido fluorhídrico tritiado, éste dañaría las líneas de acero del sistema utilizado. Los estudios de las cubiertas de los reactores de fusión no mencionan nada acerca de la producción de flúor-18 en los materiales cerámicos.

Recientemente se han realizado estudios de caracterización de zeolitas de litio las que han sido tratadas térmicamente y transformadas a aluminosilicatos de litio [5].

El propósito de este trabajo es producir un material cerámico a partir de la zeolita de litio y estudiar sus propiedades.

2) PARTE EXPERIMENTAL

2.1) CARACTERIZACION DE LAS MUESTRAS

El litio en la muestras se analizó por espectrometría de absorción atómica. El sodio y otras impurezas se determinaron por análisis por activación neutrónica. Las muestras se caracterizaron por difracción de rayos X (DRX) y espectroscopía infrarroja (IR). Para ello se utilizaron un equipo de absorción atómica Perkin Elmer 2380, un equipo Perkin Elmer 283B de IR y un difractómetro Siemens, acoplado a un tubo de rayos-X con anticátodo de cobre y monocromatización mediante un filtro de níquel.

2.2) PREPARACION DE MUESTRAS

Se prepararon tres distintos lotes de zeolitas de litio a partir de zeolita Y protonada. Para ello a 15 g de zeolita se le adicionaron 150 ml de solución de LiOH, se agitó durante 1 h a 70°C, se filtró y secó. Posteriormente con objeto de obtener los aluminosilicatos de litio, se calcinaron las zeolitas a diferentes temperaturas en aire: 300, 550, 850 y 1000 °C. Este procedimiento se llevó a cabo a pH de 3, 7 y 12.

2.3) IRRADIACION NEUTRONICA DE LAS MUESTRAS

Muestras de 100 mg de zeolita de litio se colocaron en pequeñas cápsulas de polietileno selladas con calor. Se colocaron dentro de contenedores de polietileno y se irradiaron durante 30 min en el reactor nuclear TRIGA-Mark III del Centro Nuclear de México.

2.4) EXTRACCION DEL FLUOR-18 OBTENIDO EN LAS ZEOLITAS IRRADIADAS

La zeolita es un sólido insoluble en agua, por lo cual no se puede analizar la forma química del flúor producido en ella

a menos que se extraiga directamente del sólido. La zeolita se sometió a proceso de extracción con diferentes soluciones. Las muestras fueron agitadas por 30 s con 1 ml de HCl 1 M, NaOH 1M y agua destilada. Se centrifugaron estas soluciones y se decantaron, repitiendo el proceso tres veces. A los líquidos decantados se les midió la actividad del flúor-18. Se tomaron alícuotas para analizar el flúor-18 por cromatografía en papel y electroforesis de alto voltaje.

2.5) ANALISIS DE FLUOR-18 POR CROMATOGRAFIA EN PAPEL Y ELECTROFORESIS DE ALTO VOLTAJE

Cromatografía en papel. Se colocaron 10 μ l de muestra a 2 cm del extremo de una tira de papel filtro Whatman No. 1 de 21 x 2 cm. La tira de papel filtro se colocó dentro de una cámara cromatográfica en posición vertical y el extremo del papel se sumergió dentro de la solución eluyente. Esta se preparó como una mezcla de isopropanol con una solución acuosa 1 M de amoniaco, donde las proporciones fueron 2:8, 5:5 y 8:2 volumen a volumen. Se cortó el papel en tiras transversales de 1 cm. En cada fracción se midió la radiactividad del flúor-18 con un detector de NaI(Tl). Se calcularon los R_f de los iones.

Electroforesis de alto voltaje. Una tira de papel filtro Whatman No. 1 de 1 cm de ancho, fue humedecida con una solución 0.15 M de carbonato de amonio. Cada extremo de la tira de papel filtro fue sumergida dentro del mismo electrolito y se aplicó entre ellos una diferencia de potencial de 2000 V durante 20 min. En el centro del papel se colocaron 10 μ l de la muestra. Después de que se terminó la electroforesis, las tiras de papel se secaron, cortaron y en cada fracción se midió la radiactividad.

3) RESULTADOS Y DISCUSION

3.1) OBTENCION Y CARACTERIZACION DE ALUMINOSILICATOS DE LITIO

En la tabla 1 se muestra el porcentaje en peso de los elementos que se analizaron en las diferentes muestras de las zeolitas que fueron preparadas, identificándose de la siguiente manera:

HY	Zeolita HY
LI-YPH3	Zeolita intercambiada con litio a pH 3
LI-YPH7	Zeolita intercambiada con litio a pH 7
LI-YPH12	Zeolita intercambiada con litio a pH 12

Tabla 1 Análisis cuantitativo en las muestras de zeolitas de litio.

Muestra	% en peso del elemento			
	Si	Al	Na	Li
HY	23.81	8.44	1.4	<0.001
LI-YPH3	22.7	7.5	0.46	0.08
LI-YPH7	23.9	8.86	0.73	0.15
LI-YPH12	22.5	8.55	1.2	0.81

Además se encontraron impurezas de Mg, Cl, Ga, Cr, Eu, Sm, Mn y Sn en orden decreciente. Estos resultados indican que el mejor rendimiento se obtiene a pH 12.

El análisis por DRX muestra que los tratamientos térmicos a 1050°C destruyen la cristalinidad de las muestras. De las dos muestras calentadas a 850°C sólo la preparada a pH 7 quedó cristalina. La muestra preparada a pH 12 es totalmente amorfa. Las muestras tratadas a temperaturas menores no fueron afectadas.

Tabla 2 Espectroscopía IR y Difracción de RX

Muestra	Temp. ° C	Cristalinidad
HY	20	Espectro característico de zeolita y cristalina
LI-YPH3	300	*
LI-YPH3	1050	Amorfa y mucho cuarzo
LI-YPH7	300	*
LI-YPH7	550	*
LI-YPH7	850	*
LI-YPH7	1050	Amorfa totalmente
LI-YPH12	300	*
LI-YPH12	550	*
LI-YPH12	850	Amorfo totalmente
LI-YPH12	1050	Amorfo y poco cuarzo

* Tan cristalino como HY

3.2) ANALISIS DE FLUOR-18

El flúor-18 se extrajo de las muestras con soluciones de HCl, NaOH y H₂O. El análisis por cromatografía y electroforesis confirmó que el flúor-18 se encuentra principalmente en forma de ion F⁻.

4) CONCLUSIONES

El material cerámico obtenido tiene un contenido muy bajo de litio, aún el intercambiado a pH 12. Por otra parte se encuentra que a este pH la zeolita pierde su cristalinidad con mayor facilidad. Se recomienda trabajar a pH neutro. Se requiere afinar la técnica para obtener un mayor intercambio iónico de Li⁺ lo cual se puede lograr probablemente partiendo de una zeolita NaY en vez de la HY utilizada. El estudio por cromatografía en papel y electroforesis de alto voltaje muestra que durante la producción de tritio, en este material cerámico se forma también flúor-18, principalmente en forma de ion fluoruro.

BIBLIOGRAFIA

- 1.- C. E. Johnson, K. R. Kummerer and E. Roth, J. of Nucl. Mater. 155-157 (1988) 188.
- 2.- E. Roth, F. Botter, M. Brieç, M. Rostaing, H. Werle y R. G. Clemmer, J. of Nucl. Mater. 141-143 (1986) 275.
- 3.- M. Brieç, F. Botter, J. J. Abassin, R. Benoit, P. Chenebault, M. Masson, B. Rasneur, P. Sciers, H. Werle y E. Roth, J. of Nucl. Mater. 141-143 (1986) 357.
- 4.- F. Botter, F. Lefevre, B. Rasneur, M. Trotabas y E. Roth, J. of Nucl. Mater. 141-143 (1986) 364.
- 5.- M. A. Subramanian, D. R. Corbin y R. D. Farlee, Mat. Res. Bull. 21 (1986) 1525.

DAÑO POR IRRADIACION DE NEUTRONES EN OXIDO DE SILICIO
AMORFO: ABSORCION OPTICA EN EL INFRARROJO LEJANO.

F. CHAVEZ-RIVAS Y J. ORTIZ-LOPEZ

Depto. de Física, Escuela Superior de Física y Matemáticas
del I.P.N. Delegación Gustavo A. Madero,
C.P. 07738 - México D.F.

El coeficiente de absorción óptica α , en el infrarrojo lejano, k entre 13 y 35 cm^{-1} del Oxido de Silicio Amorfo, $\alpha\text{-SiO}_2$, muestra fuertes cambios estructurales cuando es irradiado con neutrones (flujo de 10^{18} neutrones/ cm^2). El daño estructural en el $\alpha\text{-SiO}_2$ irradiado, se manifiesta por una menor absorción y una fuerte dependencia en la temperatura la cual no se presenta en el $\alpha\text{-SiO}_2$ no irradiado. La disminución de defectos estructurales y la formación de centros de acoplamiento son probablemente los mecanismos responsables del comportamiento de la absorción observada.

I.- INTRODUCCION

El vidrio es probablemente el primer material manufacturado y sintetizado por el hombre, conocido desde hace aproximadamente 4000 años. Los escribas Semitas en la Mesopotamia graban en arcilla el primer tratado sobre los métodos de fabricación del vidrio alrededor del siglo XVIII A.C. Posteriormente el arte de la vidriería se difunde en todo el Imperio Romano. El arte de la vidriería renace con los maestros venecianos y en Europa Occidental se inventa el vidrio que se talla como un cristal comunmente llamado cristal cortado. Al mismo tiempo en 1679 el químico Johann Kunckel publica su tratado "Ars Vetraria Experimentalis" y se puede decir que esta publicación ⁽¹⁾ es la primera aproximación científica del estudio del vidrio. Desde entonces y hasta la fecha se pretende establecer relaciones entre sus propiedades físicas y su composición.

Los resultados de estos estudios han llevado al vidrio al dominio de las comunicaciones (fibras opticas) y quizás a la próxima generación de computadoras a base de semiconductores amorfos. El estudio presentado a continuación mas que un avance tecnológico como los ejemplos mencionados, está enfocado hacia la investigación fundamental con la mira de interpretar en términos de la estructura amorfa, las relaciones que existen entre la propiedad de la absorción óptica y su composición, en este caso del vidrio más simple, el óxido de silicio amorfo, $\alpha\text{-SiO}_2$, irradiado y no irradiado con neutrones.

En primera aproximación el daño estructural producido por la irradiación proveniente de un reactor es en general el desplazamiento de iones: Primero, el flujo de neutrones produce la compactación de grupos moleculares, en nuestro caso de los tetrahedros de SiO₂, reflejado en la disminución del ángulo promedio⁽²⁾⁽⁶⁾ del enlace Si-O-Si de 142° a 138° y la disminución de la absorción óptica entre un comportamiento intermedio entre el de la silica vidriosa, a-SiO₂ y el del cuarzo cristalino, que como veremos, probablemente se debe a la disminución de defectos estructurales. Segundo; el flujo de neutrones induce nuevos centros de acoplamiento, cuya energía de activación es muy débil del orden de 1.3K, que se manifiesta por una absorción dependiente fuertemente en temperatura.

II.- PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

El a-SiO₂ investigado es el SUPRASIL W, sintetizado a partir de SiCl₄ en un plasma libre de vapor de agua, con una densidad de 2.2 g/cm³ y bajo contenido de impurezas metálicas < 0.5 ppm., contiene aproximadamente 230 ppm de Cl, 290 ppm de F y un bajo contenido de radicales OH < 1.5 ppm⁽³⁾

Las muestras en forma de disco con un diámetro y espesor de 1 cm fueron irradiados en un reactor del tipo Oak Ridge bulk reactor BSR del Centro de Etudes Nucleaires de Grenoble, Francia, en el cual el flujo de neutrones fue del orden de 10¹⁹ neutrones cm⁻².

El coeficiente de absorción α es obtenido de la usual expresión para la transmisión T a través de una placa de caras planas paralelas de espesor d y un índice de refracción n.⁽⁴⁾

$$\alpha(k) = \frac{1}{d} \left[\log \left[\frac{8n^2}{T(n^2-1)^2} + \sqrt{\left[\frac{8n^2}{T(n^2-1)^2} \right]^2 + 1} \right] - \log \frac{n+1}{n-1} \right]$$

la fuente utilizada en estas mediciones fue una lámpara de gas de mercurio. En la detección de la luz se utilizó un bolómetro dopado con germanio trabajando a una temperatura de 2K. El rango de frecuencias de 13 a 40cm⁻¹ fue examinada con un interferómetro de Michelson con polarizadores.⁽⁵⁾

III.- RESULTADOS EXPERIMENTALES

La dependencia en frecuencia de la absorción en el lejano infrarrojo a temperaturas de 1.2 y 4.2K del a-SiO₂ irradiado y no irradiado se muestra en la fig. 1. La absorción observada en el a-SiO₂ no irradiado es independiente de la temperatura, en tanto que la absorción del a-SiO₂ irradiado es fuertemente dependiente de la temperatura y ligeramente inferior a la no irradiada.

Hemos encontrado que nuestros resultados son similares en forma y comportamiento a los resultados reportados por Stolen et al (6) y Bagdade et al (7), sobre muestras de cuarzo fundido (muestra amorfa a base de SiO₂), conocida como General Electric 106, de una pureza en SiO₂ de 99.97% con un tercio de impurezas totales de aluminio y la restante componente a base de la Na₂O, Fe₂O₃, CaO, TiO₂ y LiO. En el trabajo de Bagdade et al, el flujo de neutrones fue de 10²⁰ neutrones/cm² y la absorción reportada es únicamente a temperatura ambiente.

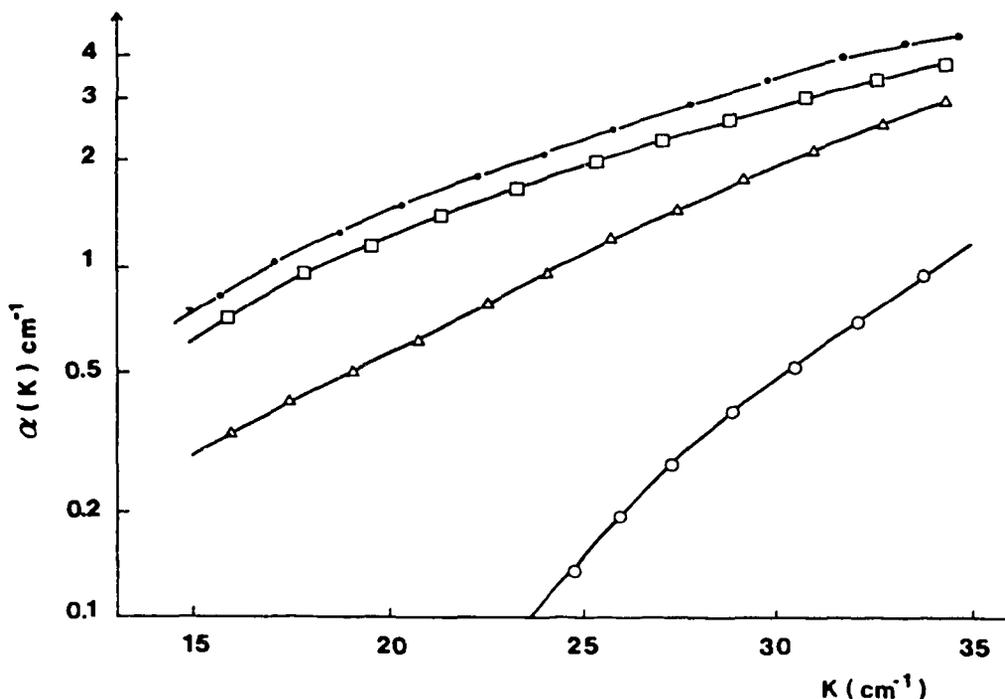


Fig 1.- Coeficiente de absorción óptica α del: a-SiO₂ no-irradiado, — • — • — Temp= 4.2K — □ — □ — Temp= 1.2K y a-SiO₂ irradiado — Δ — Δ — Temp= 1.2K, — o — o — Tem = 4.2.

Con anterioridad observamos⁽⁸⁾ junto con otros autores (6,7,9,10) que la absorción óptica en el infrarrojo lejano de sistemas amorfos poliméricos y tetrahédricos, se caracteriza por una absorción independiente en temperatura, acompañada por una dependencia cuadrática en frecuencia, al menos para frecuencias superiores a 10 cm⁻¹.

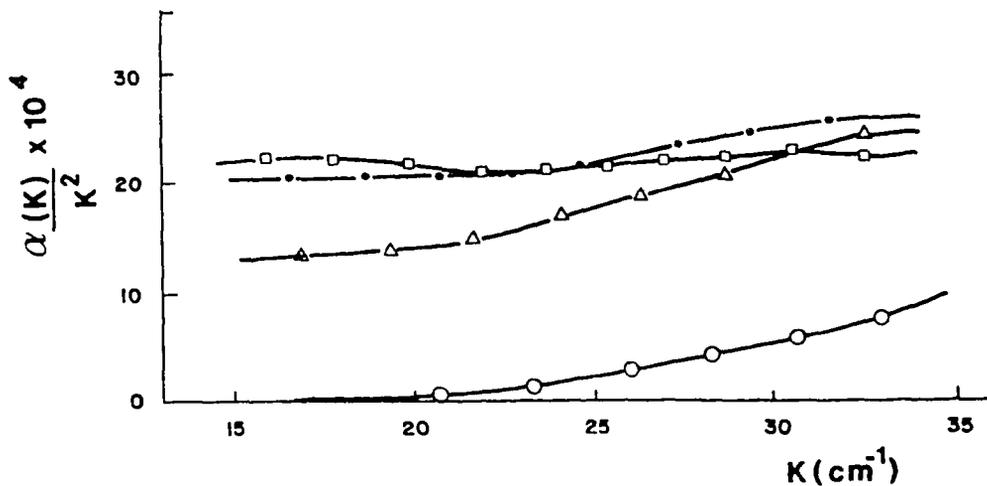


Fig.2.- Trazo $\alpha(k)/k^2$ en función de k : a-SiO₂ no irradiado, —●—●—●— Temp= 4.2K, —□— Tem = 1.2K, y a-SiO₂ irradiado —△—△—△— Temp= 1.2.K, —○—○—○— Temp = 4.2K.

Esta dependencia en temperatura y frecuencia ha sido atribuida a una contribución acústica de tipo Debye, la cual corresponde a una absorción proporcional a k^2 en un trazo lineal del coeficiente de absorción dividido por el cuadrado de la frecuencia. En la Fig. 2 mostramos los trazos de $\alpha(k)/k^2$ en función de k en el rango de 13 a 35 cm^{-1} , del a-SiO₂ irradiado y no irradiado. En estos diagramas se observa claramente una contribución acústica de tipo Debye para el sistema no irradiado y desviaciones en temperatura y frecuencia para el sistema irradiado.

Observamos de la fig.2 que la absorción del a-SiO₂, no irradiado presenta una dependencia en k^2 como la predicha por Stolen et al, en tanto que alrededor de 35 cm^{-1} la absorción de la sílica vidriosa irradiada a 1.2 K y por extrapolación a 40 cm^{-1} para 4.2 K la absorción se desprende de un comportamiento en k^2 .

Cabe hacer notar que a nuestro conocimiento este comportamiento no ha sido reportado hasta la fecha.

IV. DISCUSION.

A la fecha ha sido establecido que la absorción observada en el infrarrojo lejano ($k < 80 \text{ cm}^{-1}$) en un número considerable de diversos materiales amorfos^(6,10) es debida a una característica intrínseca del desorden estructural y es en cierta manera inherente al estado amorfo. Por lo tanto proponemos un modelo fenomenológico que sugiere que la absorción es debida a un desorden inducido por la interacción de la radiación óptica con las excitaciones acústicas de los sólidos amorfos.

A bajas frecuencias, o sea grandes longitudes de onda, el sistema amorfo aparece como un medio continuo con defectos de carga, destruidos aleatoriamente. Bajo la acción de un campo oscilante electromagnético los defectos serán arrastrados a la misma frecuencia y excitarán las ondas elásticas del sólido. La absorción sera entonces directamente proporcional al número de defectos de carga y a la densidad de estados de fonones acústicos. Nótese que la densidad de estados de vibraciones acústicas es proporcional al cuadrado de la frecuencia, en este caso la absorción es:

$$\alpha(k) = \frac{q^2 N}{\rho n c v_s} k^2$$

donde q = carga del defecto
 N = número de defectos por unidad de volumen
 v_s = velocidad del sonido
 ρ = densidad
 n = índice de refracción
 c = velocidad de la luz
 k = frecuencia de fonones

Si suponemos que la absorción inducida por los fonones acústicos es provocada por los defectos de carga, entonces cuando la longitud de onda de los fonones creados es del orden de la magnitud de la distancia entre los defectos, el medio aparece como si fuera neutro y la absorción correspondiente decrecerá. Identificaremos esta longitud de onda con el camino medio libre recorrido por los fonones el cual es una característica de los fonones sobre todo en procesos de transporte de calor. Usualmente λ depende de la frecuencia y de la temperatura, pero en vidrios no irradiados se encuentra que es constante para temperaturas menores de 50 K y frecuencias menores de 10 cm^{-1} y es del orden de 10 \AA para el $\alpha\text{-SiO}_2$ ⁽¹¹⁾.

Conociendo la velocidad del sonido de un sistema, en el caso del α -SiO₂ irradiado igual a 3.8×10^5 cm/seg, definiremos un camino libre medio λ dado por v_s/ck_0 , donde c es la velocidad de la luz y k_0 sera la frecuencia a la cual la absorción óptica se desprende del comportamiento en k^2 . Bajo esta suposición encontramos un $11.2 = 39.6 \text{ \AA}$ y un $14.2 = 30 \text{ \AA}$. Para determinar la densidad de defectos cargados, supondremos que estos estan dados por el inverso que determina el cubo del camino medio libre de los fonones. Con esta definición encontramos que el número de defectos a la temperatura de 1.2 K es de $N_{d1.2} = 1.61 \times 10^{19}$ defec/cm³ y a 4.2K de $N_{d4.2} = 3.4 \times 10^{19}$ defec/cm³. Comparando con el número de defectos encontrados por Stolen et al⁽⁶⁾ y Strom et al⁽⁹⁾ que es del orden del 10^{20} defec/cm³ para el α -SiO₂ no irradiado podemos decir que el número de defectos de carga disminuye cuando el sistema es compactado por la irradiación de neutrones. Por lo que respecta a la variación en temperatura, proponemos que estos defectos los cuales aparentemente aumentan cuando a su vez aumenta la temperatura, poseen una energía de activación muy débil del orden de 1.3K, estos centros de acoplamiento presuponemos que interaccionan con fonones que poseen un tiempo de vida finito, proceso⁽¹²⁾ que ha su vez predice una absorción dependiente de la temperatura.

AGRADECIMIENTOS

Este trabajo fue parcialmente apoyado por COFAA-IPN.

REFERENCIAS.

- 1.- L. Piché, Tesis; Docteur es-sciences physiques. Propagation de ondas élastiques et électromagnétiques dans les verres a basse température. 1976. no publicada.
- 2.- Mochizuku, S. and Kawai, N. Densification of silica glass by external pressure. Solid St. Commun. 11, 763. (1972).
- 3.- Muestras fabricadas en alemania por Heraeus-Schott Quarz-Glassschmelze.
- 4.- A. Riberyron, J.M. Laurant, Far infrared optical absorption of amorphous Se. Physics Letters, Vol 49A, No. 1 pag. 75 (1974).
- 5.- D.H. Martin, E. Puppelt. Analisis of the mode of operation of a polarizing Michelson Interferometer. Infrared Physics, Vol. 10, pp 105-109. (1969).
- 6.- R.H. Stolen, J. T. Krause and C.R. Kurkjian. The vitreous state. Discussions of the Faraday Soc., Bristol (1970).

- 7.- W. Bagdade and R. H. Stolen. Far infrared absorption in fused Quartz and soft glass. J. Phys. Chem. Solids, 29, 2001. (1968)
- 8.- F.Chávez-Rivas, A. Ribeyron and J.M. Laurant. Optical absorption in the low frequency range of amorphous polimeric systems. Physica, Vol. 108, B+C No. 1-3. (1981).
- 9.- U. Strom and P.C.Taylor. Temperature and frequency dependences of the far-infrared and microware optical absorption. Physical Review B.Vol. 16, No. 12, 5512 (1977).
- 10.- M.A. Bosch. Anomalous absorption in amorphous solids at low temperatures. Phys. Rev. Lett., 40, 13(1978) 879.
- 11.- Hunklinger S., Arnold W., Stein S. Anomalous ultrasonic attenuation in vitreous silica at low temperatures. Phys. Lett. 45A, 311,(1973).
- 12.- G. Winterling. Very-Low-frequency Raman Scattering in vitreous silica. Phys. Rev. B., Vol.12, 2432 (1975).

NOMENCLATURA

α = Coeficiente de absorción óptica
 k = Frecuencia
 SiO_2 = Oxido de Silicio
 a-SiO_2 = Oxido de Silicio Amorfo
 K = Grados Kelvin
 g = Gramos
 cm = Centímetros
 ppm = Partes por millón
 T = Transmision
 n = Indice de refracción
 q = Carga eléctrica
 N = Número de defectos por unidad de carga
 v_s = Velocidad del Sonido
 ρ = Densidad
 c = Velocidad de la luz
 Å = Angstrom
 l = Camino libre medio
 N_d = Número de defectos por centímetro cúbico

Martes 19
SESION V
Auditorio Fermín Carrillo

APLICACION DE LA METODOLOGIA DEL ANALISIS PROBABILISTICO DE LA SEGURIDAD EN LA SEGURIDAD FISICA DE LA CENTRAL NUCLEOELECTRICA DE LAGUNA VERDE UNIDAD 1

Antonio Hernández Maldonado

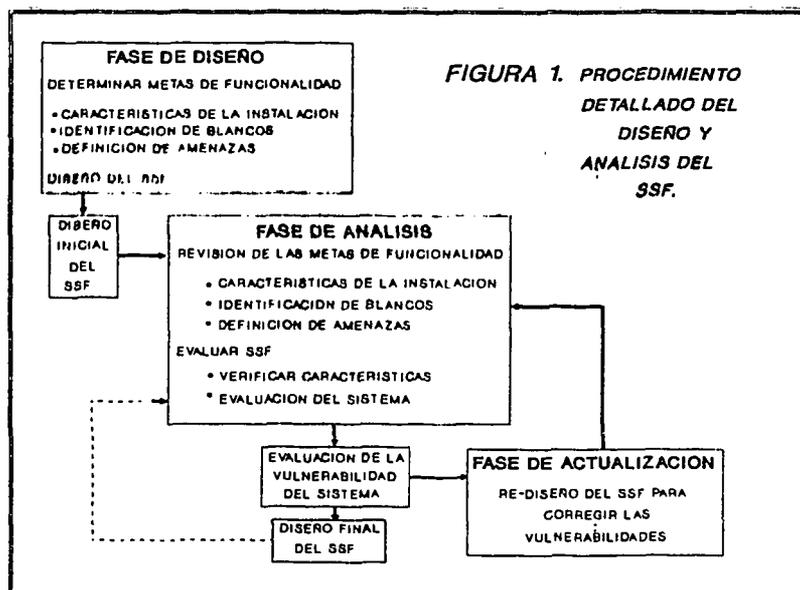
COMISION NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR Y SALVAGUARDIAS
Av. Insurgentes Sur 1806, Col. Florida, CP 01030, Mexico, D.F.

RESUMEN

En este trabajo se presenta la implementación y aplicación de la metodología del Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) en el Proyecto de Análisis de Vulnerabilidad de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV), realizado por la Comisión Federal de Electricidad (CFE) con apoyo técnico de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS). Los resultados obtenidos mediante la aplicación de esta metodología, proporcionan los Blancos o Areas Vitales más importantes de la CNLV, en los que la ejecución de Acciones de Sabotaje pondría en peligro la seguridad de la CNLV y de la población en general.

1. INTRODUCCION.

El diseño y el análisis de un Sistema de Seguridad Física (SSF) efectivo requiere de un proceso iterativo como el mostrado en la figura 1.



La fase de diseño y el diseño inicial del SSF son realizadas por el grupo contratista encargado de la construcción de la central, mientras que las fases restantes son desarrolladas por el Grupo de Seguridad Física de la central con apoyo técnico del Grupo de Ingeniería.

Cada una de las tareas desarrolladas en las diferentes fases es importante; sin embargo, la tarea de identificación de blancos o áreas vitales⁽¹⁾ sobresale en importancia, ya que determina los puntos específicos de la central que deben ser analizados como posibles puntos débiles bajo potenciales maniobras de sabotaje y que sirven de punto de partida para desarrollar otras actividades.

En la tarea de identificación de Areas Vitales se emplearon los Arboles de Eventos y Arboles de Fallas, que son típicamente utilizados en todos los estudios de APS.

La descripción de la metodología se resume en la sección 2, en la sección 3 se describe el alcance del análisis del SSF de la central nucleoelectrica de Laguna Verde y en la sección 4 se presentan los resultados generales. La sección 5 resume las conclusiones obtenidas de este estudio. Por la naturaleza estratégica de este tipo de estudios los resultados presentados son de carácter general.

2. DESCRIPCION DE LA METODOLOGIA.

A continuación se describe como se implementó la metodología del APS en la determinación de los blancos o áreas vitales de la CNLV. La fuente utilizada para obtener información sobre los sistemas y secuencias de accidentes de la central, fue el Análisis Probabilístico de Seguridad de la Central Nucleoelectrica de Laguna Verde [1].

2.1 DIAGRAMAS LOGICOS DE ACCIDENTE Y SABOTAJE.

La metodología empleada en la identificación de equipos y áreas vitales, está basada en dos tipos de Diagramas Lógicos:

- 1) Arboles de Eventos.
Utilizados para identificar las posibles secuencias de accidente provocadas por potenciales acciones de sabotaje que pondrían en un riesgo inminente a la central.
- 2) Arboles de Fallas de Sabotaje.
Utilizados para identificar los componentes críticos y áreas vitales de la central por medio de los Conjuntos Mínimos de Corte (CMC).

(1) Areas Vitales: Son las componentes o áreas específicas a ser protegidas para prevenir consecuencias indeseables.

2.1.1 ARBOLES DE EVENTOS.

Uno de los productos obtenidos en un APS de Nivel 1 son las "Secuencias Dominantes de Accidente", las cuales son la descripción de los procesos y acciones del operador que ocurren en la central como resultado de la sucesión de éxitos y fallas de los sistemas de la central en respuesta a un evento iniciador, y que tienen una contribución importante en la frecuencia de fundido del núcleo. Estas secuencias dominantes se utilizaron para identificar primeramente los transitorios que pueden ser provocados por potenciales acciones de sabotaje. Para las secuencias identificadas como aquellas que pueden ser iniciadas por un potencial saboteador, se siguió el árbol de eventos correspondiente al evento iniciador para identificar los sistemas a sabotear. Estas acciones podrían provocar liberaciones de radiactividad con y sin fundido del núcleo, en caso de que las acciones de sabotaje se realizaran exitosamente.

2.1.2 ARBOLES DE FALLAS DE SABOTAJE.

Los árboles de fallas de sabotaje modelan exclusivamente inhabilitaciones de componentes y equipos de los sistemas de la central, debido a acciones deliberadas dirigidas a provocar la inoperabilidad de los componentes y equipos de los sistemas. Tales acciones pueden ser la apertura y cierre de válvulas, el corte del suministro de corriente eléctrica a componentes, uso de explosivos y corte de tuberías, por mencionar algunas.

En este estudio se desarrollaron dos tipos de árboles de fallas de sabotaje, que son:

ARBOLES DE FALLAS DE SABOTAJE POR COMPONENTES.

Una vez identificados los escenarios de sabotaje, se identificaron los sistemas de la central para los que era necesario desarrollar su árbol de fallas. Mediante el desarrollo de estos árboles de fallas de sabotaje se identificaron los componentes críticos de los diversos sistemas de la central que son blancos potenciales de sabotaje. El uso del código de cómputo Fault Tree Analysis Program (FTAP) [2] permite determinar los CMC para cada árbol de fallas. Los CMC permiten estimar el número de acciones o maniobras de sabotaje que son necesarias para poner en riesgo a la central (e.g., los CMC de orden dos nos indican que el saboteador tiene que dañar dos componentes para poder inhabilitar al sistema). Cada uno de los CMC obtenidos es un escenario de sabotaje que podría provocar la pérdida del funcionamiento del sistema.

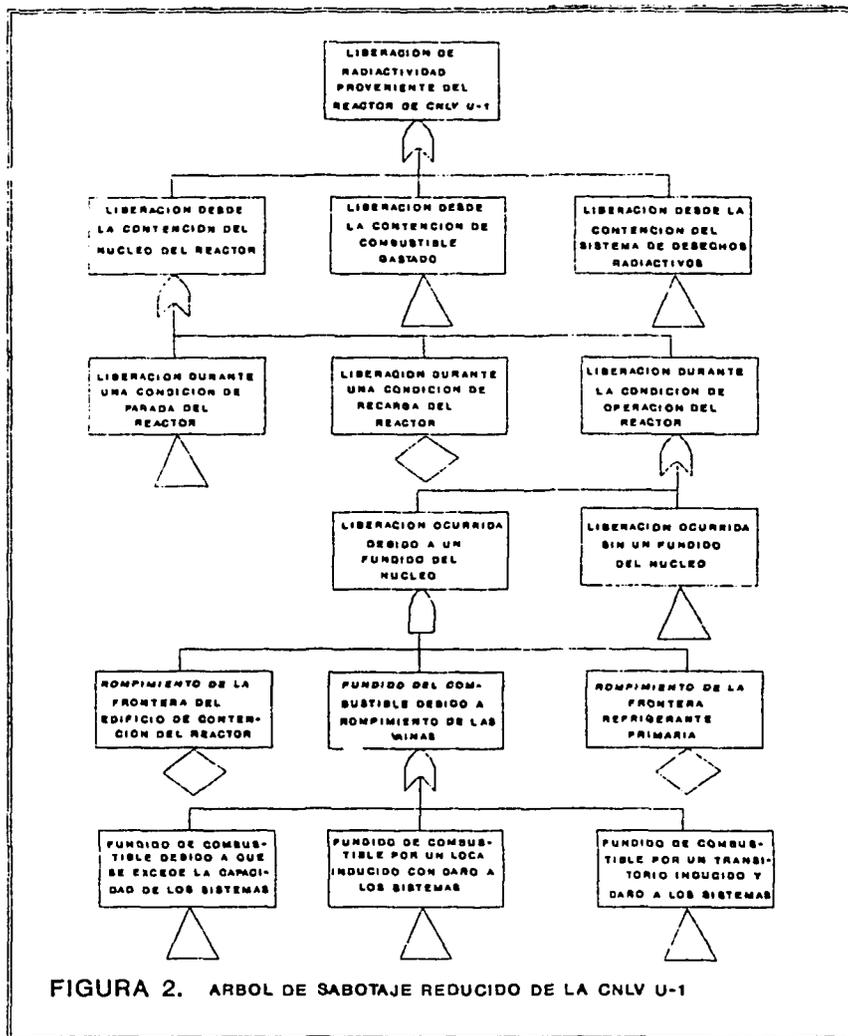
ARBOLES DE FALLAS DE SABOTAJE POR LOCALIZACION.

Una vez desarrollado el árbol de fallas de sabotaje del sistema, se procedió a reemplazar el componente por sus coordenadas de localización física dentro de la central, con lo cual se obtuvo una versión del árbol de fallas del sistema por localización física de sus componentes. Esto permitió identificar las áreas en las que el saboteador tendría que

incursionar para realizar sus acciones de sabotaje. De esta manera si dos o más componentes del mismo sistema o de sistemas diferentes tienen las mismas coordenadas de localización, el saboteador podría dañar estos componentes e inhabilitar uno o varios sistemas, con solo atacar una área específica. Mediante la determinación de los CMC se identificó el número de áreas de la central que tendrían que ser atacadas simultáneamente para provocar la inhabilitación de uno o varios sistemas de la central.

2.2 ARBOL DE FALLAS DE LA CENTRAL.

Una vez que se desarrollaron los árboles de fallas de los sistemas (por componentes y localizaciones) que fueron identificados en el proceso de delineación de escenarios de sabotaje, todos los sistemas se integraron en un sólo Arbol de Fallas de Sabotaje, el cual comprende todos los escenarios posibles de sabotaje que ponen en riesgo a la central y a la población. En la figura 2, se muestra el Arbol Reducido de Sabotaje de la CNLV U-1. De esta manera se obtuvieron dos tipos de árboles que son: Árboles de Componentes y Árboles de Localizaciones.



2.2.1 ARBOL DE FALLAS DE LA CENTRAL POR COMPONENTES.

Este modelo proporcionó mediante la ejecución del programa de cómputo FTAP , todos aquellos componentes y equipos vitales de los diferentes sistemas de la central, que pueden ser de interés específico para el saboteador y que de lograrse un daño a éstos, pondrían en peligro a la central y provocarían una liberación de radiactividad ya sea con o sin fundido del núcleo.

2.2.2 ARBOL DE FALLAS DE LA CENTRAL POR LOCALIZACIONES.

Este modelo proporcionó también mediante la ejecución del programa de cómputo FTAP, todas aquellas áreas en las que se localizan los componentes y equipos vitales de la central, y en las que el saboteador tendría que llegar para realizar las maniobras de sabotaje. Debido a que se obtuvo un número elevado de CMC de diferentes órdenes de magnitud fué necesario establecer un criterio de corte para identificar las Areas Vitales. Tal criterio se basó en el orden 10 de magnitud para los CMC.

3. ALCANCE DEL ESTUDIO.

El alcance del estudio estuvo limitado por una serie de suposiciones que se tomaron en cuenta para realizar el Arbol de Fallas de la central. A continuación se presentan las principales suposiciones consideradas en el modelado de los sistemas en las que están basados los resultados obtenidos de la tarea de identificación de componentes y áreas vitales.

- (1) NO SE LE DIO CREDITO A ACCIONES DE SABOTAJE REALIZADAS DENTRO DE LA CONTENCIÓN PRIMARIA DEL REACTOR.

Las acciones de sabotaje realizadas en componentes localizados dentro de la contención primaria se consideran de probabilidad despreciable, debido a que el acceso a la contención primaria está altamente restringido y por que es una zona altamente radiactiva, peligrosa para el mismo saboteador.

- (2) EL SABOTAJE DE CORTE DE TUBERIAS EN SISTEMAS CON DOS FUENTES DE REFRIGERANTE (AGUA), SOLO ES CONSIDERADO A REALIZARSE EN LOS CABEZALES COMUNES Y LINEAS DE INYECCION DE SISTEMAS.

Esto es en base a la suposición de que el saboteador tratará de provocar medidas directas y efectivas de inhabilitación de sistemas. Por esta razón no se modelaron las líneas de mínimo caudal de los sistemas, líneas de prueba y líneas de retorno al Tanque de Almacenamiento de Condensados (TAC).

- (3) LOS ESCENARIOS DE SABOTAJE ANALIZADOS NO CONSIDERAN LA INDISPONIBILIDAD DE LOS SISTEMAS POR CUALQUIER CAUSA AJENA A ACCIONES DE SABOTAJE.

En los modelos realizados solo están contempladas acciones de sabotaje en los sistemas y en la central. No se consideró la indisponibilidad de los sistemas de emergencia por pruebas o mantenimiento debido a que el árbol de fallas de la central vendría a ser más complejo. Sin embargo, se estuvo de acuerdo en que ésto es una ventaja adicional para el saboteador.

4. RESULTADOS GENERALES DEL ESTUDIO.

Por razones de seguridad sólo se presentan los resultados generales de una manera cualitativa. Los resultados se presentan únicamente para demostrar la aplicabilidad de la metodología del APS utilizada como una herramienta en la tarea de identificación de blancos como parte del proceso de diseño y evaluación del SSF.

Dentro de los escenarios identificados y analizados, los 4 más importantes corresponden a secuencias que pueden resultar en liberaciones de radioactividad. Dependiendo del escenario de sabotaje se encontró que estas liberaciones pueden ser debidas a un fundido o no fundido del núcleo. A continuación se describen brevemente las secuencias de sabotaje mencionadas anteriormente.

ESCENARIO 1.

Acciones de sabotaje que provocan la pérdida del balance de la planta combinadas con la inhabilitación de la función de seguridad de inyección a alta y baja presión. Esta Secuencia provoca una liberación de radiactividad debido a un fundido del núcleo.

ESCENARIO 2.

Acciones de sabotaje que provocan la inhabilitación total de la función de seguridad de remoción de calor residual a largo plazo. Esta secuencia provoca una liberación de radiactividad sin un fundido del núcleo.

ESCENARIO 3.

Acciones de sabotaje que provocan la pérdida del balance de la planta combinadas con la inhabilitación de las funciones de seguridad de control de presión e inyección a alta presión. Esta secuencia provoca una liberación de radiactividad debido a un fundido del núcleo.

ESCENARIO 4.

Rupturas provocadas fuera de la contención primaria. Esta secuencia provoca una liberación de radiactividad sin un fundido del núcleo.

5. CONCLUSIONES.

La aplicación de la metodología del APS para determinar los componentes y áreas vitales de la CNLV, ha sido fundamental y de gran ayuda, ya que a través de ella se llevó a cabo la determinación de los escenarios de sabotaje más críticos que repercuten severamente en la operación de la central.

El modelado de sistemas y de los escenarios de sabotaje están fundamentados plenamente en el Estudio de APS de la CNLV Unidad 1, por lo que se piensa que las áreas vitales obtenidas son las más importantes a tomar en cuenta para la central. Asimismo, se detectó la necesidad de formar un grupo que discutiera la posibilidad de identificar otros posibles blancos que no estuvieran considerados dentro de los sistemas modelados, con lo que se identificaron otros dos blancos adicionales, dándole una mayor completez al estudio.

Por lo anterior, se puede afirmar que el estudio se llevó a cabo mediante bases sólidas y mediante una metodología confiable, con lo cual se logró integrar y conjuntar un estudio completo de la identificación de las AREAS VITALES para el Análisis de Vulnerabilidad de la CNLV.

Finalmente, los resultados obtenidos muestran que la probabilidad de un sabotaje que pudiera provocar una liberación debida a un fundido del núcleo es muy remota. Los conjuntos Mínimos de Corte (CMC) están ampliamente dominados por acciones de sabotaje que pudieran ocasionar liberaciones de radiactividad sin fundido del núcleo.

6. AGRADECIMIENTOS.

El autor agradece el apoyo y asesoramiento recibido por el Dr. Gerardo Pérez-Ramírez García y la ayuda recibida por el Ing. José L. Galván Ortiz de CFE.

7. REFERENCIAS.

- [1] Instituto de Investigaciones Eléctricas, Comisión Federal de Electricidad, Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, "Análisis Probabilístico de Seguridad de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde", Revisión 0, Diciembre, 1989.
- [2] R. Willie, "Fault Tree Analysis Program", Version One-Mode One, Operations Research Center U.C. Berkeley, September 1979.
- [3] Varnado, G.B. and Ortiz N.R., "Fault Tree Analysis For Vital Area Identification", SNL, June 1979.

PACTF: UN CODIGO DE COMPUTO PARA LA ESTIMACION DEL TERMINO FUENTE DURANTE ACCIDENTES SEVEROS EN REACTORES TIPO BWR

FRANCISCO J. SOUTO y RAFAEL AMADOR CANO

COMISION NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR Y SALVAGUARDIAS

Av. Insurgentes sur 1806, Col. Florida, 01030, México D.F.

RESUMEN

Como parte de las actividades de apoyo al grupo de seguridad nuclear formado en la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias para responder a contingencias en la central nucleoelectrica de Laguna Verde, se desarrolló el código de cómputo PACTF para estimar rápidamente el término fuente durante accidentes severos. Esta estimación se basa en el conocimiento de aquellas condiciones en la central que pueden determinarse a partir de la información y de las lecturas de la instrumentación disponible en estos casos en el cuarto de control. Las fracciones de liberación de radioisótopos a partir del núcleo, los factores de reducción debidos a las diversas salvaguardias de ingeniería y las fracciones de escape al ambiente a partir de la contención, se tomaron de los valores presentados por T.J. McKenna y J.G. Giitter de la NRC de los E.U.A. [1]. Los resultados obtenidos se validaron comparándolos con los que se obtienen, para ejemplos similares, con el código RASCAL [2] y con aquéllos reportados para códigos más completos y avanzados [3] como STCP [4]. Aunque a la fecha PACTF se aplica sólo a reactores BWR, puede generalizarse a cualquier reactor moderado con agua ligera. PACTF está programado en TURBOBASIC y se ejecuta en cualquier computador personal compatible.

1.- INTRODUCCION

En el caso de un accidente severo en una central nucleoelectrica, se deben tomar decisiones para proteger a la población, basándose principalmente en la información disponible sobre el accidente; sin embargo, la experiencia ha mostrado que en la mayor parte de ellos se presenta, como una característica en común, que en sus primeras etapas la información precisa y confiable sobre el mismo es escasa y, lo que es peor aún, que la poca información disponible con

mucha frecuencia es contradictoria o incluso errónea. Aunque conforme transcurre el tiempo la información sobre el accidente es más completa y confiable, las primeras decisiones se deben tomar en las etapas iniciales, en las que la información confiable es mínima.

Por otra parte, la experiencia también demuestra que, para cada evento significativo durante un accidente severo, generalmente existen algunas observaciones en las primeras etapas que lo pueden caracterizar dentro de ciertos límites y, de hecho, estas observaciones pueden relacionarse con la magnitud estimada del accidente.

Entre los datos más importantes que se deben conocer durante un accidente en una central nucleoelectrica para la correcta aplicación de las medidas de protección a la población, se encuentra el de la cantidad de material radiactivo que se puede liberar al ambiente, o *término fuente*, como también se le conoce.

Este trabajo se basa en las premisas anteriores, y presenta un programa de cómputo que relaciona la observación de aquellas condiciones clave durante las primeras etapas del accidente, con la magnitud estimada del término fuente.

2.- ESTIMACION DEL TERMINO FUENTE

El método para estimar el término fuente durante accidentes severos en centrales nucleares utilizado por PACTF y propuesto por McKenna y Gitter [1], parte del supuesto de que, aunque con incertidumbre, se puede estimar el término fuente a partir de un número limitado de condiciones, y que éstas se pueden precisar a partir de parámetros conocidos en el cuarto de control.

A partir de estas suposiciones, se plantea la siguiente ecuación [5] para estimar el término fuente:

$$ST_i = FPI_i \times CRF_i \times \left(\prod_{j=1}^n RDF_{ij} \right) \times EF$$

donde:

- ST_i Cantidad liberada del radioisótopo i (término fuente) [Ci/s, Bq/s].
- FPI_i Inventario del radioisótopo i en el núcleo [Ci, Bq].
- CRF_i Fracción liberada del radioisótopo i a partir del núcleo.
- RDF_{ij} Factores correspondientes a los n posibles mecanismos de remoción del radioisótopo i , en su trayectoria al ambiente.
- EF Fracción de escape del material a partir de la contención [1/h].

A continuación, describimos cómo determina PACTF cada uno de los términos en la ecuación anterior, en función de parámetros observables durante accidentes severos en reactores BWR.

2.1 Estimación del inventario de radioisótopos en el núcleo (FPI_i).

Diversos estudios han determinado los radioisótopos más importantes, desde el punto de vista radiológico, en la evaluación de las acciones de protección a la población en caso de accidentes en centrales nucleares [6]. Una vez que se determina cuáles son los radioisótopos importantes, se debe estimar la cantidad —o inventario— de cada uno de ellos en el núcleo del reactor al momento de producirse el accidente, ya que éste es el punto de partida de cualquier liberación al ambiente. PACTF puede calcular dicho inventario a partir de datos genéricos, método sugerido por McKenna y Glitter [7], con valores normalizados suponiendo un reactor de 1000Mw eléctricos. Sin embargo, si la potencia del reactor es muy distinta de 1000Mwe, estos datos no son muy apropiados y, por esto, PACTF utiliza los datos genéricos como su segunda alternativa. Para determinar el inventario de radioisótopos PACTF utiliza preferentemente los resultados obtenidos con el código ORIGEN2-PC [8].

2.2 Estimación de la fracción de radioisótopos liberados a partir del núcleo del reactor (CRF_i).

No todo el material contenido en el núcleo del reactor se liberará en el caso de un accidente, sólo una parte del mismo pasará al refrigerante y, de ahí, potencialmente podría transportarse a otras estructuras en la central; la fracción del material radiactivo que podría ser liberada es función de la temperatura promedio en el núcleo. El NUREG-1228 [9] sugiere utilizar las cuatro posibles categorías de liberación mostradas en la tabla 1; para cada una de ellas se liberan distintas fracciones de radioisótopos, dependiendo de la volatilidad de los mismos y del grado de daño al núcleo. Para reactores BWR, la temperatura en el núcleo no se mide, pero PACTF relaciona el nivel de refrigerante en el reactor [10], con la fracción de liberación, según se ilustra en la figura 1, como se indica a continuación:

- Liberación normal; núcleo descubierto en menos de 1/3 de la longitud total del combustible (-1.25m).
- Liberación del huelgo; núcleo descubierto desde 1/3 de su longitud total, hasta menos del 80% (-3.04m).

TABLA 1. FRACCION DE LIBERACION A PARTIR DEL NUCLEO.

CONDICION DEL NUCLEO	TEMPERATURA DEL ENCAMISADO	PRODUCTO DE FISION	FRACCION DE LIBERACION
ENCAMISADO INTACTO. OPERACION NORMAL	589 K (316°C)	I-131 I-132 I-133 I-134 I-135 Cs-134 Cs-137 Ru-106 Te-132 Ce-144	8.3×10^{-9} 5.9×10^{-8} 2.8×10^{-8} 7.2×10^{-8} 4.7×10^{-8} 1.3×10^{-9} 5.4×10^{-9} 3.8×10^{-11} 2.7×10^{-11} 1.1×10^{-11}
LIBERACION A PARTIR DEL HUELGO	978 A 1422 K (704-1149 °C)	Xe, Kr I Cs Te, Sb	0.03 0.02 0.05 1.0×10^{-4}
LIBERACION A PARTIR DE LA FRONTERA DE GRANO	> 1922 K (> 1649°C)	Xe, Kr I, Cs Te Sb Ba Mo Sr Ru	0.5 0.5 0.1 0.02 0.01 0.01 1.0×10^{-3} 1.0×10^{-4}
LIBERACION A PARTIR DEL NUCLEO FUNDIDO	> 2755 K (> 2482°C)	Xe, Kr Cs I Sb Te Ba Sr Mo Ru La Y Ce Np	1.0 1.0 1.0 0.02 0.3 0.2 0.07 0.1 7.0×10^{-3} 1.0×10^{-4} 1.0×10^{-4} 1.0×10^{-4} 1.0×10^{-4}

— Liberación de la frontera de grano; descubrimiento del núcleo desde el 80% a menos del 90% (-3.42m), considerando que el nivel de refrigerante se estabilizará dentro de este intervalo, o se empezará a recuperar.

— Liberación de fundido del núcleo; descubrimiento desde el 80% a menos del 90% suponiendo que el nivel continuará bajando, o si el descubrimiento es del 90% o más (BAF = -3.50m).

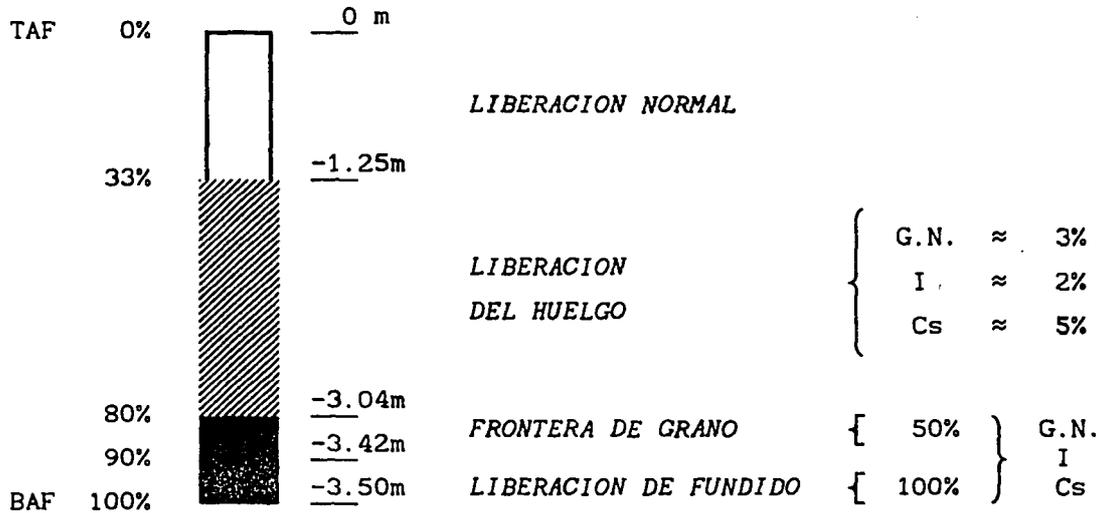


FIGURA 1. Relación entre el nivel de descubrimiento del combustible con la fracción de liberación.

2.3 Estimación de los factores de reducción debidos a los mecanismos de remoción de material radiactivo (RDF_{ij}).

Los mecanismos de remoción, son las barreras físicas y tecnológicas que el material radiactivo tendrá que atravesar antes de ser liberado a la atmósfera. Cada uno de ellos reduce la cantidad de material que será liberado, en las fracciones indicadas en la tabla 2 [11], para todos los radioisótopos con excepción de los gases nobles que no se ven afectados por estos mecanismos. En particular, PACTF considera el tiempo de retención del material radiactivo en la contención, la piscina de supresión de presión, y los sistemas de aspersión y venteo de la contención.

Se multiplican todos los factores considerados y se obtiene el valor total de reducción que no puede ser menor a 1×10^{-3} , límite inferior dado por el método, excepto que se utilicen filtros en la trayectoria de la liberación, en cuyo caso se puede obtener un factor de reducción menor.

TABLA 2. MECANISMOS DE REDUCCION PARA PARTICULAS Y AEROSOLES (EXCEPTO GASES NOBLES).

MECANISMO	FACTOR DE REDUCCION
<u>FILTROS DEL SISTEMA DE VENTEO</u>	
FLUJO SECO Y A BAJA PRESION	0.01
FLUJO HUMEDO Y A ALTA PRESION	1.0
<u>FILTRADO EN PISCINA DE SUPRESION</u>	
PISCINA SUBENFRIADA (T<101°C)	0.01
PISCINA SATURADA (T=101°C)	0.05
DERIVACION DE LA PISCINA (T>101°C)	1.00
<u>REMOCION DE AEROSOLES Y PARTICULAS SUSPENDIDAS EN EL CONTENEDOR</u>	
<i>PROCESOS NATURALES (SIN ASPERSION)</i>	
0.5 h DE RETENCION	0.40
2-12 h DE RETENCION	0.04
24 h DE RETENCION	0.01
<i>PROCESOS CON ASPERSION</i>	
0.5 h DE RETENCION	0.03
2-12 h DE RETENCION	0.02
24 h DE RETENCION	0.002
<u>RETENCION EN TUBERIAS DEL SISTEMA PRIMARIO</u>	
SOLO EN ACCIDENTES DE DERIVACION DE LA CONTENCIÓN	0.40

2.4 Estimación de la fracción de escape del material radiactivo a partir del contenedor primario (EF).

Dependiendo de la integridad del contenedor, el material radiactivo será liberado al ambiente. En la tabla 3 [12], se muestra la tasa de liberación en función del tipo de falla de la contención.

La falla catastrófica de la contención es cuando existe un área de fuga superior a 0.19m². La falla en el aislamiento del contenedor se produce cuando no cierra alguna de las válvulas de aislamiento. Si el contenedor primario no falla, se consideran las fugas normales de diseño que equivalen al 0.5% diario del contenido de material radiactivo en el contenedor.

En el caso de falla de aislamiento, PACTF considera que el material radiactivo pasa al edificio del reactor, y asume que los mecanismos de reducción ubicados dentro del contenedor no son utilizados.

TABLA 3. FRACCIONES DE ESCAPE A PARTIR DEL CONTENEDOR.

TIPO DE FALLA Y LIBERACION	FRACCION DE ESCAPE (LIBERACION DURANTE 1 HORA)
FUGAS NORMALES DE DISEÑO (0.5%/d)	2.0×10^{-4}
FALLAS EN EL AISLAMIENTO (100%/d)	0.04
FALLAS CATASTROFICAS (100%/h) (AREA DE RUPTURA $\geq 0.19 \text{ m}^2$)	1.00

3.- CARACTERISTICAS DEL PROGRAMA

PACTF está escrito en BASIC [13] para ejecutarse en computadoras personales IBM o compatibles. La estructura del programa puede ser dividida en tres partes: recepción de datos, cálculos y despliegue de resultados. Al comienzo, se lee el archivo de datos, PACTF.DAT, que incluye el inventario de material radiactivo proporcionado por ORIGEN2-PC. El primer dato para el programa es el nivel de refrigerante en el núcleo, que se puede proporcionar en metros, pies, centímetros o pulgadas; si no se indican unidades, el programa considera que se proporciona en centímetros. Después pide el tiempo de retención del material radiactivo, en horas, minutos, segundos o cualquier combinación de éstas, incluyendo decimales; si no se indica, el dato se considera en horas.

En caso de que no se tuviera disponible el archivo PACTF.DAT, el programa solicitará la potencia a la que se encontraba trabajando el reactor al momento de producirse el accidente, en Mwe o indicando el porcentaje de potencia nominal correspondiente (654Mwe). El tipo de falla del contenedor es una selección múltiple, "N" para normal, "A" para aislamiento y "C" para catastrófica.

Por último se considera la trayectoria seguida por el material radiactivo. Esto se determina con simples respuestas de sí o no (S/N) a una serie de preguntas que orientan al analista sobre la posible trayectoria de la liberación.

Durante la recepción de los datos, el programa verifica que la información proporcionada sea adecuada. Además, con la tecla <F1>, se puede accesar una pantalla de ayuda que orienta al analista sobre la información que se le solicita, la forma de determinar la respuesta y las unidades requeridas.

Con todos los datos anteriores, el programa realiza los cálculos necesarios para cada uno de los radioisótopos, mostrando en pantalla los resultados obtenidos. Al final realiza la impresión de los resultados, de las

suposiciones y de los datos utilizados. En caso de que durante la impresión de los resultados el programa detectara algún problema, la información se guardará en un archivo, designado PACTF.PRN.

4.- CONCLUSIONES

La investigación actual sobre el término fuente indica que las suposiciones en las que se basa PACTF son razonables, considerando la escasez de información disponible y la incertidumbre asociada a la estimación del mismo.

PACTF es un programa adecuado para ser utilizado en la estimación rápida del término fuente durante condiciones de accidente severo en Laguna Verde, su simplicidad en la recepción de datos y sus mecanismos de ayuda y verificación, permiten que sea utilizado por personas que no necesitan conocer el método empleado para la estimación del término fuente. Tampoco requieren estar plenamente familiarizados con el programa e, inclusive, hemos comprobado que ayuda a reducir los errores que se podrían cometer en momentos de gran tensión.

PACTF se puede generalizar a cualquier reactor moderado con agua ligera y acoplar a otros programas utilizados para el cálculo de consecuencias.

5.- REFERENCIAS

- [1] Mckenna, T.J. y J.G. Giitter, 1988, "Source Term Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents", USNRC, NUREG-1228, p. 1-10.
- [2] Athey, G.F., A.L. Sjoreen y T.J. Mckenna, 1989, "RASCAL Version 1.3 User's Guide", USNRC, NUREG/CR-5247.
- [3] Amos, C.N., *et al*, 1987, "Evaluation of Severe Accident Risks and the Potential for Risk Reduction: Peach Bottom, Unit 2", USNRC, NUREG/CR-4551, volume 3.
- [4] Gieseke, J.A., *et al*, 1986, "SOURCE TERM CODE PACKAGE, a User's Guide (Mod 1)", USNRC, NUREG/CR-4587.
- [5] NUREG-1228, *op cit*, p. 4-2.
- [6] *Ibidem*, p. 2-1.
- [7] *Ibidem*, p. 2-3.
- [8] 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.
- [9] NUREG-1228, *op cit*, p. 4-4.
- [10] *Ibidem*, p. 4-57.
- [11] *Ibidem*, p. 4-12.
- [12] *Ibidem*, p. 4-37.
- [13] Anónimo, 1987, "Turbo Basic Owner's Handbook", Borland International.

ANALISIS DE UN TRANSITORIO DE PERDIDA DE RECALENTADORES DE AGUA ALIMENTACION CON CODIGOS ESTATICOS

J. Alvarez, G. Calleros.

RESUMEN

El 20 de Noviembre de 1989, en la Central Laguna Verde Unidad 1, reactor BWR 5, con una potencia térmica nominal de $1931E+6$ W, ocurrió un evento en el que se perdieron los recalentadores del agua de alimentación cuando el reactor se encontraba operando al 49% de potencia térmica nominal, los cuales se recuperaron aproximadamente 1200 segundos más tarde; la Computadora de Proceso no estuvo disponible cuando se alcanzó el máximo subenfriamiento por lo que no se evaluaron los límites térmico-mecánicos del combustible durante el evento. Por tal razón se tuvo que realizar una simulación, partiendo de las condiciones previas al evento que reportó la Computadora de Proceso, para determinar los valores de los límites antes mencionados.

El propósito de esta presentación es mostrar la metodología usada para esta simulación y los resultados obtenidos.

1.0 Introducción.

La Comisión Federal de Electricidad adquirió en 1986, un paquete de códigos de la compañía Scandpower para realizar la administración del combustible dentro del reactor (FMS, Fuel Management System). El código PRESTO-B forma parte de este paquete. Es un simulador tridimensional estático, formado por un modelo de difusión neutrónica acoplado a un modelo termohidráulico.

Con el código PRESTO-B se simula el evento de pérdida de recalentadores del agua de alimentación. Este evento incrementó el subenfriamiento (disminuyó la temperatura) del refrigerante que fluye a través del núcleo del reactor, originando un aumento en la reactividad debido a que se colapsaron los vacíos y como consecuencia aumentó la potencia térmica del reactor.

2.0 Metodología usada.

Como primer paso se obtuvo la temperatura del agua de alimentación en función del tiempo (referencia 1).

Con datos de la corrida de la Computadora de Proceso (referencia 2) se obtuvo la presión en el domo de la vasija

del reactor, el caudal en el núcleo, la entalpía del agua de alimentación y la potencia térmica del reactor antes de que ocurriera el evento.

Con la potencia térmica y el flujo de vapor total obtenido de la referencia 1, que se consideró constante a lo largo del transitorio, se construyó el conjunto de datos de entrada para el código HTBAL (referencia 3).

Al mismo tiempo se comprobaron los resultados con otra corrida del código HTBAL dando como dato de entrada la presión en el domo del reactor en lugar de la potencia térmica del reactor.

Se determinó el caudal de refrigerante a través del núcleo del reactor en función de la fracción de caudal en los lazos de recirculación con relación a sus condiciones nominales. Con estos resultados se construyó el archivo de datos de entrada para el código PRESTO-B para simular una disminución en el caudal de recirculación durante el transitorio.

Con los valores del caudal a través del núcleo del reactor y los resultados obtenidos con el código HTBAL, se formaron los conjuntos de datos de entrada para simular el transitorio.

Con los datos antes mencionados se analiza el transitorio de pérdida de recalentadores del agua de alimentación, con el código PRESTO-B tomando en cuenta la variación de la temperatura en el agua de alimentación. Considerando en un caso, la disminución del caudal de recirculación durante el transitorio (**caso 1 o PR1**), y otro caso, con caudal de recirculación constante (**caso 2 o PR2**).

En esta simulación no se tomó en cuenta la disminución del caudal de agua de alimentación que ocurre aproximadamente 720 segundos después de iniciarse el evento. Tampoco se tomó en cuenta la inserción de las barras de control durante el transitorio, como realmente ocurrió en la Central.

Para reproducir el quemado del combustible en el núcleo del reactor al momento que ocurrió el transitorio, se construyó un archivo "histórico" al que se le ajustó la concentración de Xenón para el nivel de potencia y el tiempo que había estado en operación el núcleo del reactor antes de que ocurriera el evento.

También, se realizó una simulación adicional con el código PRESTO-B sin considerar la variación del caudal de recirculación durante el transitorio.

Finalmente con el código CPRCFEA (referencia 9) se determinó el valor del MCPR durante el transitorio.

3.0 RESULTADOS OBTENIDOS.

Para determinar la entalpía del agua de Alimentación, dato de entrada para el código PRESTO-B, se introdujo la temperatura del agua de Alimentación en el código HTBAL; la figura 1, muestra el comportamiento de la temperatura y la

entalpía del agua de Alimentación durante el evento de pérdida de recalentadores del agua de alimentación.

En la figura 3 se observa que hay una razón de enfriamiento y calentamiento superior a $\pm 1.54E-2^{\circ}K/Seg$, durante el evento.

Por lo anterior la Especificación Técnica de Operación (ETO) sobre el ritmo de enfriamiento/calentamiento (3.4.6.1) no se cumplió.

El ritmo máximo de enfriamiento fue de $-3.25E-1^{\circ}K/Seg$ y el ritmo máximo de calentamiento de $+3.39E-1^{\circ}K/Seg$. El ritmo de enfriamiento promedio fué de $-1.01E-1^{\circ}K/Seg$ y el ritmo de calentamiento promedio fué de $+8.53E-2^{\circ}K/Seg$.

La potencia térmica del reactor durante el transitorio se reporta en la figura 2.

La presión en el domo del reactor calculada por el código permaneció constante durante el evento y es consistente con la referencia 1.

La curva **PR1** corresponde a la simulación de la potencia térmica del reactor en la que se considera la variación de la temperatura del agua de alimentación y la disminución en el caudal de los lazos de Recirculación durante el transitorio sin tomar en cuenta el movimiento de inserción de las barras de control porque la simulación se realizó con una versión del código PRESTO-B para $\frac{1}{4}$ de núcleo. Esto significa que el movimiento de una barra de control en el código representaría el movimiento real de 4 barras de control en todas las localidades simétricas del núcleo y como consecuencia, la inserción de reactividad negativa por las inserción de las barras de control sería exagerada con relación al evento que realmente ocurrió en la central.

La curva **PR2** se obtuvo tomando en cuenta la variación de la temperatura del agua de alimentación, sin considerar: la disminución del caudal de recirculación, el movimiento de inserción de las barras de control y la disminución del caudal de agua de alimentación.

La curva **SIR** corresponde a los datos recopilados por el sistema de información de recopilación de datos para transitorios (SIRAT, Ref 1).

4.0 ANALISIS DE RESULTADOS.

En la figura 2 se observa que la potencia térmica estimada con el código PRESTO-B, para el caso supuesto en el que no ha disminuido el caudal de los lazos de recirculación (**PR2**), es mayor en comparación con el caso en el que hay una disminución del caudal de recirculación como realmente sucedió (**PR1**).

Lo anterior significa que jugó un papel muy importante la disminución del caudal de recirculación, abatiendo de esta forma la reactividad positiva insertada como consecuencia de

la disminución de la temperatura del agua de alimentación, como resultado la potencia térmica no sobrepasó el 58%.

La simulación del transitorio con el código PRESTO-B, sobreestima la potencia térmica con relación a la obtenida con el SIRAT (SIR en la figura 2) porque no se tomó en cuenta la reactividad negativa resultante por insertar las barras de control.

El efecto de la reactividad negativa al disminuir el caudal de recirculación está reflejado en el área que hay entre las curvas PR1 y PR2 de la figura 2.

720 segundos después de haberse iniciado el transitorio, en la simulación con el código PRESTO-B, se observa que la potencia térmica del reactor está sobreestimada con relación a los datos reportados por el SIRAT como consecuencia de no modelar la disminución del caudal de agua de alimentación, lo cual es conservador para el propósito de determinar los límites térmicos máximos alcanzados.

Los valores más altos de la potencia térmica, predicha por el código PRESTO-B, se encuentran 720 segundos después de iniciarse el transitorio; los límites térmicos asociados al transitorio se reportan en las tablas 1 y 2.

El valor del MCPR predicho por el código CPRCFEA (referencia 9) al tiempo $t=0$ segundos es 2.45, en tanto que el obtenido por la referencia 8 es 2.475 (tabla 3) lo que representa una variación del 1.01% con relación a la Computadora de Proceso.

El valor del límite de la razón de potencia crítica mínima ($MCPR_{límite}$) es 1.54 ($1.29 \cdot K_f$) conforme a lo indicado en la ETO 3.2.3.

Las condiciones termohidráulicas reportadas en la referencia 8 coinciden con las de la referencia 2. La simulación con el código PRESTO-B difiere, en promedio 2%, como lo muestra la tabla 4. Sin embargo el subenfriamiento a la entrada del núcleo del reactor difiere 5% con relación a la computadora de proceso⁽¹⁾.

Los límites térmicos calculados con el código, con relación a la Computadora de Proceso son consistentes y, como se observa en la tabla 3, la variación máxima corresponde a la tasa lineal de generación de calor (LHGR) con 3.75%.

Con el código CPRCFEA se obtuvieron los valores para la razón de potencia crítica mínima (MCPR) reportados en las tablas 1 y 2.

Para el caso en el que el caudal de recirculación disminuye, el mínimo MCPR se presenta a los 720 segundos, con un valor de 2.16 y que corresponde al punto en donde el reactor

(1) La entalpía de líquido saturado en PRESTO-B se determina con la presión del núcleo del reactor, mientras que la computadora de proceso la calcula con relación a la presión del domo de la vasija del reactor.

alcanzó la máxima potencia durante el transitorio como se observa en las figura 2.

Para el caso en el que no se consideró la disminución del caudal de Recirculación, el mínimo valor del MCPR se presenta 675 segundos despues de iniciarse el evento. En este punto, no se alcanza la máxima potencia promedio.

5.0 CONCLUSIONES.

Se realizó con el código PRESTO-B la simulación del transitorio ocurrido el día 20 de Noviembre de 1989 en el que hubo pérdida de los recalentadores del agua de alimentación. Estos se recuperaron aproximadamente 1200 segundos despues de iniciado el evento.

Analizando los datos sobre temperaturas del agua de Alimentación que reporta el SIRAT, se encontró que el ritmo de enfriamiento/calentamiento del refrigerante excedió $1.54E-2$ °K/Seg como lo describe la ETO 3.4.6.1 y como se muestra en la figura 3.

El ritmo máximo de enfriamiento fue de $-3.25E-1$ °K/Seg y el de calentamiento de $3.39E-1$ °K/Seg; el ritmo de enfriamiento promedio fue de $-1.01E-2$ °K/Seg y el ritmo de calentamiento promedio fue de $8.53E-2$ °K/Seg.

Durante los primeros 720 segundos la potencia predicha con el código PRESTO-B se aproxima a los datos reportados en el SIRAT (SIR), como se muestra en la figura 2. Sin embargo, 720 segundos despues de iniciarse el evento la diferencia entre los resultados del código PRESTO-B y los datos del SIRAT se acentúa porque en la simulación no se tomó en cuenta la disminución del caudal del agua de Alimentación. Con el código PRESTO-B solamente se modeló el comportamiento del núcleo del reactor sin tomar en cuenta las trayectorias de flujo externas a este.

En el cálculo que se realiza con el código PRESTO-B no se le dá crédito al aumento de reactividad negativa como resultado de insertar las barras de control.

La simulación toma en cuenta los efectos debidos a la disminución de la temperatura del agua de alimentación durante el intervalo en el que se pierden los calentadores y los efectos del aumento de temperatura como resultado de recuperar los calentadores del agua de Alimentación.

Se analizaron dos casos con el código PRESTO-B, a saber:

Caso 1. El caudal de los lazos de recirculación disminuye como lo muestran los datos reportados en el SIRAT (figura 2, curva PR1).

Caso 2. El caudal de los lazos de recirculación permanece constante a lo largo del transitorio (figura 2, curva PR2).

El código PRESTO-B predice el valor de potencia más alto a los 720 segundos como se muestra en la figura 2.

Con relación al MCPR, el código CPRCFEA predijo un valor de 2.45 para las condiciones termohidráulicas prevaletientes en el reactor antes de que ocurriese el evento de pérdida de los recalentadores del agua de alimentación. La Computadora de Proceso reportó en estas condiciones un valor de 2.475 (tabla 3).

El MCPR calculado en los picos de potencia para los casos 1 y 2 tiene los valores de 2.16 y de 2.12, respectivamente (tablas 1 y 2).

El $MCPR_{límite}$ (ETO 3.2.3, referencia 10) para el punto del transitorio en donde hay máxima potencia, tomando en cuenta el caudal de refrigerante es 1.57.

Por lo anterior, a pesar de que se realizó un cálculo conservador del MCPR, el $MCPR_{límite}$ (por ETO's) es menor que el mínimo valor durante el transitorio predicho por el código. Es decir, se mantuvo la integridad del encamisado de las barras de combustible.

Los límites de generación lineal de calor (LHGR) y de razón de potencia generada en un plano (APLHGR) con relación a la potencia límite que se debe generar en un plano ($APLHGR_{límite}$), MAPRAT, calculados con PRESTO-B, en los puntos de máxima potencia durante el transitorio tienen los valores de 29 364 W/m y 0.667, respectivamente, para el caso 2.

En tanto que para el caso 1, los valores del LHGR y MAPRAT que se calcularon con el código PRESTO-B son 27 920 W/m y 0.631, respectivamente.

En ambos casos, los valores LHGR y MAPRAT son menores que los requeridos en las Especificaciones Técnicas, 43 963 W/m (ETO 3.2.4, referencia 10) y 1.0 (ETO 3.2.1, referencia 10).

Por lo anterior, se concluye que la integridad del combustible se mantuvo durante el transitorio de pérdida de recalentadores del agua de Alimentación ocurrido el 20 de Noviembre de 1989 en la Central Laguna Verde Unidad 1 y que se puede utilizar un código estático para simular un evento de pérdida de recalentadores.

6.0 REFERENCIAS.

1. Listado del SIRAT, 20 de Noviembre de 1989.
2. Corrida de la Computadora de Proceso OD-3, 11-20-89, 0940, Laguna Verde 1.
3. Memoria de cálculo GCM/007/JANYA/89. "Datos de entrada para el código HTBAL", ANCFE-017. Septiembre 5, 1989.
4. User Manual for PRESTO FMS Volume II. S. Borresen and L. Moberg. Scandpower March 1983.
5. Impresora de alarmas de la Computadora de Proceso. 11-20-89, 093649 a 101912.

6. Datos tabulados del mapa Caudal-Potencia de General Electric.
7. Corridas de la Computadora de Proceso OD-16 y P-1, a partir del 2 de Abril de 1989 hasta el 20 de Noviembre de 1989.
8. Corrida de la Computadora de Proceso P-1, 11-20-89, 0900, Laguna Verde 1.
9. Subrutina "CPRCFEA" implementada en la computadora CDC de la Oficina de Ingeniería en Dos Bocas de la Comisión Federal de Electricidad a partir de la Subrutina SR-10 desarrollada por el Instituto de Investigaciones Electricas. Ing. Silvia Serrano (IIE), Dr. Hector Ocampo (IIE), Fís. José A. Vazquez (CFE) y Fís. Francisco Sánchez (CFE).
10. Especificaciones Técnicas de Operación de la Central Laguna Verde Unidad 1.
11. Memoria de cálculo GCM/010/JANYA/90. " Análisis del transitorio de pérdida de calentadores del agua de alimentación del día 20 de Noviembre de 1989 ". ANCFE-022. Febrero 7, 1990.

TABLA 1**LIMITES TERMICOS DE PRESTO DURANTE EL TRANSITORIO.
(CON DISMINUCION DEL CAUDAL DE RECIRCULACION)**

	TIEMPO (MIN)	MAX LHGR (W/cm)	MAX ECCS (APLHGR)	M CPR
	0.00	202.1	0.450	2.45
	3.00	204.5	0.455	2.43
	6.00	233.5	0.520	2.29
	9.00	245.8	0.556	2.27
Máximo =	>12.00	279.1	0.631	2.16
	13.65	269.7	0.613	2.19
	15.00	263.7	0.597	2.22
	18.60	234.7	0.529	2.33
	24.00	220.4	0.490	2.38
	30.00	195.2	0.434	2.45

TABLA 2**LIMITES TERMICOS DE PRESTO DURANTE EL TRANSITORIO.
(CON CAUDAL DE RECIRCULACION CONSTANTE)**

	TIEMPO (MIN)	MAX LHGR (W/cm)	MAX ECCS (APLHGR)	M CPR
	0.00	201.1	0.450	2.46
	3.00	204.5	0.455	2.37
	6.00	236.5	0.526	2.28
	9.00	259.9	0.584	2.18
Máximo =	>11.25	288.0	0.654	2.12
	12.00	293.7	0.667	2.15
	13.65	284.5	0.646	2.23

TABLA 3**LIMITES TERMICOS DE PRESTO Y DE LA COMPUTADORA
DE PROCESO ANTES DEL TRANSITORIO (T=0 MINUTOS).**

	PRESTO	COMPUTADORA PROCESO	VARIACION (%)
MLHGR (Kw/ft)	6.16	6.40	-3.75
MAPRAT	0.450	0.461	-2.39
M CPR	2.45	2.475	-1.01

TABLA 4

**CONDICIONES TERMOHIDRAULICAS DE PRESTO Y DE LA COMPUTADORA
DE PROCESO ANTES DEL TRANSITORIO (T=0 MINUTOS).**

	COMP . PROC .		VARIACION (%)
	PRESTO	P-1 REF 8 .	
PRESION DOMO (Kg _f /CM2)	67.45	66.69	1.14
ENTALPIA AGUA ALIM. (BTU/Lbm)	329.55	328.63	0.28
SUBENFTO. ENTRADA NUCLEO (BTU/Lbm)	24.38	23.20	5.09
POTENCIA (%)	48.6	49.1	-1.02
CAUDAL A TRAVES NUCLEO (MLbm/HR)	31.06	31.06	0

PERDIDA DE RECALENTADORES NOV 20 1989
 TEMPERATURA/ENTALPIA DEL AGUA DE ALIMENTACION

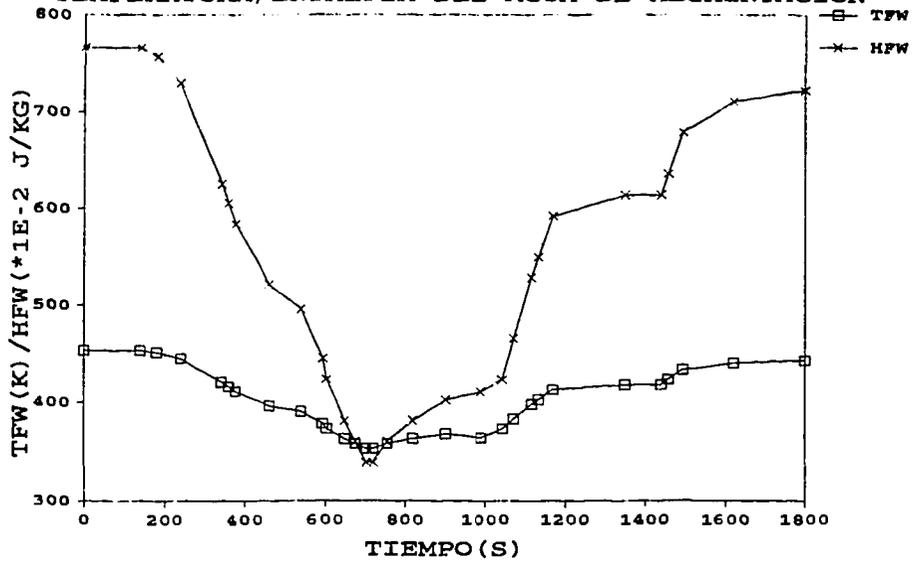


FIGURA 1

PERDIDA DE RECALENTADORES NOV 20 1989
 NOV 20/ 1989

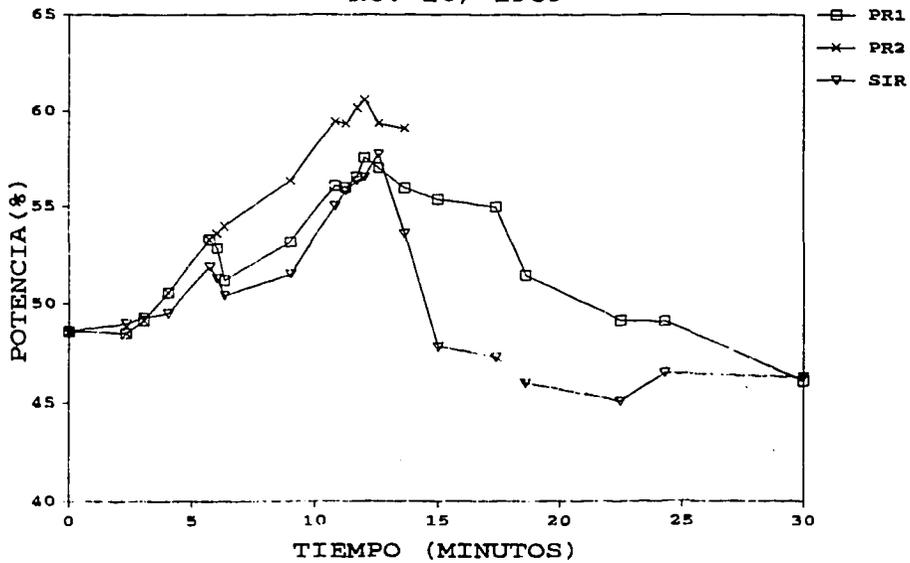


FIGURA 2

PERDIDA DE RECALENTADORES NOV 20 1989
 TASA DE ENFRIAMIENTO Y CALENTAMIENTO

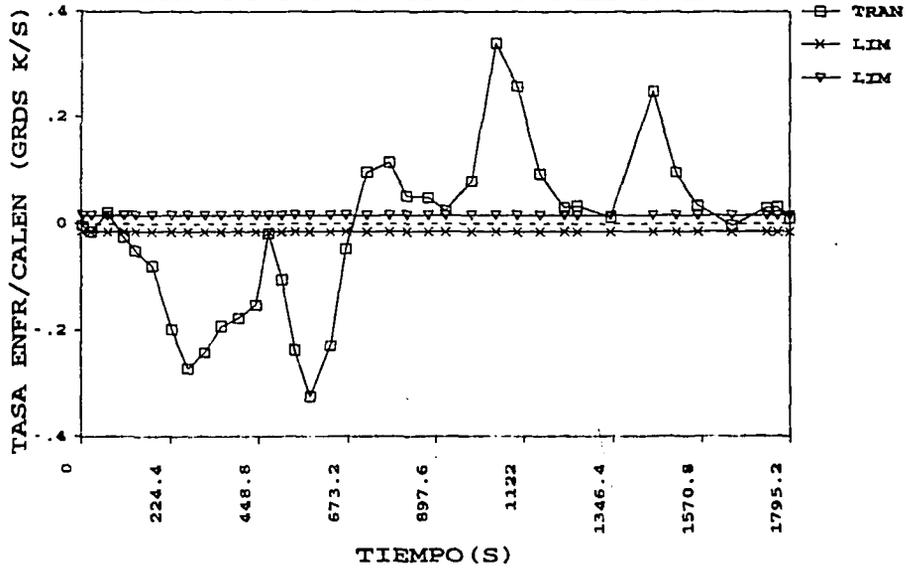


FIGURA 3

MODELACION DEL CONDENSADOR PRINCIPAL DE LA CENTRAL DE LAGUNA VERDE (CLV)

A. Ramírez, J. J. Escamilla
Instituto de Investigaciones Eléctricas
Departamento de Energía Nuclear
Apartado Postal 475
62000 Cuernavaca, Mor.

RESUMEN

Presentación de la modelación del condensador principal de Laguna Verde con el código Transient Reactor Analysis Code versión BF1 (TRAC-BF1), estudio paramétrico del mismo bajo diferentes escenarios, y determinación del rango de validez del modelo, encontrándose que entre el rango de 40 al 100 % de carga de calor es una herramienta de análisis confiable y puede usarse para predicciones posteriores.

1. INTRODUCCION

El Condensador principal juega un papel importante en el funcionamiento de la Central Laguna Verde (CLV), por tanto se tiene especial cuidado en mantener la presión de vacío adecuada para el buen funcionamiento del condensador, ya que la pérdida completa del mismo tiene como consecuencia el disparo de la turbina lo que a su vez provoca SCRAM en el reactor afectando la seguridad de la central. Por lo tanto la importancia del estudio aquí propuesto, radica en la modelación apropiada del condensador, para obtener la mejor estimación posible del fenómeno a analizar, y así determinar bajo diferentes condiciones de frontera, la confiabilidad de los análisis y predicciones posteriores [1].

2. METODOLOGIA

El primer paso fue la creación del modelo del condensador con el código TRAC-BF1, posteriormente se obtuvieron las condiciones de estado estable del mismo y por último éste se evaluó bajo diferentes cargas de calor manteniendo el agua de circulación constante. El estado estacionario se alcanzó en un tiempo de CPU relativamente corto, las otras situaciones modeladas convergieron en un tiempo más largo sobre todo en los valores extremos, donde se dificultaba la convergencia del modelo.

3. DESCRIPCION DEL MODELO

El condensador principal de la CLV esta manufacturado por Ecolaire, es de forma rectangular, dividido verticalmente, dando lugar a dos corazas gemelas con presiones distintas, es del tipo

deaireación, y es enfriado por el sistema de agua de circulación, mediante el empleo de dos juegos independientes de bancos de tubos en un arreglo de paso simple [2].

Se procedió a modelar el condensador principal con TRAC-BF1 [3,4], utilizando la componente llamado HEATR, para modelar la parte de la coraza del intercambiador de calor y el componente PIPE para modelar la parte de los tubos, conectando ambos para permitir que la transferencia de calor exista entre ellos. Por último las componentes FILL y BREAK se utilizaron para fijar las condiciones frontera de flujo y presión respectivamente para los dos componentes mencionados. Este modelo tiene la capacidad de incluir otra contribución ya sea de los drenes ó una extracción para los condensadores eyectores. Para nuestro caso esta contribución se consideró despreciable y por lo tanto no fue utilizada en la modelación. El modelo esquemático se presenta en la figura 1 y el diagrama esquemático del condensador en la figura 2.

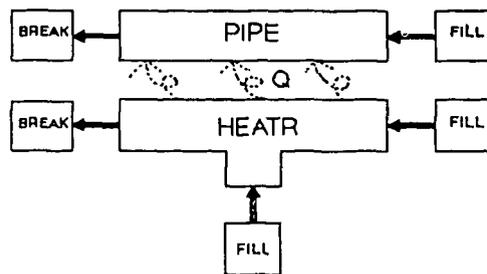


Figura 1. Modelo del Condensador.

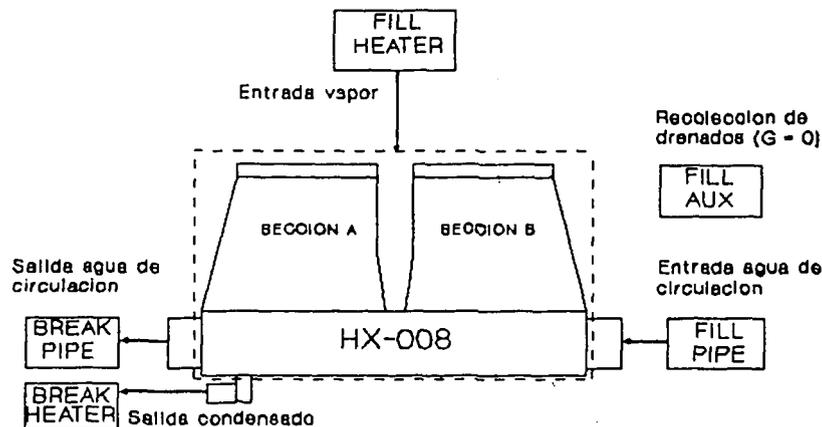


Figura 2. Diagrama esquemático del condensador y simplificación.

4. ANALISIS

La primera parte consistió en simular las condiciones de estado estacionario a 100% de potencia térmica y a 100% de flujo de vapor principal del valor nominal de la CLV. Este paso se alcanzó con las condiciones iniciales propuestas, en un tiempo de CPU relativamente corto, donde el criterio utilizado para determinar el estado estable consistió en mantener la máxima variación por segundo de los valores termohidráulicos de cualesquier componente del modelo propuesto menores del 0.10%. Los valores de estado estable encontrados con TRAC-BF1 fueron comparados contra datos reales de la CLV [5]. Los resultados obtenidos pueden apreciarse en la tabla 1. El segundo paso fue evaluar el modelo bajo diferentes regímenes de flujo de vapor manteniendo el flujo de agua de circulación constante, los resultados se muestran en las figuras 3, 4, 5 y 6.

Tabla 1. Valores para estado estacionario

Parametro Medido	Valores de Campo	Valores Calculados
Potencia térmica (MWth)	1931.72 +/- 2.5	*
Potencia eléctrica (MWe)	647.18 +/- 1.875	*
Flujo de agua de circulación (Kg/s)	26582.31 +/- 877.21	26560.8
Flujo de vapor en el condensador (Kg/s)	583.34 +/- 10.0	582.974
Temperatura del agua de circulación a la entrada del condensador (K)	299.17 +/- 0.35	299.175
Temperatura del agua de circulación en la caja de agua (K)	306.13 +/- 0.35	309.154
Temperatura del agua de circulación a la salida del condensador (K)	311.48 +/- 0.35	311.516
Presión de vacío promedio del condensador (Corazas A y B) (Pa)	8392.63 +/- 500.0	7515.5
Temperatura del agua condensada (K)	319.05 +/- 0.4	313.417
Nivel de liquido en el condensador (m)	1.545 +/- 0.025	1.548

* No modelados.

El comportamiento natural del condensador se observa en las figuras 3 y 4, como podrá observarse un aumento del caudal de vapor manteniendo el correspondiente de agua de

circulación constante, elevará la temperatura de salida del refrigerante, y el nivel de condensado en el pozo caliente, esto puede verse al aplicarse un balance de energía y masa respectivamente, el incremento del término acumulativo será positivo en las dos relaciones. Por el contrario si el flujo de vapor desciende, las contribuciones se verán afectadas en el sentido opuesto como puede observarse en estas figuras.

Las gráficas 5 y 6 muestran predicciones modeladas del condensador para dos temperaturas de entrada del flujo de circulación, 26 y 28 grados celcius respectivamente, en estas se varió la carga de calor a condensar de 100 a 0 % y se observa un decremento en la presión de vacío del condensador, esto es debido a que entre menos caudal de vapor intercambie energía con los tubos, tendrá un gradiente promedio de temperatura mayor provocando un aumento de vacío en la coraza, cabe mencionar que la reducción de carga de calor se modeló mediante una reducción del flujo de vapor.

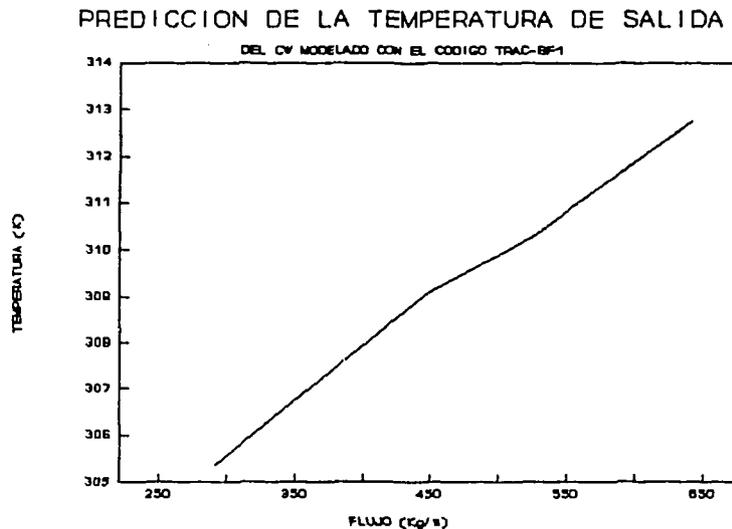


Figura 3.

Estas curvas se comparan contra las gráficas de predicción de funcionamiento de un condensador de superficie multi-presiones de 507,168 ft² (47,117.45 m²) de superficie, que utiliza un caudal de circulación 441,000 GPM (28,535.04 Kg/seg), con un 85% de factor de limpieza y tubos calibre 19 BWG a 100% de carga de calor, 2127.5x10⁶ BTU/hr (6.235x10⁸ W) por sección de entrada de vapor [6]. Estas características son las correspondientes al condensador de la CLV. Solo se simularon dos temperaturas de entrada. Como puede observarse la curvas construidas con TRAC-BF1 se mantienen dentro de las dos cotas que representan las presiones de las secciones A y B del condensador. Alrededor del 30% de la carga de calor la curva sale de estos márgenes, esto puede deberse a que el presente análisis considera solo el promedio de las presiones, además la cita no menciona la forma de variación de la carga de calor contra la presión de vacío del condensador.

PREDICCIÓN DEL NIVEL DE CONDENSADO

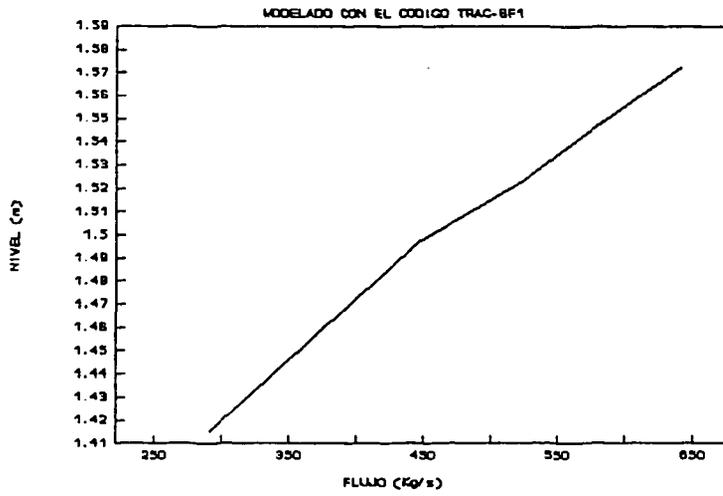


Figura 4.

PREDICCIÓN FUNCIONAMIENTO CONDENSADOR

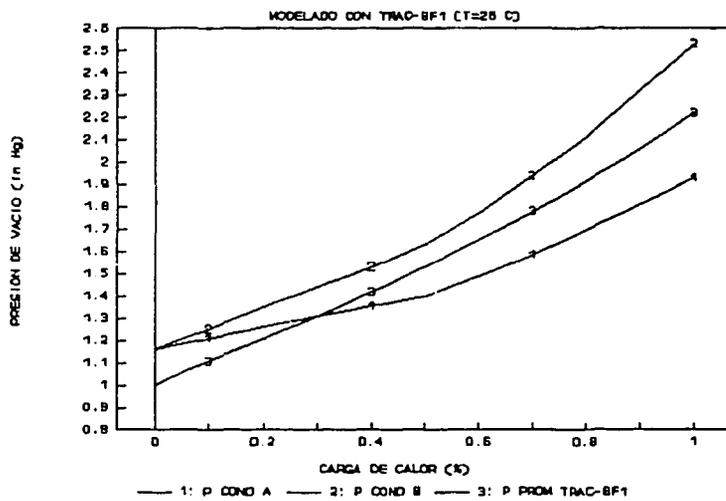


Figura 5.

PREDICCIÓN FUNCIONAMIENTO CONDENSADOR

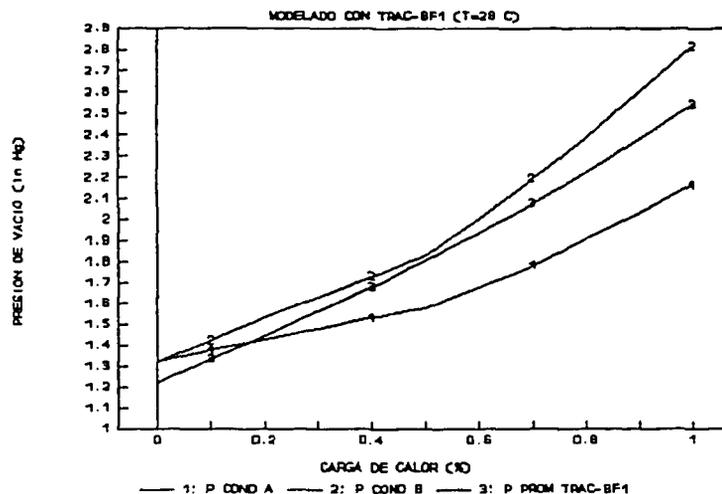


Figura 6.

5. CONCLUSIONES

El estado estacionario del modelo del condensador a sido cotejado contra datos de campo, ofreciendo comparaciones adecuadas entre los valores calculados y estos. Las predicciones simuladas con TRAC-BF1 tienen un comportamiento natural. La comparación contra las curvas de fabricante también observan las mismas tendencias por lo que podemos concluir que el modelado del condensador presentado es una herramienta de análisis confiable con un rango de validez de 40 al 100 % de carga de calor y que puede ser utilizado para predicciones posteriores.

6. BIBLIOGRAFIA

- [1] **Modelación del Condensador Principal de la Central Laguna Verde (CLV)**, Ramírez O. Alejandro, Centro Nacional de Investigación y Desarrollo Tecnológico, Tesis de Maestría, 1991, en preparación.
- [2] **Final Safety Analysis Report (FSAR)**, Comisión Federal de Electricidad, Cap 10, Vol.XIII, 1979, Enmienda 40.
- [3] **TRAC-BD1/MOD1: An Advanced Best Estimate Computer Program for Boiling Water Reactor Transient Analysis, Volume 1: Model Description**, Dean D. Taylor, et al. Idaho National Engineering Laboratory, NUREG/CR-3633, EGG-2294, April 1984.

- [4] **TRAC-BF1 Manual: Extensions to TRAC-BD1/MOD1**, W. L. Weaver et al, Idaho National Engineering Laboratory, NUREG/CR-4391, EGG-2417, August 1986.
- [5] **Evaluación del Comportamiento del Condensador U-1 Planta Nucleoeléctrica de Laguna Verde**, Monedero De La Vega Arturo y Torres Toledano Gerardo, Informes 44121 y 44123, Depto. Ingeniería Mecánica, División Sistemas Mecánicos, Instituto de Investigaciones Eléctricas, Mayo 1991.
- [6] **Manual del Condensador**, Comisión Federal de Electricidad, EMDRAC 7546-2615, LV06, México.

Martes 19
SESION VI
Sala 1

VALIDACION DEL CODIGO TNXY CON PROBLEMAS DE REFERENCIA

Edmundo del Valle Gallegos†
 Departamento de Ingeniería Nuclear
 Escuela Superior de Física y Matemáticas
 Instituto Politécnico Nacional
 Unidad Profesional "Adolfo López Mateos"
 07738, México, D. F.

Juan Luis Francois Lacouture
 Departamento de Energía Nuclear
 Instituto de Investigaciones Eléctricas
 Apartado Postal 465
 62000, Cuernavaca, Morelos.

RESUMEN

En este trabajo se describe el proceso de validación del código TNXY [1-2] así como los problemas de referencia que se utilizaron en el mismo (el problema de Wagner [3] y el problema Benchmark 13 [4]). TNXY está basado en un método nodal tipo polinomial conocido como RTN-0 [2]. Se proporcionan los diversos resultados numéricos obtenidos con dicho código y con otros frecuentemente ilustrados en la literatura relacionada con el cálculo numérico de reactores nucleares. Las pruebas se realizaron con diferentes tamaños de malla y diferentes aproximaciones S_N . Se proporcionan diversas conclusiones basadas en las comparaciones efectuadas entre los diversos resultados obtenidos así como el estado actual del mencionado código y su casi inmediata aplicación a ensambles de combustible como los empleados en el reactor nuclear de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde.

1. INTRODUCCION

Para realizar cálculos de criticidad para ensambles de combustible nuclear es común emplear programas de cómputo (frecuentemente denominados códigos de cómputo) que faciliten esta tarea debido a la complejidad que presenta la ecuación de transporte neutrónico cuando se utilizan en el modelado diversos grupos de energía así como varias regiones.

Los métodos numéricos empleados así como las técnicas de solución varían de código a código. Algunos utilizan la aproximación de ordenadas discretas (S_N), otros la aproximación P_L , otros más la técnica de probabilidades de colisión y el método de Monte Carlo. Como se verá a continuación, los métodos numéricos más empleados para discretizar la ecuación de transporte, son sin duda el de Diferencias Finitas, los de Elementos Finitos y los Nodales (tanto los polinomiales como los analíticos). En este trabajo se pondrá especial énfasis en el código TNXY el cual está basado en un método nodal polinomial tipo elemento finito, siendo los resultados del código TWOTRAN los que se tomarán como punto de referencia.

† Asesor de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Gerencia de Tecnología, Reglamentación y Servicios, Depto. de Tecnología, Insurgentes Sur 1806, Col. Florida, 13000 México, D. F.

2. DESCRIPCION DEL PROGRAMA TNXY

El programa TNXY permite resolver numéricamente las ecuaciones de transporte neutrónico en ordenadas discretas para dominios rectangulares usando varios grupos de energía. Resuelve el problema de criticidad convencional así como el problema con una fuente distribuída. Las cuadraturas angulares incluidas en el código corresponden a S_2 , S_4 , S_6 y S_8 . En principio ni el número de grupos de energía ni el de materiales está limitado ya que se emplea la técnica de asignación dinámica de memoria en la programación. El método de discretización empleado es el que corresponde al elemento finito nodal de Raviart-Thomas-Nédélec [2] de índice cero (RTN-0) el cual permite representar al flujo angular en cada rayo o dirección angular por medio de una interpolación polinomial donde los parámetros de interpolación son los momentos cero (promedios) sobre cada una de las caras de una celda particular de la discretización así como el flujo angular promedio sobre la celda. Para mayores detalles sobre el código y el método nodal mencionado se recomienda consultar las Referencias [1-2].

3. PROBLEMAS DE REFERENCIA Y COMPARACION DE RESULTADOS

Para realizar la validación del código TNXY se seleccionaron dos problemas de referencia de uso frecuente en la literatura relacionada con el cálculo numérico de reactores nucleares. Al primero de ellos se le conoce como el problema de Wagner [3] y corresponde al arreglo que se muestra en la Figura 1 el cual consiste en un dominio cuadrado constituido por dos regiones con material multiplicativo siendo la región central una mezcla de combustible y veneno. Cada franja horizontal como vertical tiene un ancho de 1.44 cms.

2	2	2
2	1	2
2	2	2

Figura 1. Distribución de Materiales para el problema de Wagner.

Las secciones eficaces para estos materiales se proporcionan en la Tabla 1. Las condiciones de frontera son de corriente cero en las cuatro caras y los resultados obtenidos con TNXY, TRANEX [5], QUANTM [5] y TWOTRAN [6] se muestran en la Tabla 2 para diferentes mallas y aproximaciones tomándose como referencia los resultados obtenidos con TWOTRAN.

En la Tabla 2 se proporcionan el factor de multiplicación efectivo K_{eff} así como la relación del flujo promedio en las regiones 1 y 2, observándose que TNXY proporciona resultados muy satisfactorios para una malla 9×9 y una aproximación S_4 respecto de los que se reportan con TRANEX y QUANTM aún cuando en éstos se emplean mallas más finas y una aproximación P_L de orden alto.

Material	Grupo g	Σ_i^g	Σ_o^{gg}	$\Sigma_s^{1 \rightarrow 2}$	$\nu \Sigma_f^g$	Σ_a^g
1	1	0.22	0.19	0.017	0.005	0.013
1	2	1.0	0.5	---	0.025	0.5
2	1	0.22	0.193	0.017	0.006	0.01
2	2	0.8	0.73	---	0.1	0.07

Tabla 1. Secciones eficaces para el problema de Wagner.

Código	Aprox.	Malla	K_{eff}	ϕ_1/ϕ_2
TNXY	S_4	3×3	0.77571	0.6974
TNXY	S_4	9×9	0.77382	0.7038
TNXY	S_4	15×15	0.77346	0.7051
TNXY	S_6	3×3	0.77560	0.6979
TNXY	S_6	9×9	0.77398	0.7033
TNXY	S_6	15×15	0.77372	0.7042
TNXY	S_8	3×3	0.77544	0.6984
TNXY	S_8	9×9	0.77383	0.7038
TNXY	S_8	15×15	0.77362	0.7046
TRANEX	P_1	12×12	0.7465	0.8010
TRANEX	P_7	12×12	0.7696	0.7165
TRANEX	P_1	16×16	0.7467	0.8002
TRANEX	P_7	16×16	0.7700	0.7153
QUANTM	P_1	---	0.7464	0.8004
QUANTM	P_7	---	0.7732	0.7038
TWOTRAN	S_8	18×18	0.7728	0.7055

Tabla 2. Comparación de Resultados entre diferentes métodos para el problema de Wagner.

El primer par de resultados para TRANEX en la Tabla 2 corresponde a un método de expansión nodal de quinto orden mientras que el segundo par corresponde a un método de diferencias finitas. Respecto del grupo de resultados para QUANTM éstos se reportan haber sido obtenidos con un método nodal analítico [5].

El segundo problema considerado es el conocido como Benchmark 13 [4] y en realidad son dos problemas en uno solo ya que se trata de un ensamble 7×7 típico de un BWR el cual se resuelve sin y con barra de control. Debido a limitaciones de espacio solo se proporciona en este trabajo los resultados del factor de multiplicación efectivo sin y con barra de control (K_{eff}^{sb} y K_{eff}^{cb} respectivamente) obtenidos con TNXY, TPM2D [7], CLUP77 [8], DOT III [9], VIM [10] y TWOTRAN. Adicionalmente, en la Figura 2 se proporciona un mapa del flujo relativo obtenido para la porción del combustible entre TWOTRAN (para una malla de 4×4 por barra de combustible y una aproximación S_8) y TNXY (para una malla 1×1 por barra de combustible y aproximaciones S_4, S_6 y S_8). Debido a la simetría diagonal que presenta el arreglo no se proporciona el mapa completo.

Código	Aprox.	Malla	K_{eff}^{sb}	K_{eff}^{cb}
TNXY	S_2	1×1	1.08961	0.84440
TNXY	S_4	1×1	1.08684	0.85480
TNXY	S_6	1×1	1.08657	0.85372
TNXY	S_8	1×1	1.08652	0.85304
TPM2D	prob/col	1×1	1.08845	0.85341
CLUP77	prob/col	1×1	1.0856	0.83782
DOT-III	S_8	4×4	1.08714	---
VIM	M. Carlo	1×1	1.08714	---
TWOTRAN	S_8	4×4	1.08727	0.85106

Tabla 3. Comparación de Resultados entre diferentes métodos para el Benchmark 13.

En la Tabla 3 se puede observar que los resultados obtenidos con TNXY son mejores que los obtenidos con TPM2D y CLUP77 (Códigos basados en la técnica de probabilidades de colisión) para el caso sin barra de control y que los resultados son comparables entre sí para el caso con barra de control a excepción de los obtenidos con CLUP77. Como es de esperarse los resultados de DOT III son mejores en virtud de que se utilizó una malla cuatro veces más fina y este resultado es idéntico al reportado con VIM (Código basado en el Método de Monte Carlo). Los resultados para TWOTRAN también corresponden a una malla 4 veces más fina que la empleada con TNXY.

4. CONCLUSIONES

De acuerdo a los resultados obtenidos para los problemas de referencia presentados en este trabajo podemos concluir lo siguiente:

1.-Que el método RTN-0 proporciona mejores resultados que los obtenidos para el problema de Wagner con el método TRANEX y QUANTM aún para los de orden más alto usando además un refinamiento mucho mayor que el empleado en TNXY.

RAZON DE FLUJO: (CASO A / CASO B)

FLUJO RELATIVO CORRESPONDIENTE AL GRUPO 1:

1.0063	1.0068	1.0038	1.0056	1.0045	1.0089	1.0103
1.0015	1.0021	1.0008	1.0037	1.0011	1.0029	1.0029
0.9984	1.0001	0.9994	1.0026	0.9998	1.0007	0.9990
1.0045	1.0011	1.0015	0.9988	1.0025	1.0033	
1.0016	0.9991	1.0007	0.9997	1.0016	0.9997	
1.0005	0.9990	1.0011	1.0002	1.0015	0.9993	
1.0007	0.9994	0.9992	0.9990	0.9999		
1.0000	1.0000	0.9998	1.0004	0.9997		
0.9995	1.0004	1.0000	1.0014	1.0000		
1.0025	0.9971	0.9983	0.9926			
1.0025	0.9992	1.0007	0.9954			
1.0019	1.0001	1.0014	0.9971			
1.0006	0.9994	0.9981				
1.0000	0.9998	0.9991				
0.9992	1.0003	0.9995				
1.0024	1.0000					
1.0008	0.9989					
0.9998	0.9989					
1.0022						
1.0002						
0.9983						

FLUJO RELATIVO CORRESPONDIENTE AL GRUPO 2:

0.9969	1.0003	0.9986	1.0031	0.9991	1.0013	1.0008
1.0005	1.0017	0.9997	1.0047	0.9993	1.0012	1.0026
1.0012	1.0019	1.0000	1.0050	0.9993	1.0010	1.0026
0.9997	1.0003	1.0053	1.0073	1.0072	1.0023	
1.0010	0.9985	1.0029	1.0053	1.0043	0.9999	
1.0015	0.9980	1.0024	1.0049	1.0036	0.9991	
0.9956	1.0056	0.9986	1.0021	1.0002		
0.9977	1.0035	0.9959	1.0012	0.9967		
0.9983	1.0031	0.9955	1.0015	0.9964		
0.9991	1.0043	1.0013	0.9876			
1.0032	1.0036	1.0013	0.9913			
1.0043	1.0036	1.0017	0.9922			
0.9957	1.0026	0.9964				
0.9988	1.0014	0.9942				
0.9998	1.0010	0.9940				
0.9963	0.9985					
0.9995	0.9978					
1.0003	0.9976					
0.9935						
0.9999						
1.0013						

Figura 2. Comparación del flujo promedio relativo obtenido con TWOTRAN (Caso A S_8) y TNXY (Caso B S_4 , S_6 y S_8).

2.-En cuanto a la comparación con los métodos basados en probabilidades de colisión (códigos TPM2D y CLUP77) se concluye también que TNXY proporciona mejores resultados al menos para el problema de referencia que corresponde al ensamble 7×7 tipo BWR.

3.-Aunque la mayoría de las corridas fueron realizadas en una microvax 3100, el programa TNXY se puede ejecutar en una computadora personal para problemas sencillos en los que se emplean pocos grupos de energía, mallas gruesas y aproximaciones S_N de orden bajo (S_2 o S_4) convirtiendolo en una herramienta de fácil aplicación.

4.-Basándose en las tablas de resultados presentados se puede observar que aún en ensambles como el aquí presentado, característico de un reactor tipo BWR es suficiente para el método RTN-0 usar mallas gruesas y una aproximación S_4 para proveer resultados muy satisfactorios lo cual demuestra la capacidad de TNXY para que a corto plazo se pueda aplicar para realizar cálculos de criticidad en ensambles 8×8 como los del reactor de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde.

5.-Cabe destacar las bondades del programa TNXY que incluso para el problema de referencia del ensamble 7×7 con barra de control los resultados que éste proporcionó se comparan satisfactoriamente con los cálculos de referencia.

Actualmente se está trabajando en la incorporación de un método de aceleración basado en rebalance en malla gruesa lo cual nos permitirá obtener resultados con una precisión similar a la actual pero en un tiempo de cómputo considerablemente menor. Asimismo se trabaja en una interfaz que permita suministrar a TNXY de manera automática el conjunto de secciones eficaces previamente calculadas con el código WIMS [11].

REFERENCIAS

1. C. Filio L., "Solución Numérica de la Ecuación de Transporte de Neutrones en Geometría x-y", Tesis de Maestría, En preparación.
2. J. P. Hennart, E. del Valle y C. Filio, "New Nodal Finite Element Methods for the Numerical Solution of the Discrete-Ordinates Equations in X-Y Geometry", International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations, and Reactor Physics, 28 de Abril al 2 de Mayo, 1991, Pittsburgh, PA., 7.1 (1.1-1.11).
3. M. R. Wagner y B. Muller, The Nodal Discrete Ordinates Method and its Application to LWR Lattice Problems, International Topical Meeting on Reactor Physics and Shielding, September, 1984, Chicago, IL.
4. "Benchmark Problem Book", ANL-7416, Suplemento 2, Argonne National Laboratory (1977).
5. Ray G. Gamino, "Three Dimensional Nodal Transport Using the Simplified P_L Method", International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations, and Reactor Physics, 28 de Abril al 2 de Mayo, 1991, Pittsburgh, PA., 7.1 (3.1-3.8).

6. K. D. Lathrop, F. W. Brinkley, TWOTRAN-II, An Interfaced, Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two Dimensional Transport, *LA-4848-MS*, Los Alamos Scientific Laboratory (1973).
7. Zhao Chunlei, Xie Zhongsheng y Yin Banghua, "Two-Dimensional Calculation of Neutron Flux and Power Distribution in the Fuel Assembly of a Light Water Reactor", *Nucl. Sci. Engng.*, **100**, 260-268, (1988).
8. CLUP77: A Fortran Program of Collision Probabilities for Square Clustered Assembly, *JAERI*, **1196**, 1971.
9. W. A. Rhoades y F. R. Mynatt, The DOT III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code, *ORNL-TM-4280*, Oak Ridge National Laboratory (1973).
10. J. L. Vujic y R. N. Blomquist, "BWR Assembly Benchmark Solution by ANL General Geometry Transport Codes", International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations, and Reactor Physics, 28 de Abril al 2 de Mayo, 1991, Pittsburgh, PA.
11. M. J. Halsall, "LWR-WIMS, A Computer Code for Light Water Reactor Lattice Calculations", Rep. *AEEW-R-1498*, U. K. Atomic Energy Establishment, Winfrith, 1982.

COMPORTAMIENTO DEL CODIGO ANISN EN EL ANALISIS DE ENSAMBLES DE COMBUSTIBLE NUCLEAR PARA LWR.

D. Romo Murillo, I. Dávila Rangel, J.L. Pinedo Vega, L.L. Quirino Torres. Centro Regional de Estudios Nucleares, UAZ. Apartado Postal 495, Zacatecas, Zac., 98000.

RESUMEN

En este estudio se presenta un análisis del comportamiento del código ANISN cuando se aplica al cálculo de la constante de criticidad efectiva (k) de sistemas en los cuales se simulan las condiciones asociadas con contenedores de combustible nuclear y albercas de almacenamiento con y sin la presencia de venenos de neutrones. Se estudiaron diferentes arreglos de ensambles y combustible con enriquecimientos de 2.35 y 4.29 wt% de U^{235} con el fin de determinar la confiabilidad del código en situaciones similares a la presentada aquí.

I.-INTRODUCCION.

En las operaciones de procesamiento de combustible nuclear, se debe poner énfasis en la determinación de los límites de seguridad para evitar que las cargas de materiales fisiónables alcancen la criticidad en operaciones tales como almacenamiento y transporte, separación isotópica, procesamiento químico de combustible irradiado y material fértil, y la fabricación de elementos combustibles. A través de los experimentos de criticidad, se establecen factores de seguridad para sistemas de diferente geometría, composición, enriquecimiento y grado de acoplamiento (1).

Estos experimentos son también utilizados para determinar la validez de diversas técnicas de cálculo y datos nucleares y la confiabilidad de los diferentes códigos que pueden ser utilizados en estas situaciones.

Un programa de investigación, patrocinado por la U.S. Nuclear Regulatory Commission fué llevado al cabo en el Laboratorio de Masa Crítica del Battelle Pacific Northwest Laboratories para la obtención de datos de criticidad de sistemas en los cuales se simulan las condiciones presentes en contenedores de combustible nuclear con el fin de proporcionar datos experimentales apropiados para ser utilizados en la determinación de la validez de diversas técnicas de cálculo y códigos utilizados en estudios de criticidad de contenedores de combustible nuclear destinado a reactores del tipo LWR. Los resultados experimentales fueron reportados por Bierman et al (2). En este trabajo se probará el código ANISN, el cual se describe brevemente en la siguiente sección.

2.-DESCRIPCION DEL CODIGO ANISN.^[3,4,5]

El código ANISN (General ANisotropic SN) fué originalmente desarrollado a mediados de la década de los sesentas en el Laboratorio Nacional de Oak Ridge por Ward Engle Jr. La versión utilizada en éste trabajo es ANISN-W desarrollada en el Westinghouse Astronuclear Laboratory por R.G. Soltesz y R.K. Disney.

ANISN resuelve la ecuación de transporte de Boltzmann en una dimensión y estado estacionario, la cual puede ser escrita en notación standard como:

$$\hat{\Omega} \cdot \nabla \phi(r, \hat{\Omega}, E) + \Sigma_t(r, E) \phi(r, \hat{\Omega}, E) = \int_0^{\infty} dE' \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \left[\chi(E) \nu \Sigma_f(r, E') + \Sigma_s(r, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}, E' \rightarrow E) \right] \phi(r, \hat{\Omega}', E') + Q(r, \hat{\Omega}, E)$$

Esta ecuación es resuelta para neutrones, rayos gamma o ambos en geometría plana, esférica y cilíndrica, en donde la fuente puede ser fija, fisión, o una combinación subcrítica de ambas. La búsqueda de la criticidad se puede realizar en base a varios parámetros (concentración, espesor de zonas, modificación del radio, o buckling). ANISN también resuelve el eigenvalor de la teoría de transporte de multigrupos y problemas de tiempo de absorción.

La técnica de solución es un método avanzado de ordenadas discretas. La solución numérica de la ecuación de transporte por éste método requiere la discretización de las dependencias energética, angular y espacial.

La dependencia energética es discretizada en la aproximación usual de multigrupos (6). La variable angular, Ω , y la dependencia angular (Ω) de los flujos y la fuente son discretizadas en la aproximación de ordenadas discretas (6,7). Sin embargo, la dependencia angular ($\Omega' \rightarrow \Omega$) de la sección transversal de dispersión es representada por una expansión polinomial ortogonal de Legendre standard. El operador espacial ∇ y la dependencia espacial (r) son discretizados en la aproximación de diferencias finitas.

Las ecuaciones de multigrupos-diferencias finitas-ordenadas discretas con dispersión anisotrópica son resueltas iterativamente en ANISN. El método de iteración de la fuente standard, acelerado por dos factores de escala es utilizado para las iteraciones externas. Las iteraciones internas son también aceleradas por factores de escala.

3.-DESCRIPCION DEL ENSAMBLE EXPERIMENTAL ^[2,8]

Los experimentos consistieron en la determinación del número de barras de combustible sumergidas en agua necesarias para alcanzar la criticidad, así como la separación crítica (X_c) entre tres arreglos subcríticos de barras dispuestos en línea con y sin la presencia de los siguientes venenos de neutrones, en forma de placas colocadas entre dichos arreglos:

- Acero inoxidable tipo 304L.
- Acero inoxidable tipo 304L con 1.1 wt% de boro.
- Acero inoxidable tipo 304L con 1.6 wt% de boro.

Las barras de combustible se describen en la figura 1.

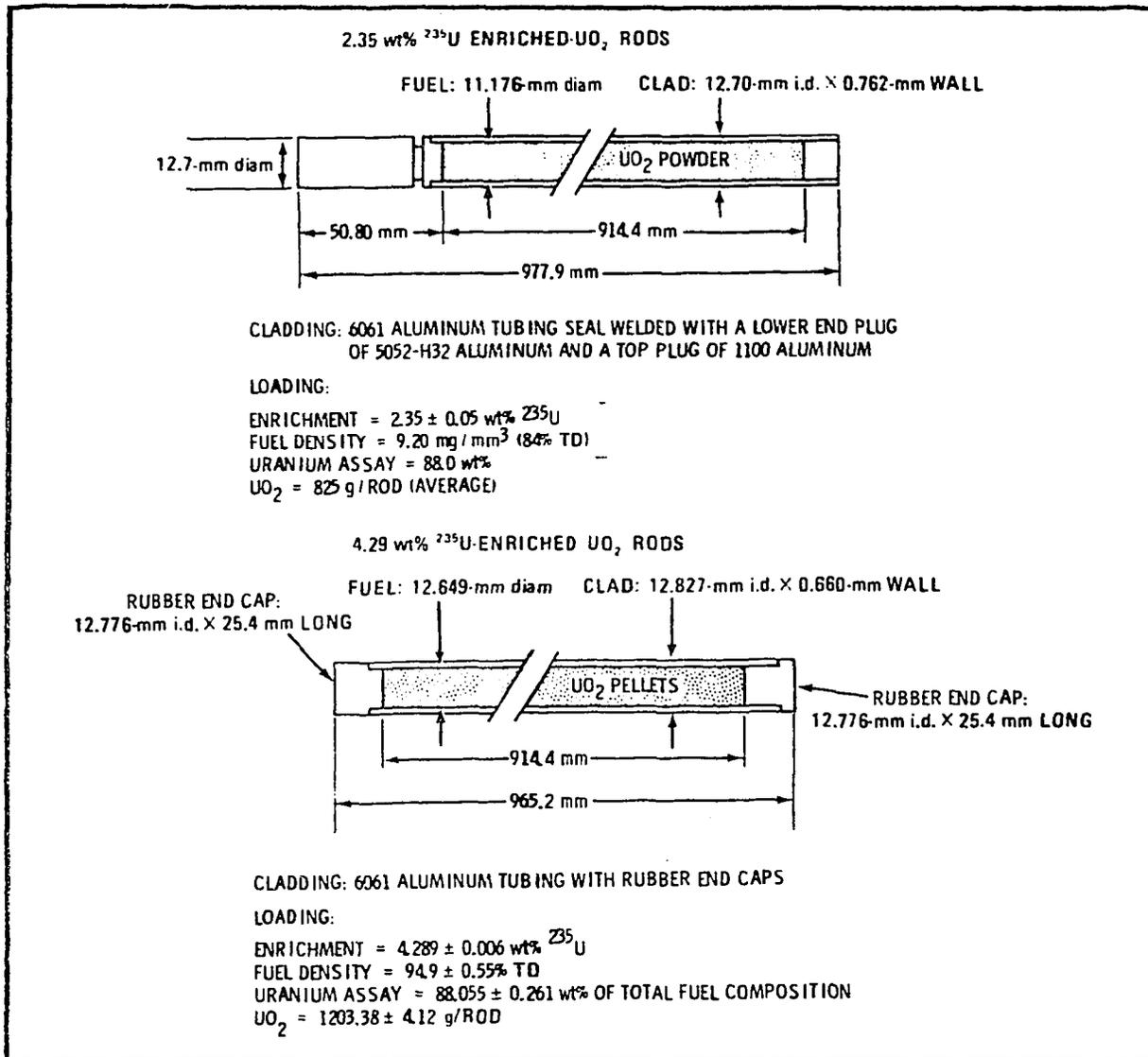


Figura 1

Descripción de las barras de combustible (2).

Basicamente, el sistema consistió de una piscina de acero al carbón de 1.8x3x2.1 m provista de placas de material acrílico para mantener las barras en arreglo cuadrado, placas de control y de seguridad y equipo electrónico y de detección. Todos los materiales estructurales fueron hechos de aluminio. El arreglo gráfico se muestra en la figura 2.

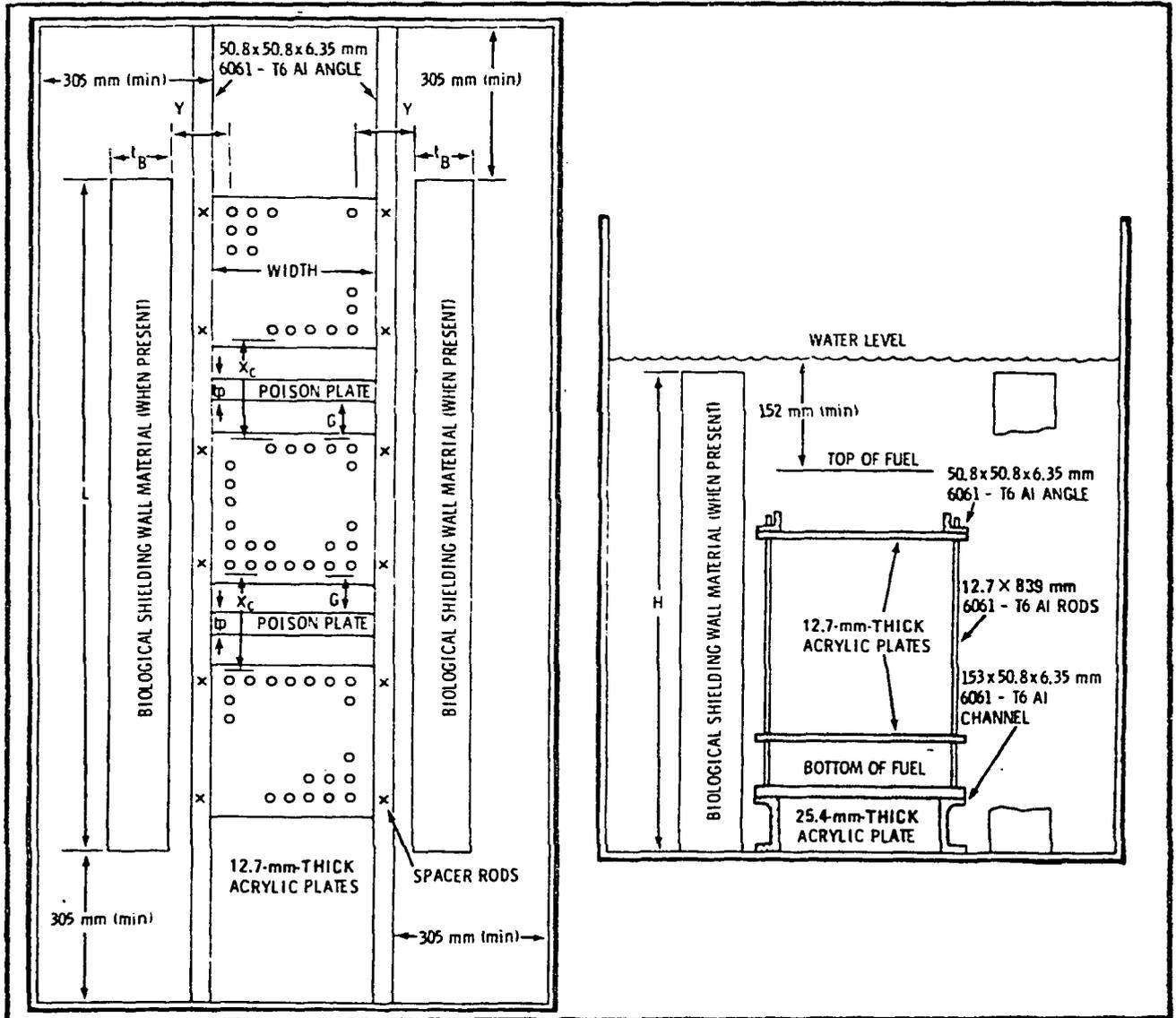


Figura 2
Arreglo gráfico del equipo
utilizado para experimentos de criticidad

4.-ANÁLISIS DEL ENSAMBLE EN ANISN.

Con el fin de analizar el ensamble en ANISN, es necesario homogenizarlo. El sistema homogenizado consistió de un cilindro con dos regiones: la región interna conteniendo las barras de combustible, el veneno (si lo había), las placas de acrílico y el

agua contenida entre éstos elementos; y la externa conteniendo el agua que rodeaba al ensamble y servía de reflector. Los siguientes ensambles fueron estudiados:

Sin Veneno

Id.	wt% U-235	Barras largo x Barras ancho	Xc (mm)
1	2.35	20x17	119.2
2	2.35	20x14	44.6
3	4.19	15x8	106.0

Con Veneno

Id.	wt% B	Espesor de Veneno (mm)	Arreglo	Xc (mm)
4	0.0	4.85	20x16	68.8
5	1.1	2.98	20x17	75.6
6	1.6	2.98	20x17	73.6
7	0.0	4.85	15x8	96.5
8	0.0	3.02	15x8	97.6
9	1.1	2.98	15x8	80.8
10	1.6	2.98	15x8	79.0

4, 5, y 6 contienen 2.35 wt% U-235 y el resto 4.29 wt% U-235.

Todos éstos ensambles son críticos, es decir, $k=1$, y fueron analizados en ANISN con los siguientes parámetros con el fin de obtener k y compararla con la obtenida experimentalmente.

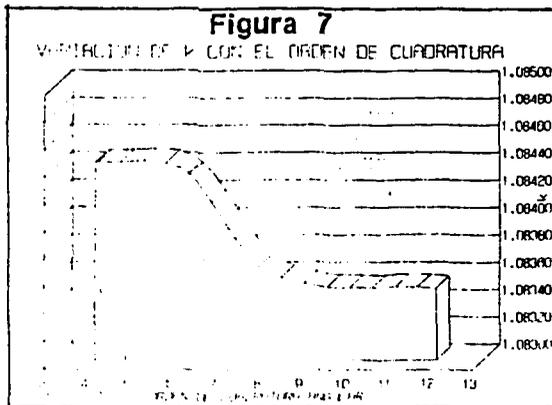
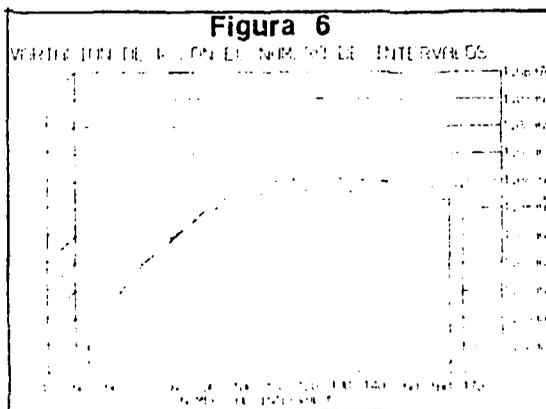
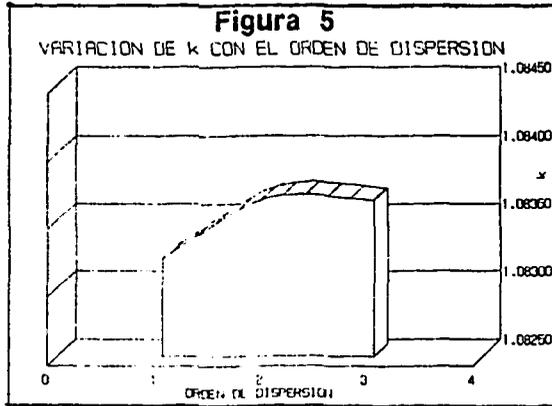
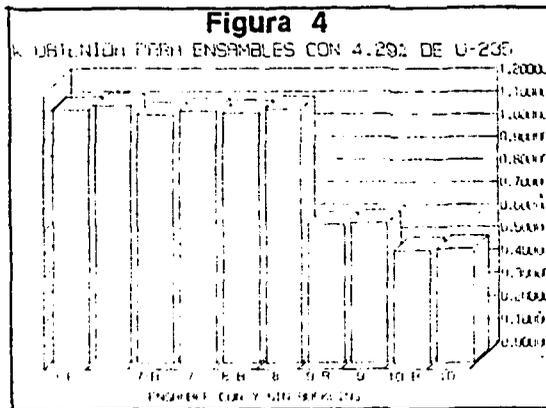
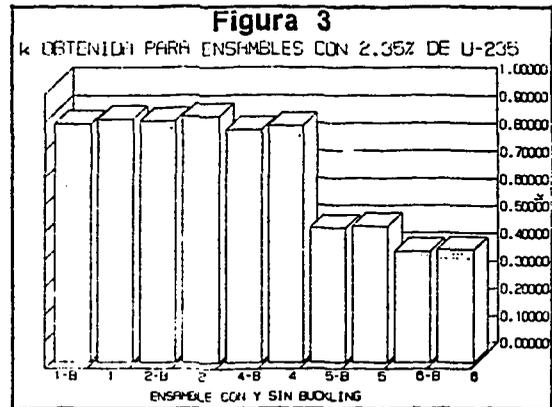
- Orden de Dispersión = 3
- Orden de Cuadratura Angular = 8
- Numero de Grupos de Energía = 40
- Numero de Intervalos en la Malla = 40 en la Región Interna y 56 en la Externa.

Además, la k fué obtenida con y sin corrección por buckling. Al final, se eligió un ensamble para calcular nuevamente k pero variando el orden de dispersión, el orden de cuadratura y el número de intervalos en la malla para observar el comportamiento del código y la variación del resultados.

La librería de secciones transversales utilizada fué DLC-23/CASK-81 (22 grupos de neutrones-18 grupos de rayos gamma acoplados). También fué utilizado el programa auxiliar GIP, el cual organiza las secciones transversales obtenidas de CASK por grupos de energía, lo cual tiene el efecto de hacer los requerimientos de memoria de ANISN practicamente independientes del número de grupos de energía utilizados en el cálculo.

5.-RESULTADOS

Los resultados se muestran en las figuras 3 a la 7. En las figuras 3 y 4, la letra B después del número de identificación significa que se realizó corrección por buckling. Los resultados presentados en las figuras 5 a 7 se basaron en el ensamble 7-B, debido a que éste presentó el menor error ($k=1.08366$).



6.-CONCLUSIONES.

De los resultados previos, se observa que este método no es aplicable al análisis de ensambles que contienen fuertes absorbedores de neutrones, como el boro en éste caso. El código predijo valores de k inferiores al experimental para combustible con 2.35 wt% de U-235, mientras que para enriquecimientos de 4.29 wt%, los valores obtenidos fueron superiores a la unidad. El introducir corrección por buckling tiene el efecto de reducir el valor de k en una cantidad no mayor al 2%.

Conforme el orden de dispersión se incrementa, el valor de k también aumenta. La magnitud de la variación de k cuando el número de puntos malla se aumenta es muy pequeña (incluso los dos últimos resultados son idénticos). Esto significa que el tamaño de la malla debe ser sólo lo suficientemente pequeño (es decir, menor que una trayectoria libre media del neutrón) para producir resultados satisfactorios, por lo que no se mejoran los resultados por introducir una malla espacial más fina. Cuando se aumenta el orden de cuadratura, el valor de k presenta una tendencia a bajar. Sin embargo, el tiempo de corrida se incrementa rápidamente. Por ejemplo, de S_8 a S_{12} , k varió sólo un -0.011%, pero el tiempo requerido para correr ANISN se duplicó. En general, los resultados obtenidos con ANISN para el caso en consideración deben ser tomados y aplicados con reserva cuando otro código no se encuentre disponible.

REFERENCIAS

- 1.-W.C. Redman: *The Role of Critical Facilities*.
Nucleonics, Dec. 1958. pp. 40-41.
- 2.-S.R. Bierman et al: *Critical Separation Between Subcritical Clusters of Low Enriched UO_2 Rods in Water with Fixed Neutron Poisons*
Nuclear Technology, vol. 42, Mar. 1979. pp.237-249.
- 3.-D.K. Parsons: *ANISN PC Manual*
EG and G Idaho, Inc., Apr. 1987
- 4.-J.R. Maiorino: *Computer Code ANISN Multiplying Media and Shielding Calculation*
Workshop on Reactor Physics Calculations for Applications in Nuclear Technology. Feb.-Mar. 1990
- 5.-R.G. Soltész, R.K. Disney: *ANISN-W: One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Technique*
Nuclear Rocket Shielding Methods, Modification, Updating and Input Data Preparation. Volume 4
WANL, Aug. 1970.
- 6.-G.I. Bell, S. Glasstone: *Nuclear Reactor Theory*.
Van Nostrand Reinhold, 1970.
- 7.-R.J.J. Stamm'ler, M.J. Abate: *Methods of Steady State Reactor Physics in Nuclear Design*.
Academic Press, 1983.
- 8.-S.R. Bierman, E.D. Clayton: *Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 and 4.31 wt% U-235 Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls*
Nuclear Technology, vol. 54, Aug. 1981. pp. 131-144

INFLUENCIA DEL PATRON DE BARRAS DE CONTROL SOBRE LA RESPUESTA DE LOS CANALES DE OPERACION DEL REACTOR TRIGA MARK III.

L. PAREDES GUTIERREZ.

INSTITUTO NACIONAL DE INVESTIGACIONES NUCLEARES.

Apartado Postal 18-1027, México, D.F., 11801 México.

RESUMEN.

Las perturbaciones de flujo locales generadas por movimientos de barras no planeadas adecuadamente para operar el reactor a 1 MW de potencia térmica, se reflejan en las respuestas independientes de los canales de operación del mismo, encontrándose variaciones promedio del 17% al 30% para el canal del por ciento de potencia y de hasta un 10% para el canal logarítmico. Para el caso de los canales lineal y por ciento de potencia, éstas están entre el 14% y 46% como máximo al mover alguna de las barras. Las variaciones se pueden disminuir hasta un 5% en el canal del por ciento de potencia y hasta un 3% en promedio para el logarítmico, siempre y cuando el patrón de barras calculado para esa irradiación considere que todas las barras operen dentro de la región lineal de su curva de calibración, con aproximadamente el mismo valor de reactividad cada una y que durante la operación las compensaciones de reactividad requeridas se realicen con la barra diametralmente opuesta a la instalación de irradiación empleada en ese experimento.

1. INTRODUCCION.

El Reactor Triga Mark III del ININ opera rutinariamente en estado estacionario hasta niveles de potencia térmica de 1 MW y puede ser pulsado hasta potencias pico del orden de 2,000 MW. Para su operación cuenta con 5 canales nucleares que vigilan el nivel de potencia del reactor, 4 barras de control y seguridad, así como instalaciones de irradiación dentro del núcleo, donde variaciones pequeñas en el flujo de neutrones y radiación gamma pueden ser importantes a nivel local.

Los detectores de los canales lineal, logarítmico y por ciento de potencia están colocados sobre la rejilla superior del núcleo, y proporcionan en conjunto información del comportamiento del flujo de neutrones y radiación gamma promedio que ocurren en el reactor^{1,2}. Sin embargo, al analizar con cuidado el comportamiento de cada canal en función del tiempo o de patrones de barras diferentes, se observan perturbaciones locales en el comportamiento del flujo de neutrones y gammas. Es por ello que la determinación de las condiciones óptimas de estabilidad y

reproducibilidad del flujo de neutrones y radiación gamma en el núcleo, son factores indispensables para ofrecer un adecuado servicio de irradiación con este reactor.

El objetivo de este trabajo es analizar la respuesta de los canales lineal, logarítmico y por ciento de potencia para diferentes patrones de barras y verificar si el comportamiento de cada canal es lineal en función del tiempo. Así como determinar la influencia de cada una de las 4 barras de control y seguridad del núcleo sobre cada canal, cuando el reactor es operado a 1 MW de potencia térmica en estado estacionario en la posición de la columna térmica para tiempos de operación de 1 a 72 horas.

2. DESARROLLO EXPERIMENTAL.

La parte experimental comprendió dos etapas:

- a) En la primera se analizaron las variaciones de cada canal en función de la posición de las barras de control del reactor.
- b) En la segunda parte, se observaron las variaciones de cada canal en función del tiempo, empleando un patrón de barras determinado y operando el reactor en estado estacionario a 1 MW.

Durante los experimentos se conservaron constantes las siguientes condiciones:

- La configuración del núcleo.
- La posición de los detectores de radiación de los canales de operación del reactor.
- Núcleo en la posición No. 6, correspondiente a la columna térmica.
- Operación en modo manual a 1 MW de potencia térmica.
- Sistema de refrigeración del agua del reactor funcionando.
- Las mediciones se realizaron cuando el reactor estaba en la condición de crítico retardado.

2.1. PRIMERA PARTE.

Para analizar las variaciones de cada canal de operación en función de la posición de cada una de las 4 barras, se realizaron varios experimentos seleccionando una barra a la vez y donde el recorrido y valor en reactividad, correspondiente a cada una de ellas fue la siguiente:

<u>Barra</u>	<u>Recorrido</u> (Unidades)	<u>Reactividad/barra</u> (Dólares)
Transitoria (BT).	58-946	2.6336
Seguridad (BS).	100-808	2.9750
Fina (BF).	100-818	3.2356
Reguladora (BR).	100-745	3.8226
	TOTAL	12.6670

En cada experimento se tomaron en cuenta los parámetros siguientes:

- a) Se seleccionó una barra en cada experimento.
- b) Se desplazó la barra para su análisis en pasos de 100 unidades.
- c) Se calculó el patrón de barras considerando que las dos barras cercanas a la barra seleccionada se mantuvieran en la misma posición durante todo el experimento y se compensaran los movimientos de esta última con la barra diametralmente opuesta, como se muestra en la tabla siguiente para cada uno de los casos considerados:

Barra Seleccionada	Barras Fijas	Barra para Compensar
BR	BS Y BF	BT
BS	BR Y BT	BF
BT	BS Y BF	BR
BF	BT Y BR	BS

- d) Se repitió el experimento 5 veces para cada caso con el propósito de verificar la reproducibilidad de los resultados.

2.2 SEGUNDA PARTE.

El propósito de esta etapa fue observar las variaciones de cada canal de operación en función del tiempo, empleando los parámetros siguientes:

- a) Se trabajó con reactor a 1 MW, en modo manual.
- b) Se eligió un patrón de barras para cada experimento y se mantuvo constante.
- c) Se tomaron lecturas de los 3 canales cada 15 minutos.
- d) Se repitió cada experimento 3 veces para 8 patrones de barras diferentes.
- e) Se analizaron resultados desde 1 hasta 72 horas.

3. RESULTADOS Y DISCUSION.

Actualmente el núcleo del reactor tiene la configuración de combustible No. 15, la cual corresponde a un núcleo mixto con combustible-moderador tipo Triga de U-ZrH₂ y enriquecimientos del 20% (estándar) y 70% (flip). Tener combustible de bajo y alto enriquecimiento en el mismo núcleo, es un parámetro importante a considerar en los resultados que se presentan a continuación, sobre todo por las perturbaciones de flujo locales que se pueden generar al mover las barras de control en las regiones del núcleo donde están cerca combustibles estándar y flip.

Por otra parte, para verificar que la electrónica asociada a cada canal se encontraba en buenas condiciones, se les aplicó una corriente constante y se analizó su respuesta en función del tiempo, encontrándose para los canales lineal y logarítmico,

diferencias del orden del 1% y para el porcentaje de potencia de hasta un 2% en su respuesta, en un intervalo de 10 hr continuas. Además se obtuvieron las mesetas de operación de los detectores de estos canales, para comprobar que el voltaje de operación de cada uno estaba dentro de la meseta de operación correspondientes.4).

3.1 PRIMERA PARTE.

En esta etapa se movieron cada 100 unidades las barras reguladora, fina, transitoria y de seguridad, y los resultados se presentan en las gráficas 1 a la 4, de donde se observa que las diferencias más grandes del canal del porcentaje de potencia ocurren al mover la reguladora y las diferencias más pequeñas al mover la transitoria, lo cual es de esperarse debido a que la reguladora es la que tiene el mayor valor en reactividad y la transitoria la que tiene menos, esta situación se manifiesta al analizar las gráficas 1 y 4.

En las gráficas de la 1 a la 4 también se muestra como el canal lineal tiene un comportamiento independiente de la posición de las barras de control para los cuatro casos.

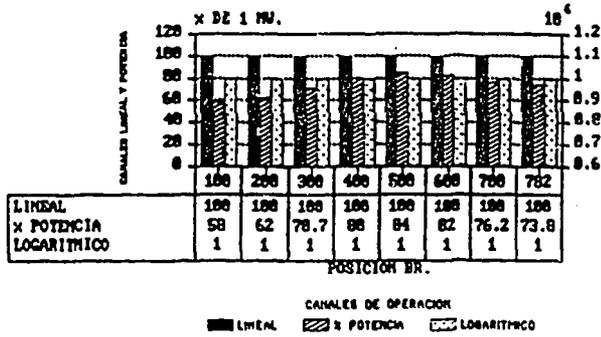
El canal del porcentaje de potencia es el que presenta las variaciones más grandes para todas las barras, observándose un comportamiento gaussiano en todos los experimentos realizados. Las variaciones promedio encontradas en toda la escala van desde el 17% hasta el 30% con respecto a este canal. O bien, si se compara el porcentaje de potencia con el lineal, se encuentran diferencias en las respuestas de ambos del orden del 14% al 46% como máximo en los extremos de las trayectorias de las barras. El comportamiento gaussiano encontrado en los resultados tiene un máximo aproximadamente 56 unidades arriba del centro de cada una de las barras, lugar que coincide con las variaciones más pequeñas en los datos entre los dos canales.

Las diferencias que presenta el canal logarítmico dependen de la barra que se mueva, para el caso de la reguladora se mantiene constante, pero con las barras de seguridad y transitoria se presentan variaciones hasta del 10% en toda la escala, como se ve en las gráficas 2 y 4.

3.2 SEGUNDA PARTE.

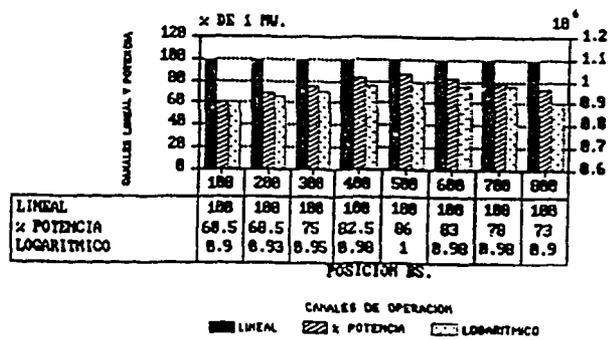
El comportamiento de los 3 canales en función del tiempo para un patrón de barras fijo, se presenta en las gráficas 5 a 8, de donde se concluye que el canal lineal tiene un comportamiento estable. Para el canal logarítmico se tienen variaciones máximas de aproximadamente 3% y para el porcentaje de potencia se presenta el mismo comportamiento gaussiano, salvo que ahora las variaciones se disminuyeron hasta aproximadamente el 5%, para los casos de 1 a 72 horas.

CAMBIOS EN LOS INDICADORES DE OPERACION.
MOVIMIENTO DE LA BARRA REGULADORA
A 1 MW.



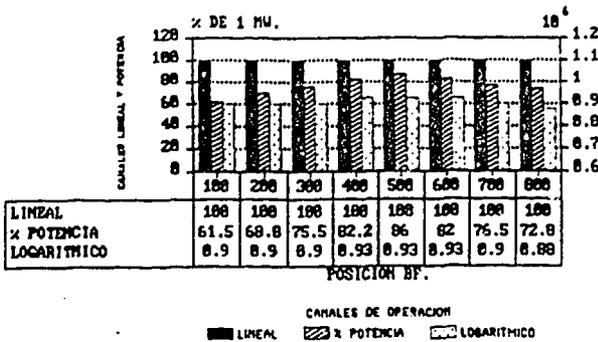
GRAF. 1. Comportamiento de los canales de operación a 1 MW, al mover cada 100 unidades la barra reguladora.

CAMBIOS EN LOS INDICADORES DE OPERACION.
MOVIMIENTO DE LA BARRA DE SEGURIDAD
A 1 MW.



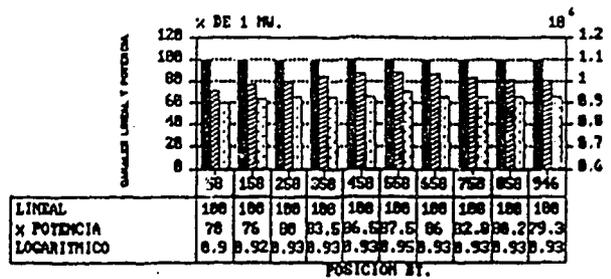
GRAF. 2. Comportamiento de los canales de operación a 1 MW, al mover cada 100 unidades la barra de seguridad.

CAMBIOS EN LOS INDICADORES DE OPERACION.
MOVIMIENTO DE LA BARRA DE FMA.
A 1 MW.

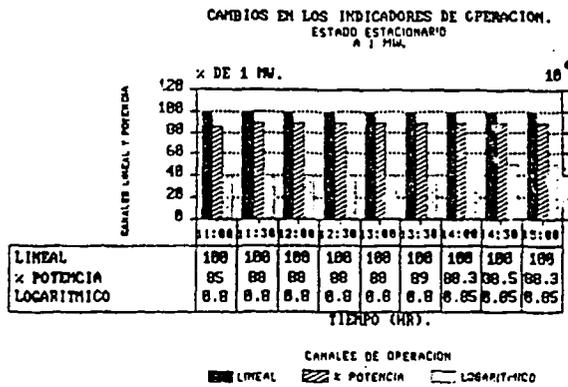


GRAF. 3. Comportamiento de los canales de operación a 1 MW, al mover cada 100 unidades la barra fina.

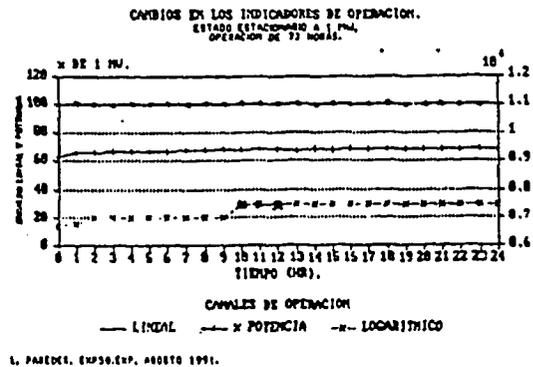
CAMBIOS EN LOS INDICADORES DE OPERACION.
MOVIMIENTO DE LA BARRA TRANSITORIA
A 1 MW.



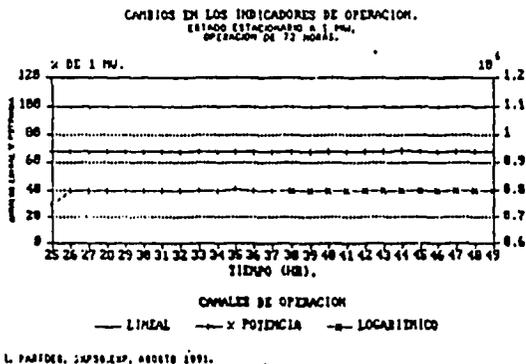
GRAF. 4. Comportamiento de los canales de operación a 1 MW, al mover cada 100 unidades la barra transitoria.



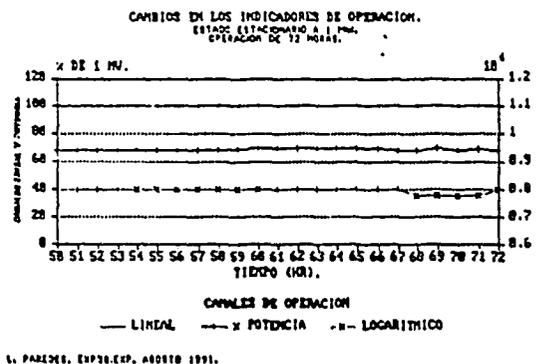
GRAF. 5. Comportamiento de los canales de operación a 1 MW, en función del tiempo.



GRAF. 6. Comportamiento de los canales de operación a 1 MW, en función del tiempo. (1a. de 70 h.)



GRAF. 7. Comportamiento de los canales de operación a 1 MW, en función del tiempo. (2a. de 70 h.)



GRAF. 8. Comportamiento de los canales de operación a 1 MW, en función del tiempo. (3a. de 70 h.)

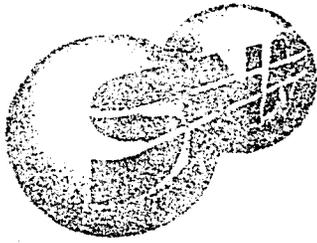
4. CONCLUSIONES.

En función de los resultados encontrados se pudo concluir que independientemente a la calibración electrónica y de potencia que debe realizarse periódicamente a la consola de control del reactor, la respuesta de los canales lineal, logarítmico y porcentaje de potencia, están influenciados por la posición de las barras de control y seguridad en el núcleo. Al analizar el comportamiento de estos canales en función del tiempo o de patrones de barras diferentes, se observaron las perturbaciones locales del flujo que pueden generarse por movimientos de barras no planeadas adecuadamente, lo cual es de importancia dado que este reactor cuenta con instalaciones de irradiación dentro del núcleo, en donde variaciones pequeñas del flujo de neutrones y radiación gamma son importantes a nivel local. Por consiguiente para conseguir las mejores condiciones de estabilidad, y reproducibilidad del flujo al operar el reactor, se requiere que todas las barras operen dentro de la región lineal de su curva de calibración, con aproximadamente el mismo valor de reactividad cada una y que durante la operación las compensaciones de reactividad requeridas, se realicen con la barra diametralmente opuesta a la instalación de irradiación empleada en ese experimento. De este modo, es posible bajar las variaciones del canal del porcentaje de potencia hasta un 5% y del logarítmico hasta un 3% en promedio, al operar el reactor a 1 MW de potencia en estado estacionario en la posición de la columna térmica.

Por otra parte, se comprobó que las variaciones observadas en los indicadores de consola no se debían a fallas en la electrónica de los canales, y que estas variaciones se presentan independientemente de la calibración electrónica y de potencia que se realiza periódicamente a la consola de control del reactor.

5. REFERENCIAS.

- [1] Gulf General Atomic, "Triga Mark III Reactor Instrumentation Maintenance Manual", GA-8585, 1968.
- [2] Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, "Informe de Seguridad del Reactor Triga Mark III del Centro Nuclear de México", GSN-001, 1986.
- [3] Paredes G. L., "Influencia del Patrón de Barras sobre la Respuesta de los Canales de Operación del Reactor Triga Mark III.", GR-91-011, ININ, 1991.
- [4] Bitácora de Operación y Uso del Reactor, ININ, Vol.54, 1991.



**Sociedad Nuclear
Mexicana A. C.**

Segundo Congreso Anual

**Martes 19
SESION VII
Auditorio Fermín Carrillo**

17 al 19 de noviembre de 1991
Instituto Tecnológico de Veracruz
Veracruz, Ver.

METODOLOGIA PARA ANALISIS DE LICENCIAMIENTO DE RECARGAS

J. C. Ramos, G. Cuevas, O. Alvarez, J. Morales.
Departamento de Energía Nuclear
Instituto de Investigaciones Eléctricas

RESUMEN

Se describen el proceso general para efectuar análisis de licenciamiento de recargas para reactores BWR, los eventos transitorios que típicamente se analizan, indicándose cuales de estos eventos pueden ser analizados utilizando los códigos de transitorios del paquete Fuel Management System (FMS). Finalmente se presentan algunos resultados de los análisis efectuados con el fin de calificar el uso de los códigos y la metodología empleada para la simulación de transitorios en el rubro de licenciamiento de recargas.

1. INTRODUCCION

En el Plan Nacional de Administración de Combustible Dentro del Núcleo se contempla la utilización de los códigos para simulación de transitorios del paquete FMS (RAMONA-3B, PETRA, BISON), para simular transitorios operacionales con dos finalidades distintas:

- Licenciamiento de Recargas de Combustible.
- Análisis de Eventos de Planta Real (función *Best Estimate*).

El Instituto de Investigaciones Eléctricas (IIE), con participación de personal del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) y de la Comisión Federal de Electricidad (CFE), ha trabajado en el desarrollo de una metodología propia para efectuar análisis de licenciamiento de recargas.

En este artículo se presenta una descripción del proceso que típicamente se efectúa para la emisión de la solicitudes de licenciamiento, describiendo los distintos tipos de análisis que deben efectuarse y definiendo la participación del grupo de análisis de transitorios en este proceso.

2. LICENCIAMIENTO DE RECARGAS

El propósito del análisis para licenciamiento de recargas, es demostrar que los requerimientos del análisis de seguridad de la planta se satisfacen para la recarga propuesta y la nueva configuración del núcleo. Esto hace necesario un análisis para todos los eventos que pueden potencialmente establecer límites de operación para el núcleo propuesto⁽¹⁾.

La selección de los eventos a analizar para una recarga se basa en el análisis de seguridad de la planta. La práctica corriente es evaluar los efectos de la recarga de combustible y de la nueva configuración del núcleo en las tres áreas generales del análisis de seguridad (Tabla I).

El análisis se realiza para aquellos eventos en cada área que pueden potencialmente establecer límites para la operación normal o exceder los límites de seguridad aplicables a cada evento. Para la mayoría de las recargas, se requiere un análisis de licenciamiento para actualizar el análisis de seguridad de la planta. De cada una de las tres categorías generales puede decirse lo siguiente:

Tabla I. Areas del Análisis de Seguridad

a) Transitorios b) Accidentes c) Análisis Especiales
--

- El análisis de los transitorios limitantes se requiere para establecer el límite de operación del MCPR aplicable a la nueva configuración del núcleo.
- Un nuevo análisis de los accidentes se necesita cuando no puede demostrar-

- se el apego a las condiciones límite supuestas en el análisis original.
- c) El reanálisis de los eventos especiales generalmente se efectúa para demostrar que se cumple con las regulaciones específicas de cada caso.

2.1 ANALISIS DE TRANSITORIOS

Los transitorios se caracterizan por la perturbación en los parámetros del sistema nuclear que los ocasionan, y que amenazan potencialmente la integridad del combustible o la frontera de presión del sistema nuclear de suministro de vapor. De acuerdo al parámetro que los produce, pueden agruparse en ocho categorías (Tabla II).

Eventos en cinco de las ocho categorías evaluados en la sección de análisis de transitorios del FSAR, poseen severidad potencial para establecer límites de operación y usualmente se evalúan en los análisis de licenciamiento de recargas. Estos eventos localizados de acuerdo a las categorías establecidas se identifican en la Tabla III. Los análisis de seguridad para reactores BWR efectuados con la metodología actual de *General Electric*, han demostrado que los transitorios no incluidos en la tabla III no son limitantes. Por lo que no son analizados cada recarga.

TABLA II. CATEGORIAS DE TRANSITORIOS

1. Disminución de la temperatura del refrigerante del núcleo.
2. Incremento en la presión del reactor.
3. Disminución del flujo de refrigerante que entra al núcleo.
4. Reactividad y anomalías en la distribución de potencia.
5. Incremento del inventario de refrigerante en el reactor.
6. Disminución del inventario de refrigerante en el reactor.
7. Incremento del flujo de refrigerante en el reactor.
8. Incremento de la temperatura del refrigerante del núcleo.

2.1.1 Disminución de la temperatura del refrigerante del núcleo. Los dos transitorios incluidos en la tabla III para esta categoría, pueden ocasionar cambios suficientemente fuertes de subenfriamiento a la entrada del núcleo e inducir incrementos de potencia significativos y cambios en el CPR. La magnitud del incremento de potencia y la acción mitigadora del *scram*, dependen de las reactividades de vacíos y del efecto doppler, que varían con la configuración del nuevo núcleo. Generalmente, el transitorio de pérdida de calentamiento del agua de alimentación se incluye en los análisis de licenciamiento de recargas. *Este transitorio puede ser simulado con los códigos del paquete FMS, con PRESTO si se desea un análisis cuasi-estático, o con RAMONA-3B en modo dinámico.*

2.1.2 Incremento en la presión del reactor. Una disminución brusca del flujo de vapor en un BWR ocasiona un incremento rápido de la presión y de la potencia, con el correspondiente cambio en el CPR. El análisis de seguridad determina el evento en esta categoría que resulta más severo para cada planta en particular (ver tabla III). El cambio del CPR en esta categoría, depende de la reactividad de vacíos y de *scram* que varían con el núcleo nuevo. Generalmente, el disparo de turbina o el rechazo de carga sin *bypass* se incluye en el análisis de la recarga. *Estos transitorios pueden ser analizados con RAMONA-3B.*

2.1.3 Reactividad y anomalías en la distribución de potencia. Las inserciones locales de reactividad pueden producir incrementos significativos de potencia local y variaciones en la distribución de potencia. El error de extracción de barra durante la operación a potencia y los errores de carga o localización de ensambles de combustible, pueden inducir cambios fuertes en el CPR y LHGR en los BWR's. La severidad de estos eventos depende del diseño del combustible y del mapa de carga, que pueden variar en el nuevo núcleo de recarga. Estos tres análisis pueden efectuarse con el código PRESTO del paquete FMS, auxiliándose con los programas para cálculo de celdas.

TABLA III. EVENTOS POTENCIALMENTE LIMITANTES

1. Disminución de la temperatura del refrigerante del núcleo.
 - a) Pérdida de calentamiento del agua de alimentación*.
 - b) Iniciación inadvertida del HPCS.
2. Incremento en la presión del reactor.
 - a) Falla del regulador de presión (CIERRE)*.
 - b) Rechazo de carga sin *bypass* operable*.
 - c) Disparo de Turbina sin *bypass* operable*.
3. Reactividad y anomalías en la distribución de potencia.
 - a) Error de Extracción de una barra de Control (EN OPERACIÓN A POTENCIA).
 - b) Error de carga de un ensamble de combustible (ROTADO O MAL LOCALIZADO).
4. Incremento del inventario de refrigerante en el reactor.
 - a) Falla del controlador de agua de alimentación* (EN MÁXIMA DEMANDA).
5. Incremento del flujo de refrigerante en el reactor.
 - a) Falla del controlador de flujo de recirculación* (INCREMENTO DE FLUJO).

* Simulables con RAMONA-3B.

2.1.4 Incremento del inventario de refrigerante en el reactor. El transitorio de falla del controlador de agua de alimentación, es esencialmente un disparo de turbina con *bypass* que ocurre a un nivel de potencia más elevado y que puede ocasionar un cambio significativo en el CPR. Este cambio depende en este caso también de las reactividades de vacíos y de *scram*. A menos que pueda demostrarse que la reactividad de vacíos es menos negativa y que la de *scram* es mayor que las del análisis anterior, el transitorio de falla del controlador de agua de alimentación debe incluirse en el análisis de la recarga. *Este transitorio puede ser analizado con RAMONA-3B.*

2.1.5 Incremento del flujo de refrigerante en el reactor. El transitorio de falla del controlador de flujo de recirculación puede inducir incrementos del flujo de entrada al núcleo que ocasionan cambios fuertes en el nivel de potencia y en el CPR cuando se inician de flujos a la entrada del núcleo menores al nominal. Un análisis genérico de acotamiento realizados por *general electric* se utiliza para ajustar el límite de operación de estado estacionario del MCPR a flujos distintos del nominal. Por lo tanto, un análisis genérico de acotamiento puede efectuarse con una metodología distinta a la del vendedor. A menos que se haya efectuado el análisis genérico, el análisis de este transitorio debe incluirse para el licenciamiento de la recarga. *Este transitorio puede ser analizado con RAMONA-3B.*

2.2 ANALISIS DE ACCIDENTES

Con excepción del error de carga de ensamble combustible, no se requieren análisis nuevos de los accidentes de base de diseño, si puede demostrarse que se cumplen las condiciones establecidas para el análisis original. Estas condiciones se describen a continuación.

2.2.1 Accidente de caída de barra de control. Este accidente representa la más alta inserción de reactividad positiva para el núcleo del reactor. Si puede demostrarse que la reactividad de la barra de mayor valor en el núcleo es menor a la asumida para el estudio genérico de acotamiento presentado por el

fabricante, y que la de *scram* es mayor; el análisis de este evento no será requerido para la recarga. Dadas las características locales y dimensionales de este evento, su simulación deberá realizarse en todo caso con un código que pueda integrar modelos de neutrónica 3-D (tridimensional). *De aplicar el estudio de este evento, se deberá realizar con el código RAMONA-3B en el modo 3-D.*

2.2.2 Ruptura de la línea principal de vapor y líneas de instrumentos. La ruptura de la línea principal de conducción de vapor y las líneas de instrumentación, son el caso extremo de liberación de productos radioactivos al medio ambiente, provenientes de penetraciones del contenedor primario. Este evento no requiere ser analizado para licenciamiento de recargas dado que el factor limitante en la conducción de material radioactivo, es la radiactividad del refrigerante primario, el cual no se ve afectado por el nuevo núcleo.

2.2.3 Pérdida de refrigerante (LOCA). El análisis del accidente de pérdida de refrigerante (LOCA), se lleva a cabo para demostrar la consistencia con los límites establecidos por 10 CFR 50.46 . A menos que sea insertado un nuevo tipo de combustible en la nueva recarga, no se requerirá un nuevo estudio de la capacidad de los sistemas de refrigeración de emergencia con que cuenta el núcleo (HPCS, ADS, etc.). De lo contrario, el análisis debe efectuarse para ese ensamble en particular. De aplicar el estudio de este evento, se deberá realizar con el código TRAC-BF1.

2.2.4 Accidente de recarga. El accidente de recarga representa la más larga liberación de productos radioactivos al contenedor secundario o al recinto de alojamiento de la alberca de combustible. La radioactividad liberada es dependiente de la estructura del ensamble de combustible. No se requiere un análisis de este evento si dicha estructura no ha sido cambiada desde tipos de combustible ya utilizados. No se cuenta en el paquete de códigos del FMS con ninguna opción inmediata para este análisis.

2.2.5 Atascamiento de la bomba de recirculación. El atascamiento de la bomba de recirculación define la más rápida reducción del flujo a través del núcleo. Dado que ha sido genéricamente demostrado que este accidente es menos severo que otros, no se requiere un nuevo análisis para una recarga.

2.3 ANALISIS ESPECIALES

Para los análisis de recargas se efectúan cuatro análisis especiales:

- Margen de apagado.
- Capacidad del sistema de inyección de boro.
- Análisis de protección contra sobrepresión.
- Estabilidad.

El apagado desde el panel de control remoto, y los transitorios anticipados sin *scram* (ATWS), son evaluaciones que conciernen a la planta y sus sistemas en forma integral, y no se analizan para cada recarga.

2.3.1 Margen de apagado. El margen de apagado es un importante parámetro de diseño para cada ciclo. Este depende del combustible recargado y de la configuración del núcleo nuevo; por lo tanto, es evaluado e incluido en el análisis de licenciamiento para cada recarga. Este análisis puede efectuarse con el código PRESTO.

2.3.2 Capacidad del sistema de inyección de boro. La capacidad de este sistema depende también del combustible recargado y de la configuración del nuevo núcleo. Por lo tanto, esta evaluación debe incluirse en el análisis de licenciamiento a menos que pueda demostrarse que los efectos de reactividad del ciclo actual, no rebasan los considerados para el análisis del ciclo anterior. Puede efectuarse un análisis genérico de acotamiento si se incrementa la concentración de penta-borato de sodio en el sistema. El análisis puede efectuarse con el código PRESTO.

2.3.3 Análisis de protección contra sobrepresión. La magnitud del incremento de presión para este análisis, depende de la reactividad de vacíos y de *scram*. A menos que pueda demostrarse que la reactividad de vacíos es menos negativa y que la de *scram* es mayor que la del análisis previo, el análisis de protección contra sobrepresión debe realizarse. *Este transitorio puede ser analizado con RAMONA-3B.*

2.3.4 Análisis de Estabilidad. De los tres tipos de análisis de estabilidad efectuados en el análisis de seguridad de la planta, sólo el de estabilidad hidráulica del núcleo y el de los canales hidráulicos del núcleo deben evaluarse de nuevo para una recarga. Estos dos son afectados significativamente por las reactividades de vacíos y efecto doppler; que varían con la recarga. El análisis de estabilidad de planta, es en sí una evaluación de la repuesta dinámica integrada de los sistemas de control y no es reanalizado para las recargas. *Los análisis de estabilidad hidráulica del núcleo y de los canales hidráulicos pueden ser efectuados con RAMONA-3B.*

2.4 DOCUMENTACION PARA ANALISIS DE LICENCIAMIENTO DE RECARGAS.

Es evidente de acuerdo a las discusiones anteriores, que el punto de partida para determinar los requerimientos de análisis y la documentación asociada, es el análisis de seguridad de la planta y los análisis de licenciamiento de recargas previos. Con base en la documentación anterior puede hacerse una evaluación de los análisis que se requerirán.

El proceso de análisis generalmente se inicia con una predicción de las características del núcleo al final del ciclo actual de operación y un plan de uso de energía para el ciclo de recarga. Con base en estos parámetros se establece un ciclo de referencia y se seleccionan los ensambles que serán sustituidos. El trabajo de análisis de licenciamiento puede entonces iniciarse.

Una vez que el ciclo de referencia ha sido establecido, pueden obtenerse el patrón de carga de referencia y las condiciones termohidráulicas del estado estacionario. Esto proporciona la información de entrada para la mayoría de los análisis de eventos de la recarga. Si el ciclo de referencia contiene algún tipo nuevo de combustible que no haya sido cargado con anterioridad en el núcleo, los análisis de error de carga de ensamble combustible y el LOCA pueden efectuarse.

Con base en el patrón de carga de referencia y en la termohidráulica del estado estacionario, pueden efectuarse el resto de los transitorios, accidentes y análisis especiales que se requieran. El análisis de transitorios puede incluir análisis nuevos del error de extracción de barra de control, del error de localización de ensamble combustible y de los transitorios globales del núcleo (rechazo de carga o disparo de turbina sin *bypass*, falla del controlador de agua de alimentación, etc.). El análisis de accidente que pudiese requerir una evaluación nueva es la caída de barra de control. Los análisis especiales que se incluyen típicamente son: el margen de apagado, la capacidad del sistema de inyección de boro, la protección contra sobrepresión y los de estabilidad.

Los resultados de estos análisis se utilizan para determinar los límites de operación para la recarga y para demostrar que se cumplen los límites aplicables para cada evento. El análisis de transitorios se utiliza para establecer el límite de operación del MCPR, y el análisis del LOCA se emplea para establecer el límite del MAPLHGR. Si los límites de seguridad obtenidos en el análisis no se satisfacen, o los límites de operación que resultan se juzgan inaceptables, el patrón de carga de referencia puede ser modificado y deberán repetirse los análisis que apliquen.

Los análisis realizados para demostrar la aceptabilidad de la recarga, se compilan en un sólo documento de análisis de licenciamiento de la recarga. Para calificar el uso de un paquete de códigos para el proceso de análisis, la combinación de *métodos/modelos/usuario* deberá someterse a la aprobación del organismo regulador. Esta información es tratada de acuerdo a los requerimientos del 10CFR50.59 para modificaciones a la planta y del 10CFR50.71 para actualizaciones del FSAR.

3. TRABAJOS DE CALIFICACION DE RAMONA-3B PARA LICENCIAMIENTO DE RECARGAS.

Según se comenta en la sección anterior, la validación de la metodología de cálculo, de los modelos y de la capacidad del usuario para llevar a cabo los cálculos de licenciamiento en una forma confiable y equivalente a la del vendedor del combustible, es un requisito primordial para la emisión de solicitudes de licenciamiento por parte de las compañías generadoras. Los trabajos para validar el uso de los códigos del paquete FMS, se inician con una evaluación de la compatibilidad de los resultados producidos por los códigos del paquete FMS y la metodología desarrollada por el grupo de análisis de transitorios, con los reportados por *General Electric* en el informe de seguridad (FSAR) de la CNLV. Los trabajos de calificación se han dirigido fundamentalmente a la simulación de los transitorios identificados como simulables con RAMONA-3B en la tabla III, con un énfasis especial en aquellos que más atentan contra el límite del CPR según se reporta en el capítulo XV del FSAR (Tabla IV).

El estudio de validación se lleva a cabo en dos fases:

- Simulación de los transitorios con el modelo desarrollado para la unidad I de la CNLV, para determinar el comportamiento de las principales variables de operación: presión, flujos, nivel, etc-.

- Una vez que comprobado que el modelo reproduce el comportamiento de los parámetros de operación correctamente, se determina el M CPR resultante en el transitorio.

Para evaluar la capacidad del código en la función *best estimate*, se están efectuando simulaciones de transitorios ocurridos en la planta, que se compararán contra el comportamiento registrado por el SIRAT de la unidad I de la CNLV.

4. TRATAMIENTO DE LOS RESULTADOS.

Los análisis de transitorios para licenciamiento de recargas, se efectúan usualmente partiendo del estado estacionario definido con la carga máxima de vapor que puede recibir la turbina de acuerdo al capítulo XV del FSAR. Las figuras 1 a 4 muestran algunas comparaciones contra el FSAR de resultados obtenidos con RAMONA-3B para el disparo de turbina sin *bypass* operable. Pueden observarse diferencias entre los resultados debido a que los modelos matemáticos utilizados por RAMONA son distintos a los de *General Electric* (REDY, ODYN).

Se han efectuado análisis para algunos de los transitorios más limitantes (Tabla IV), para los que deberán elaborarse reportes de comparación en los que se discutirá qué diferencias en la modelación ocasionan el comportamiento distinto de las variables de operación, y la aceptabilidad de éstas diferencias.

Se elaborarán reportes similares para transitorios ocurridos en la planta, y los resultados de estos estudios se compilarán en conjunto con la descripción de los modelos matemáticos que utilizan los códigos (*Topical Reports*), para conformar los documentos necesarios para la solicitud de aprobación por parte del organismo regulador, de los modelos y métodos empleados para los análisis; con lo que se pretende que la CFE emita por sí misma las solicitudes de licenciamiento de recargas en el futuro, y que posea la capacidad aprobada para analizar eventos reportables con los códigos y la metodología desarrollada.

TABLA IV. TRANSITORIOS CON CPR MAS LIMITANTE PARA LA CNLV

TRANSITORIO	M CPR
-Rechazo de Carga con <i>bypass</i> inoperable.	1.03
-Disparo de Turbina con <i>bypass</i> inoperable.	1.04
-Falla del controlador de Agua de Alimentación en demanda máxima.	1.06

FIG. 1. POTENCIA RELATIVA

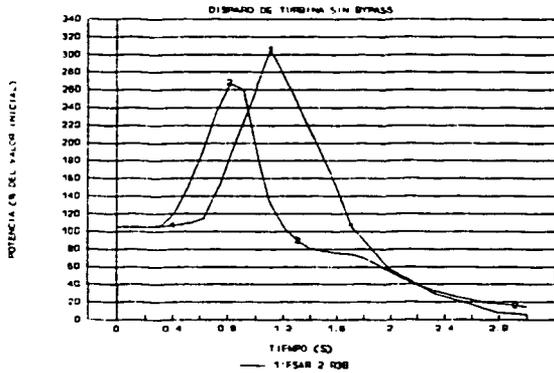


FIGURA 1

FIG. 2. AUMENTO DE PRESION EN EL DOMO

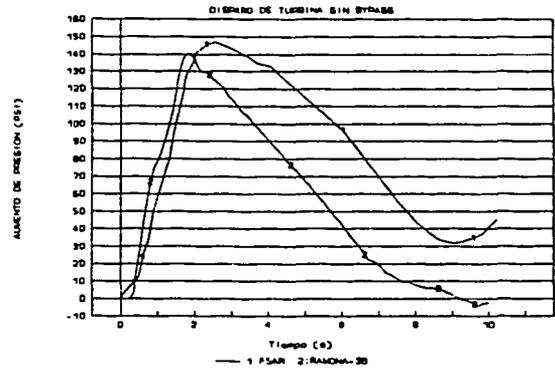


FIGURA 2

5. ACTIVIDADES FUTURAS.

Una vez concluidas las tareas de análisis para los transitorios típicos de recarga, que deberán culminar con la obtención de la licencia para utilizar los modelos y procedimientos desarrollados en forma rutinaria y auditable, el esfuerzo se dirigirá hacia la obtención de la metodología para simulación de los accidentes y análisis especiales identificados como simulables en las discusiones precedentes: el accidente de caída de barra de control, el análisis de protección contra sobrepresión, y los análisis de estabilidad hidráulica del núcleo.

REFERENCIAS.

1. *The Reactor Analysis Support Package (RASP)*, EPRI NP-4498,V.2, Section 4, Reload License Analysis.

FIG. 4. FLUJO DE VAPOR DE LA VASIJA

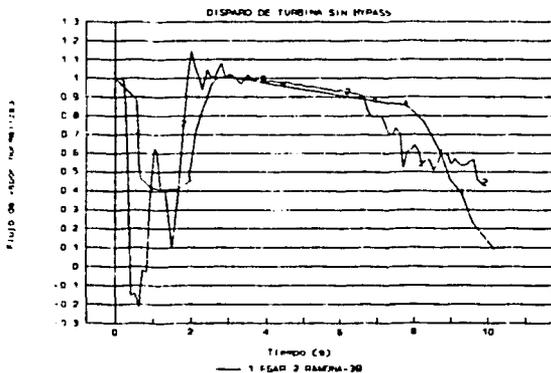


FIGURA 3

FIG. 3. FLUJO DE ENTRADA AL NUCLEO

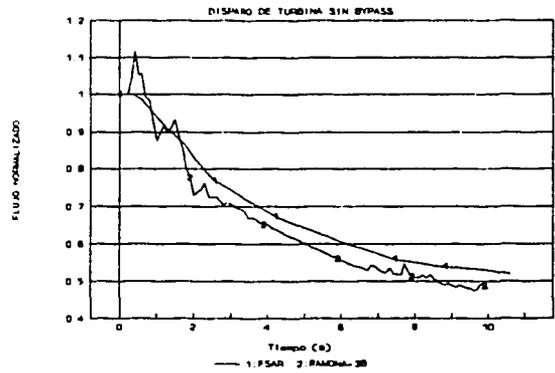


FIGURA 4

**DESARROLLO DE UN MODELO DINAMICO DE LA TERMOHIDRAULICA
NUCLEAR DE UN REACTOR BWR
PARA SIMULACION EN TIEMPO REAL.**

Espinosa P. G.

Máximo L. A.

Departamento de Simulación.

Instituto de Investigaciones Eléctricas.

Ap. Postal 475. C.P. 62000. Cuernavaca, Mor. México.

RESUMEN.

Se presenta el desarrollo del modelo de la termohidráulica nuclear de un reactor tipo BWR para predecir transitorios. El modelo incluye la hidrodinámica del fluido en una y dos fases, la generación de potencia por las fisiones nucleares, la conducción de calor en los ensambles de combustible nuclear así como las correlaciones utilizadas en la transferencia de calor por convección forzada y natural en el núcleo.

1.0 INTRODUCCION.

El trabajo que aquí se presenta formó parte del proyecto "Desarrollo de Modelos Avanzados" (DMA) para simulación en tiempo real, desarrollado en el Instituto de Investigaciones Electricas (IIE). El objetivo de este proyecto es obtener un modelo de cuatro ecuaciones para predecir transitorios termohidráulicos y de accidentes.

En la actualidad se cuenta con diferentes códigos para el análisis de los procesos de una planta generadora de potencia, especialmente para el análisis de transitorios de centrales nucleares, algunos de ellos se describen en [1], [2], [3] y [4]. También se han desarrollado simuladores para entrenamiento de operadores, los cuales cuentan con modelos matemáticos que cumplen los requerimientos de simulación en tiempo real.

A finales de la década de los 80's se comienzan a realizar grandes esfuerzos para disminuir el tiempo de ejecución de los códigos para ser utilizados en aplicaciones de simulación en tiempo real.

Esto se ha hecho principalmente para implementar algunos modelos utilizados en los grandes códigos de análisis para de esa manera mejorar sustancialmente la respuesta en simuladores y cumplir con los requerimientos que se están solicitando en las normas de certificación [17].

Algunos de estos modelos consideran lo siguiente: flujos relativos entre las fases, no-equilibrio termodinámico entre fases, ebullición subenfriada y post-secado.

Por otro lado, se han utilizado métodos implícitos de solución de ecuaciones diferenciales, nodalizaciones menos detalladas, optimización de correlaciones y el uso de supercomputadoras. Además del enorme costo que representa la ejecución de los códigos, se tiene el problema de su alcance, ya que están diseñados para el análisis y en muchos casos por ejemplo, no se contemplan condiciones de operación en frío previas a un arranque.

En el presente trabajo se describe el modelo de termohidráulica nuclear

obtenido, y en el que se han implementado algunas de las características mencionadas anteriormente.

La codificación y pruebas del modelo se realizaron en una computadora VAX/730/VMS Versión V4.4.

2.0 DESARROLLO.

2.1 HIDRODINAMICA DEL FLUIDO.

El planteamiento de la hidrodinámica del fluido considera flujos monofásico y bifásico. Para flujo monofásico se consideran los casos de líquido subenfriado y vapor sobrecalentado y en el caso de flujo bifásico se considera ebullición subenfriada, ebullición nucleada y condiciones de post-secado (altas calidades de vapor).

Para la obtención del modelo se parte de las cuatro ecuaciones fundamentales de conservación siguientes:

Conservación de masa fase líquida.

$$\frac{dM_l}{dt} = W_{le} - W_{ls} - V\Gamma \quad (1)$$

Conservación de masa fase vapor.

$$\frac{dM_v}{dt} = W_{ve} - W_{vs} + V\Gamma \quad (2)$$

Conservación de energía.

$$\frac{d}{dt} \left[M_l h_l + M_v h_v - VP \right] = Q'' P_H L_n + \sum Wh_l + \sum Wh_v \quad (3)$$

La ecuación de conservación de momento es la cuarta de este planteamiento, sin embargo no será incluida en este trabajo, ya que el balance de momento se hace en forma externa y únicamente se debe tomar en cuenta la interacción como se muestra en la Fig.1. Además el modelo del núcleo fue concebido para acoplarse con un modelo de vasija del reactor y lazos de recirculación en donde se aplica el balance de momento en forma global.

Estas ecuaciones se aplican a cuatro nodos axiales de las mismas dimensiones en los que se ha dividido al núcleo del reactor (Fig.1). Las masas de líquido y vapor se obtienen de la definición de densidad y el término de generación de vapor Γ depende de las condiciones del fluido.

Término de generación de vapor para ebullición subenfriada.

Cuando hay ebullición en la superficie calentada de los ensambles de combustible y la entalpía de la fase líquida es inferior a la de saturación existe ebullición subenfriada, la cual se caracteriza porque el equilibrio termodinámico no existe.

El tratamiento de los mecanismos termodinámicos se basan en el trabajo

realizado por R.T. Lahey (1978) [9], en el cual se supone que parte del flujo de calor transferido de la pared al fluido es utilizado para la formación de vapor y parte para aumentar la entalpía de la fase líquida.

Para determinar el punto donde empieza la ebullición subenfriada se usa la correlación de Saha, P. y Zuber, N. (1974) [12], la cual establece que para bajos flujos ($Pe \leq 70000$) la generación de vapor se determina por condiciones térmicas, mientras que para altos flujos ($Pe > 70000$) el fenómeno es controlado hidrodinámicamente.

El flujo de calor debido a la condensación, se obtiene del modelo de Levespiel (1959):

$$P_H Q''_{\text{cond}} = H_o \frac{h_{fg}}{v_{fg}} A_f \alpha (T_e - T_l) \quad (5)$$

donde H_o es el parámetro de condensación y puede ser optimizado para predecir exactamente la fracción de huecos.

El término de generación de vapor en estas condiciones, se obtiene suponiendo que la fase gaseosa se encuentra en equilibrio saturado a la presión del reactor, mientras que la fase líquida está en no-equilibrio.

$$\Gamma = \frac{1}{h_{fg}} \left\{ \frac{P_H}{A_f} (Q''_b - Q''_{\text{cond}}) + \alpha \frac{dP}{dt} - \alpha \rho_v \frac{dh_v}{dt} \right\} \quad (6)$$

Término de generación de vapor para ebullición nucleada.

La ebullición nucleada se caracteriza porque ambas fases se encuentran en equilibrio saturado a la presión del reactor [8].

El término de generación de vapor por unidad de volumen se obtiene al combinar las ecuaciones fundamentales:

$$\Gamma = \frac{1}{h_{fg}} \left\{ \frac{Q'' P_H}{A_f} + \frac{dP}{dt} - \alpha \rho_v \frac{dh_v}{dt} - (1 - \alpha) \rho_l \frac{dh_l}{dt} + \frac{1}{V} \left[\sum W_{h_v} - h_v (W_{ve} - W_{vs}) + \sum W_{h_l} - h_l (W_{le} - W_{ls}) \right] \right\} \quad (4)$$

Término de generación de vapor para postsecado.

Para determinar el término de generación en estas condiciones, se supone un patrón de flujo de gotas dispersas en la fase vapor en donde la transferencia de calor se lleva a cabo de la pared al vapor. Esto nos indica que las gotas de líquido no llegan a tocar la pared calentada puesto que se evaporan antes de que esto ocurra, entonces, la generación de vapor es debida a la transferencia de calor entre el vapor y las gotas.

Otra suposición importante es considerar que las gotas están a temperatura de saturación, esto es porque las gotas son producidas en la región de presecado, mientras que el vapor es sobrecalentado como lo indica P. Saha (1977) [13].

Entonces después de exponer los fundamentos del modelo de gotas dispersas, el término de generación de vapor en forma dinámica para predecir accidentes severos como es el caso hipotético de pérdida de refrigerante, es:

$$\Gamma = \frac{1}{h_{fg}} \left[\frac{Q''_{vd} P_H}{A_f} + (1 - \alpha) \frac{dP}{dt} - (1 - \alpha) \rho_1 \frac{dh_1}{dt} \right] \quad (7)$$

Cálculo de los flujos máxicos de entrada y salida en cada nodo.

Para considerar los efectos de flujo no-homogéneo, ésto es, la distribución no uniforme de la fase gaseosa y el efecto de velocidades relativas por diferencia de densidades, se usa la relación del modelo de "Drift-Flux" de Zuber y Findlay como ecuación constitutiva (1965) [5]. De ese modo y en combinación con las ecuaciones fundamentales de masa y energía se obtienen las siguientes expresiones.

Velocidad superficial a la salida del nodo.

$$J_s = L_n \left[\Gamma \left(\frac{1}{\rho_v} - \frac{1}{\rho_1} \right) - \left(\frac{\alpha}{\rho_v} \frac{d\rho_v}{dt} + \frac{(1-\alpha)}{\rho_1} \frac{d\rho_{1e}}{dt} \right) \right] + \frac{1}{A_f} \left(\frac{W_{ve}}{\rho_v} + \frac{W_{1e}}{\rho_1} \right) \quad (8)$$

Velocidad Superficial, Fase Vapor:

$$J_{vs} = \alpha [C_{ov} J_s + V_{gj}] \quad (9)$$

Velocidad Superficial, Fase Líquido:

$$J_{ls} = J_s - J_{vs} \quad (10)$$

Estas dos últimas relaciones de velocidad superficial se aplican a la región de ebullición subenfriada y ebullición nucleada, porque en estas condiciones suponemos que la fase dispersada es el vapor. Lo que no ocurre en condiciones de post-secado para un régimen de gotas, en donde éstas constituyen la fase dispersada, en este caso, es más conveniente trabajar con la velocidad de arrastre de las gotas V_{1j} . Las expresiones son las siguientes:

Velocidad Superficial fase líquida:

$$J_l = (1 - \alpha) [C_{ols} + V_{1j}] \quad (11)$$

Velocidad superficial fase vapor:

$$J_v = J_s - J_l \quad (12)$$

Evidencias experimentales han demostrado que en régimen turbulento (Cumo, M., Ferrari, G., 1970) [12], las gotas están uniformemente distribuidas, ésto implica que el valor del parámetro de distribución de las gotas, C_{o1} , es la unidad.

Los flujos máxicos a la salida de cada una de las fases se calculan de las expresiones de velocidades ya obtenidas.

La fracción de huecos en cada nodo está dada por:

$$\alpha = \frac{M_v}{V\rho_v} \quad (13)$$

VARIABLES DE ESTADO.

Las variables de estado son la presión y la entalpía, en condiciones de saturación las propiedades termodinámicas y las relaciones entre propiedades termodinámicas son función únicamente de la presión, mientras que en condiciones de no equilibrio éstas son función de presión y entalpía.

Variación de la entalpía de líquido (subenfriado).

$$\frac{dh_l}{dt} = \frac{1}{\rho_l(1-\alpha)} \left[\frac{PH}{A_f} [Q'' - (Q_{b''} - Q''_{cond})] - (h_l - h_f)\Gamma + (1-\alpha)dP/dt \right] \quad (14)$$

Variación de la entalpía del vapor en la región de postsecado:

$$dh_v/dt = [q''_{v,net}PH/A_f + (h_g - h_v)\Gamma + \alpha dP/dt] / (\rho_v\alpha) \quad (15)$$

2.2 TRANSFERENCIA DE CALOR.

El modelo de conducción de calor predice en forma dinámica la temperatura de combustible y la de pared. Se consideran dos nodos radiales. La resistencia térmica equivalente incluye el combustible, la holgura y encamisado como se muestra en la Fig.2.

Temperatura de Combustible.

$$M_f C_{pf} \frac{dT_f}{dt} = Q_g - Q_f \quad (16)$$

Temperatura del Encamisado.

$$M_w C_{pw} \frac{dT_w}{dt} = Q_g - Q_{cl} \quad (17)$$

El calor transferido del combustible al encamisado es:

$$Q_f = \frac{1}{R} (T_f - T_w) \quad (18)$$

El calor transferido del encamisado al refrigerante es:

$$Q_{cl} = A_H q'' = A_H h (T_w - T_{ref}) \quad (19)$$

El coeficiente de transferencia de calor se calcula en función del patrón de flujo. Se presenta el resumen de las correlaciones en la Fig.3, en donde se muestran los modos considerados.

La correlación de Chen [6], Bromley [7], McAdams [1] y Dittus-Boelter (líquido y vapor) se optimizaron para disminuir el tiempo de ejecución y se determinaron a través de ajustes polinomiales que dependen únicamente de la temperatura [14]. También se realizó un análisis detallado para determinar el tráfico de correlaciones y el tratamiento para considerar la zona de Ebullición de Transición [16].

2.3 CINÉTICA NUCLEAR PUNTUAL.

La respuesta en la potencia generada en el núcleo del reactor está afectada por las condiciones del refrigerante moderador (fracción huecos, temperatura del fluido) y también de la temperatura de combustible (efecto Doppler).

Para obtener una predicción aproximada en transitorios se considera un modelo de cinética nuclear puntual [11], el cual considera las siguientes ecuaciones:

Derivada de la Potencia Térmica generada por las fisiones:

$$\frac{dP}{dt} = \left(\frac{\rho(t) - \beta}{\Delta t} \right) P(t) + \sum \lambda_i C_i(t) \quad (20)$$

Concentración de precursores:

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Delta t} P(t) - \lambda_i C_i(t) \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (21)$$

En donde la reactividad total también incluye a la reactividad debida a las barras de control.

Para evitar inestabilidades numéricas, que solo podrían evitarse con pasos de integración muy pequeños, se usa un método numérico de solución implícito para la cinética nuclear [10] y además se prescribe el perfil axial de potencia.

3.0 PROCEDIMIENTO DE SOLUCION.

La secuencia de solución se muestra en la Fig.4.

El diagrama de interacciones entre los bloques que componen al modelo se muestra en la Fig. 7.

4.0 RESULTADOS.

Se realizaron corridas para el núcleo de un reactor BWR con una configuración de cuatro nodos axiales usando el enfoque de "celda donadora", es decir, las propiedades del nodo son las que se consideran a la salida del mismo. Se presentan dos pruebas, en una de ellas se simula un SCRAM, es decir el apagado súbito originado al insertar todas las barras de control, la cual

se muestra en la Fig.5.

La configuración de cuatro nodos axiales se estableció de acuerdo al límite de Courant.

La gráfica de la Fig.6. muestra la comparación del perfil axial de la fracción de huecos entre el modelo de no-equilibrio, el de equilibrio y los resultados reportados en el FSAR [15]. De todo ello se puede ver que debido a la retroalimentación con la cinética neutrónica es importante considerar los efectos debidos a la ebullición subenfriada, así como para el cálculo de la caída de presión en el núcleo.

5.0 CONCLUSIONES.

-Se obtiene un modelo para predecir transitorios que simula la hidrodinámica del fluido, la conducción del calor en los ensambles de combustible y las variaciones de potencia en función de las diferentes contribuciones de reactividad.

-El modelo corre con un paso de integración de 0.075 s, cumpliendo las características para aplicaciones en tiempo real. Este valor se obtuvo luego de realizar pruebas de transitorios y determinar los límites de estabilidad.

-Se consideran flujos relativos entre las fases y efectos de no-equilibrio.

-Se requiere de realizar pruebas a la región de post-secado para predecir los procesos a ocurrir en el caso de accidentes hipotéticos como el de pérdida de refrigerante.

En cuanto a las limitaciones del modelo, se puede decir lo siguiente:

-El modelo no ha sido acoplado con el resto de modelos que componen a la central, por lo tanto aún resta obtener la respuesta ante transitorios en donde se involucre a los modelos del ciclo de vapor.

-Resta por probar la respuesta del modelo ante transitorios en donde se presente el flujo de calor crítico y ebullición de transición, aunque las correlaciones usadas han sido ya validadas para todo el rango de operación.

6.0 NOMENCLATURA.

LATINOS.

A	Area.	P	Presión, perímetro o potencia.
Co	Parámetro de Zuber-Findlay.	Q	Calor transferido.
Ci	Concentración Isotópica.	R	Resistencia térmica.
Cp	Calor específico.	t	Tiempo.
d/dt	Derivada respecto al tiempo.	V	Volumen.
Ho	Parámetro de condensación.	V _g	Velocidad de arrastre de vapor.
h	Entalpía específica.	V _l	Velocidad de arrastre de gotas.
J	Velocidad Superficial.	v	Volumen específico.
L	Longitud.	W	Flujo másico.
M	Masa.		

GRIEGOS.

α	Fracción de vacíos.
β	Fracción de neutrones retardados.
Γ	Tasa de generación de vapor.
Δ	Incremento.
λ	Constante de decaimiento.
ρ	Densidad o reactividad.
Σ	Sumatoria.

SUBINDICES.

b	Burbujas.
cl	Encamisado.
cond	Condensación.
d	Gotas.
e	Entrada.
f	Combustible, flujo o líquido saturado.
g	Vapor saturado.
H	Calentado.
l	Líquido.
n	Nodo.
s	Salida.
v	Vapor.
w	Pared del combustible.

7.0 REFERENCIAS.

- [1] Idaho National Engineering Laboratory./TRAC-BD1/MOD1: An Advanced Best Estimate Computer Program for Boiling Water Reactor Transient Analysis./U. S. National Regulatory Commission./April 1984.
- [2] Idaho National Engineering Laboratory. /RELAP4/MOD5/ ANCR-NUREG-1335/1976.
- [3] W. Wulff, H. S. Cheng, D. J. Diamond, M. Kathib Rahbar./A Description and Assessment of RAMONA-3B MOD 0 Cycle 4: A Computer Code Three Dimensional Neutron-kinetics for BWR System Transient./Department of Nuclear Energy Brookhaven National Laboratory.
- [4] Owen C. Jones Jr./Nuclear Reactor Safety Heat Transfer./ Hemisphere Publishing Corporation./McGraw-Hill Book Company./ 1981.
- [5] Zuber N., Findlay L./Average Volumetric Concentration in Two Phase Systems./Trans. ASME Journal of Heat Transfer/ Vol. 87. pp 463./1965.
- [6] John C. Chen./A Correlation for Boiling Heat Transfer to Saturated Fluids in Convective Flow./ASME Paper 63-HT-34./ 1963.
- [7] Le Roy A. Bromley./Heat Transfer in Stable Film Boiling./Chemical Engineering Progress./Vol. 46. No. 5./ May 1950.
- [8] José Miguel González Santaló./Métodos para Análisis de Transitorios de Flujo en dos fases./Julio 1987.
- [9] R. T. Lahey Jr./A Mechanistic Subcooling Boiling Model./Proceedings of the 6th International Heat Transfer Conference./1978.
- [10] James J. Duderstadt, Louis J. Hamilton/"Nuclear Reactor Analysis"/, John Wiley and Sons, 1976.
- [11] W. Wulff, H.S. Cheng, S.V. Lekcack, and A.N. Mallen /"The BWR Plant Analyzer / Plant Analyzer Development Group Department of Nuclear Energy Brookhaven National Laboratory August 1984.
- [12] P. Saha, N. Zuber./Point of Net Vapor Generation and Vapor Void Fraction in Subcooled Boiling./Proceedings of Fifth Int. Heat Transfer./1974.
- [13] P. Saha, B. S. Shiralkar, G. E. Dix./A Post Dryout Heat Transfer Model Based on Actual Vapor Generation Rate in Dispersed Droplet Regime./ASME 77-HT-80./1977.
- [14] Antonio Máximo Lozada, Gilberto Espinosa Paredes./ Optimización y Análisis de Ecuaciones Constitutivas./Reporte Interno. Actividad DMA.1.3./Instituto de Investigaciones Eléctricas./Julio de 1989.
- [15] General Electric Co./Final Safety Analysis Report. Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 and 2./Comisión Federal de Electricidad./Mexico City./1979.
- [16] Gilberto Espinosa Paredes, Antonio Máximo Lozada./Programación y Pruebas de Integración del Tráfico de Correlaciones de Transferencia de Calor./Instituto de Investigaciones Eléctricas. Reporte Interno DMA.1.3.1/Septiembre 1989.
- [17] American National Standard Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training./ANSI-3.5-1985.

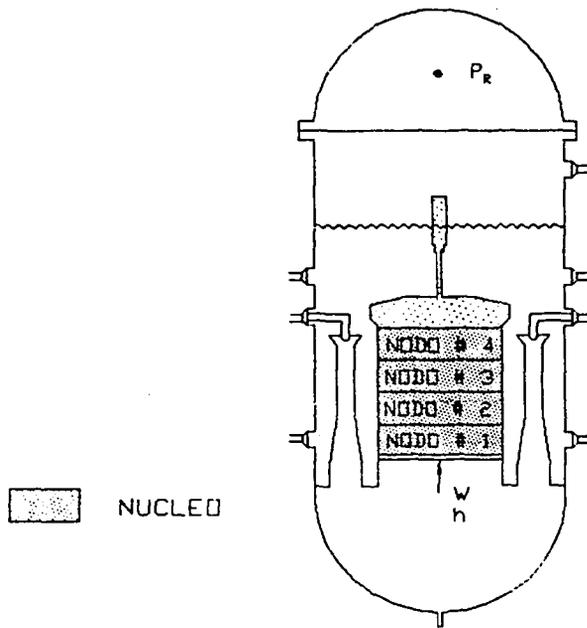


FIG.1 DIAGRAMA DE LA VASIJA DEL REACTOR BWR EN DONDE SE MUESTRA LA NODALIZACION AXIAL EN EL NUCLEO.

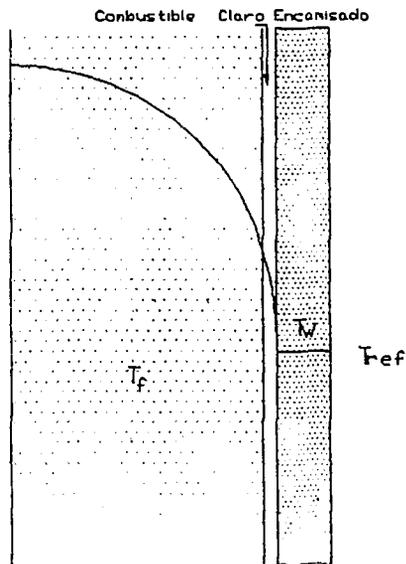


FIG.2 DIAGRAMA ESQUEMATICO DE UN ELEMENTO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

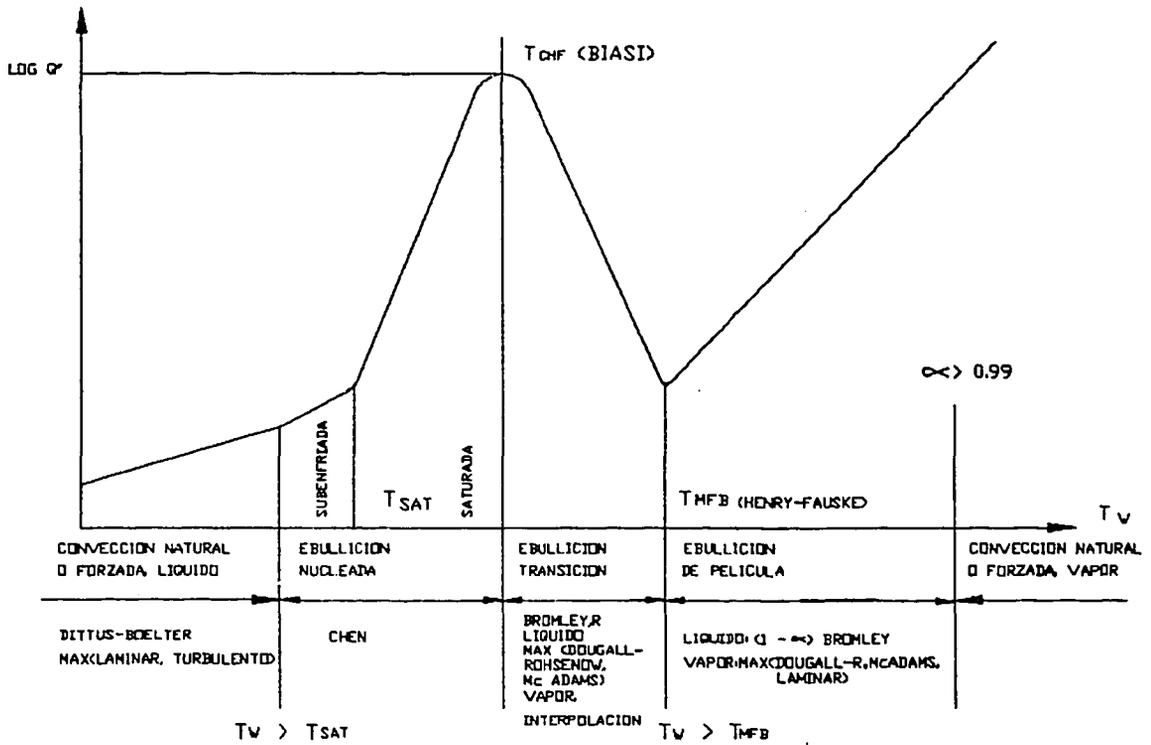


FIG.3 MODOS DE TRANSFERENCIA DE CALOR Y CORRELACIONES

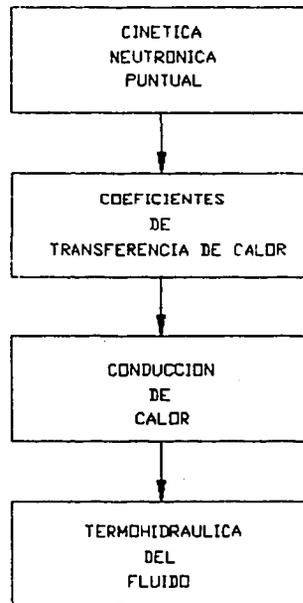


FIG.4 SECUENCIA DE SOLUCION.

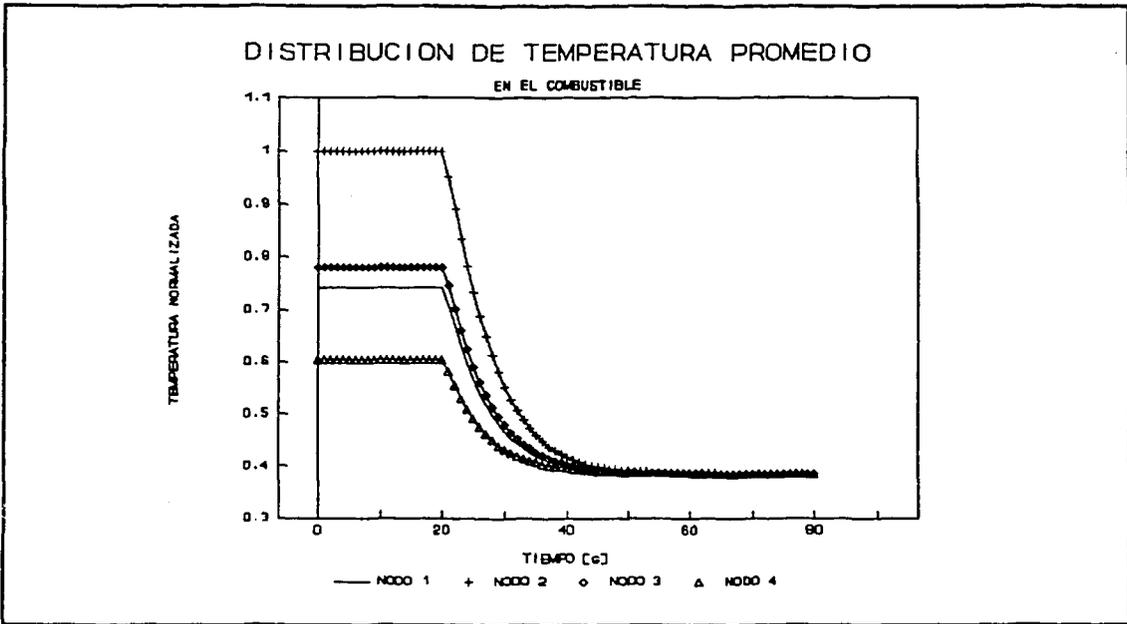


FIG.5 DISTRIBUCION DE TEMPERATURAS EN EL ENSAMBLE DE COMBUSTIBLE EQUIVALENTE ANTE UN SCRAM.

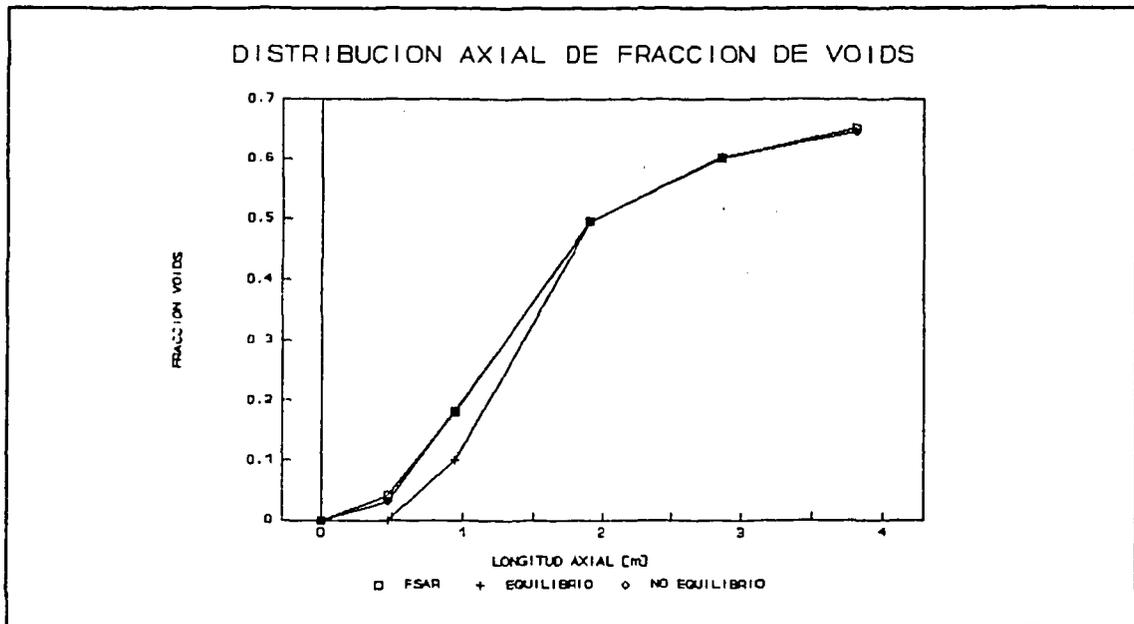


FIG.6 COMPARACION DE LA FRACCION DE HUECOS. 105% DE POTENCIA.

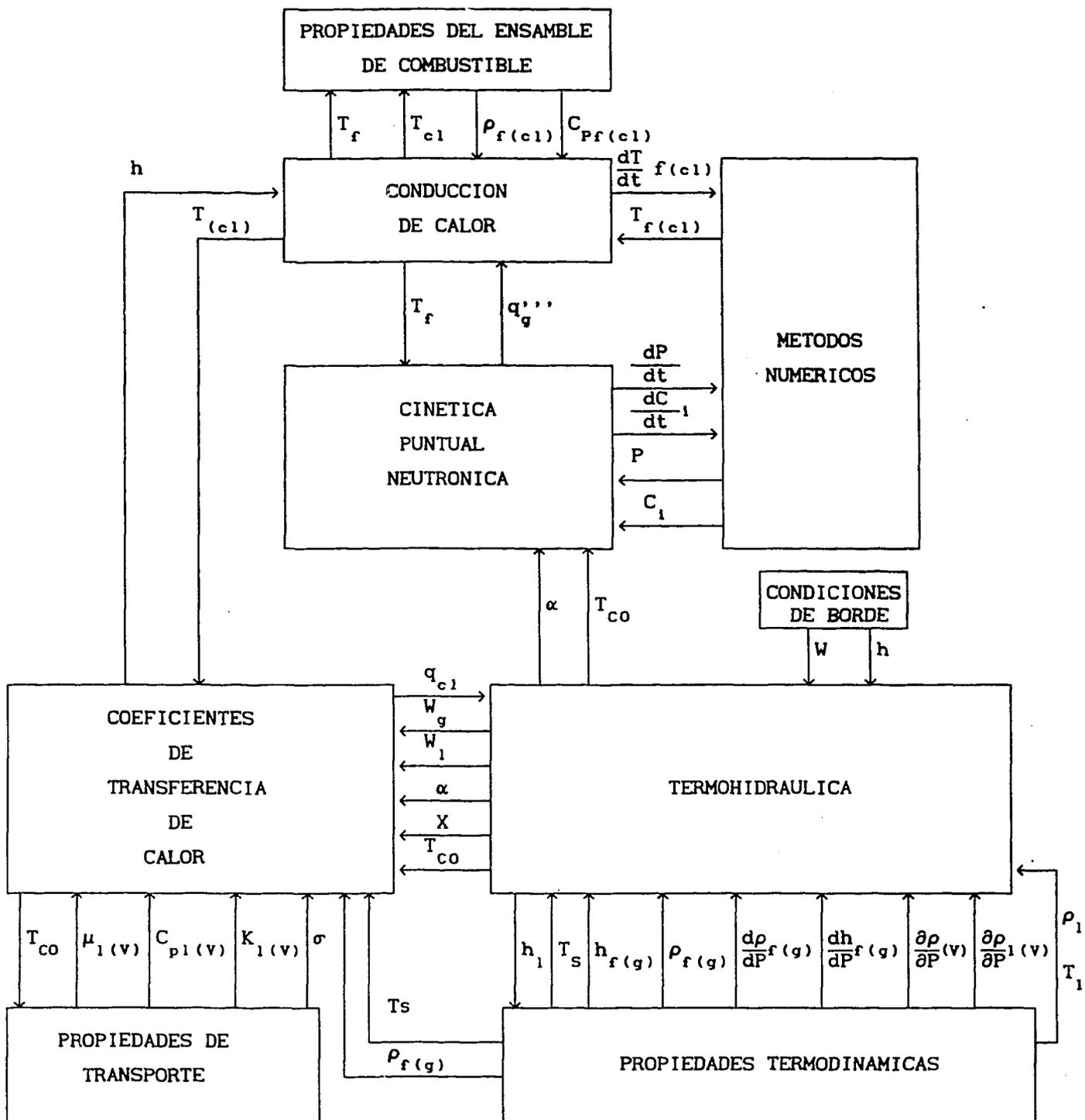


FIG. 7 DIAGRAMA DE INTERACCION

SIMULACION DEL SISTEMA DE TRATAMIENTO DE GASES DE DESECHOS RADIACTIVOS

**LETICIA LOPEZ ZAMORA
INSTITUTO DE INVESTIGACIONES ELECTRICAS
DEPTO. DE ENERGIA NUCLEAR
EDIFICIO 27 2º PISO
APARTADO POSTAL 475
CUERNAVACA, MOR., 62000**

RESUMEN

El Simulador de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde se desarrolló con la finalidad de poder dar adiestramiento a los operadores que laboran en dicha Central, por lo que los sistemas se modelan en base a consideraciones físicas empleando ecuaciones que satisfagan estas necesidades.

En este artículo se muestran algunas de las ecuaciones que se emplearon en el desarrollo del Sistema de Tratamiento de Desechos Radiactivos Gaseosos, se observa que dichas ecuaciones son de uso común, siendo únicamente necesario satisfacer los balances de materia, energía y momentum, para poder alcanzar las condiciones estables del sistema.

Se muestran algunas gráficas donde se observa el comportamiento de diferentes propiedades (ejemplo, temperatura, presión, volumen) desde el arranque de la planta hasta el 100% de carga o sea su máxima operación real.

INTRODUCCION

El Sistema de Tratamiento de Desechos Gaseosos (Off-Gas), forma parte del grupo de Sistemas de Tratamiento de Desechos Radiactivos de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde su objetivo es permitir el decaimiento de los productos radiactivos gaseosos extraídos del Condensador Principal antes de ser descargados a la atmósfera.

El Off-Gas minimiza y controla la liberación de gases radiactivos retardando el paso de los isótopos radiactivos lo suficiente para hacerlos decaer antes de descargarlos a la atmósfera. También recombina el hidrógeno radiolítico para reducir los riesgos potenciales de explosión.

Este sistema se concluyó partiendo de un modelo base elaborado por el Ing. Fernando Cervantes Espinoza, realizado en el Departamento de Simulación del Instituto de Investigaciones Eléctricas.

DESCRIPCION

Este sistema está constituido por dos lazos independientes, el cual se muestra en la Figura A, conteniendo cada una de ellos los siguientes elementos:

- Precalentador
- Condensador
- Secadores
- Máquinas de Refrigeración
- Preenfriadores

y por los siguientes elementos comunes, en donde la posibilidad de falla es despreciable:

- Tanque de Retención
- Absorbedores
- Recalentador
- Filtros

Por medio de eyectores se extraen los gases incondensables del Condensador Principal, tras un precalentamiento se introducen en el recombinador, con la finalidad de recombinar el Hidrógeno y Oxígeno radiolíticos formando vapor de agua. En el siguiente paso entran al condensador donde se separan los gases condensables y los incondensables se envían al tanque de retención, donde se produce el decaimiento de una parte de los productos radiactivos.

Los gases se pasan por un filtro de alta eficiencia disminuyendo su temperatura en el enfriador-condensador, pasando enseguida al separador de humedad.

Posteriormente los gases se envían a través de un secador, donde se elimina casi la cantidad total de humedad contenida en los gases, disminuyendo su punto de rocío, después de lo cual pasa por un preenfriador el cual reduce la temperatura de 255 °K antes de entrar a los absorbedores, en donde se absorben y retardan selectiva y dinámicamente los productos radiactivos del gas.

Después, los gases se calientan a la temperatura ambiente, para evitar condensaciones y se pasan a través de un nuevo filtro de partículas de alta eficiencia y se descargan al venteo principal de la Planta, donde se monitorea su actividad con la finalidad de conocer las condiciones de salida.

DESARROLLO DEL MODELO

El sistema consta básicamente de dos parte, la parte proceso y la parte lógica, ambas se rigen por tres normas principales:

- 1.- Modelado en base a principios físicos
- 2.- Precisión en resultados (NORMAS ANSI)
- 3.- Bajo tiempo de ejecución

Se aplican las siguientes consideraciones con la finalidad de simplificar el modelo:

1.- No ocurre condensación del lado gases en los precalentadores, dado que la condensación que puede ocurrir es muy pequeña, los gases de proceso siempre están a condiciones de saturación o sobrecalentamiento.

2.- Los disparos de alta presión en los condensadores de los ciclos de refrigeración sólo ocurren por pérdida del agua de enfriamiento.

3.- La temperatura del glicol en los tanques de enfriamiento se afecta principalmente por la temperatura del freón en los evaporadores. Esta temperatura determina la capacidad de enfriamiento del sistema y se condiciona a los estados de operación y no operación de las máquinas de refrigeración.

4.- Se supone un modelo de absorción dinámica en equilibrio, dado que éste resulta, el más conveniente por su simplicidad y representación física del fenómeno.

MODELADO

En la Figura B aparece un Diagrama de Solución, donde se muestra, el orden de solución de las diferentes partes que constituyen el sistema.

PRECALENTADORES

- Entalpía del vapor a la entrada de los Precalentadores

$$HV = \frac{HT Wg + Wvp Hvp + Wva \cdot Hva}{Wg}$$

- Presión de vapor en los Precalentadores [13]

$$\text{Si } Tm < 360^\circ K \quad Pv = -0.416797E7 + Tm[0.420915E5 + Tm(0.116156Tm - 0.143011E3)]$$

$$\text{Si } Tm > 360^\circ K \quad Pv = -0.374892E8 + Tm[0.304596E6 + Tm(0.769647Tm - 0.833496E3)]$$

- Balance de energía en los Precalentadores

$$Qg = UA (Tm - Teg)$$

$$Qv = Wvp Hvp + Wva Hva$$

$$Qamb = hc (Tm - Tamb)$$

donde:

$$UA = C \left(\frac{Weg}{0.95} \right)^3$$

$$\frac{dTm}{dt} = \frac{Qv - Qg - Qamb}{Cp_m Mm}$$

$$\frac{dTg}{dt} = \frac{Qg}{Cp_m Mm} + Teg$$

a continuación se muestran los valores de las constantes empleadas en este equipo:

CONSTANTE	VALOR	DESCRIPCION
C	900	Parámetro para el cálculo del coeficiente global de transferencia de calor
h_c	5	Coefficiente de transferencia de calor al ambiente
C_{p_m}	300	Capacidad calorífica del metal
M_m	300	Masa del metal

CONDENSADORES

- Flujo de condensado

$$W_c = \%H_2O \%Conv W_g W_{ec}/400.0$$

- Calor transferido

$$Q_{transf} = (W_{eg} - W_c) C_{p_g} (T_{eg} - T_{el}) + W_c C_{p_v} [(T_{eg} - T_{el}) + (H_v - H_{sat})]$$

- Temperatura de salida del Agua Refrigerante del Condensador

$$T_{sl} = \frac{Q_{transf}}{W_g C_{p_{ag}}} + T_{el}$$

a continuación se muestran los valores de las constantes empleadas en este equipo:

CONSTANTE	VALOR	DESCRIPCION
$\%Conv$	0.9954	Porcentaje de conversión de hidrógeno
C_{p_g}	1000	Capacidad calorífica del gas
C_{p_v}	2093	Capacidad calorífica del vapor
H_{sat}	420661.233	Entalpía de saturación de la mezcla de gases
$C_{p_{ag}}$	4186.6	Capacidad calorífica del agua

RECOMBINADORES

- Calor de Reacción

$$Q_{reac} = Wg \%H_2 \%Conv \Delta H_{RH}$$

- Calor de formación

$$Q_F = \%Conv Wg \%H_2 [(T_{ER} - T_R)Cp_v + H_{vs}] \frac{PM_V}{PM_H} - (T_{ER} - T_R) [Cp_H + 0.5 Cp_O \frac{PM_O}{PM_H}]$$

- Calor de Gases

$$Q_G = Wg Cp_g (T_{SR} - T_{ER})$$

- Calor perdido

$$Q_{amb} = h_c (T_m - T_{amb})$$

- Temperatura del metal

$$\frac{dT_m}{dt} = \frac{Q_{reac} - Q_p - Q_G - Q_{amb}}{Cp_m M_m}$$

a continuación se muestran los valores de las constantes empleadas en este equipo:

CONSTANTE	VALOR	DESCRIPCION
%Conv	0.9976	Porcentaje de conversión del hidrógeno
HRH	6.44E+8	Calor de reacción entre el hidrógeno y el oxígeno
TR	273.0	Temperatura de referencia
Cp _v	2093.0	Capacidad calorífica del vapor
Cp _H	12258.0	Capacidad calorífica del hidrógeno
Cp _O	1610.23131	Capacidad calorífica del oxígeno
Cp _m	502.4	Capacidad calorífica del metal
h _c	5.0	Coefficiente de transferencia de calor al ambiente
M _m	300.0	Masa del metal

MAQUINAS DE REFRIGERACION

$$\frac{dT_{GL}}{dt} = \frac{W_{GL} C_{p_{GL}} (T_{e_{GL}} - T_{GL}) + C (T_{amb} - T_{GL})}{C_{p_{GL}} M_{GL}}$$

a continuación se muestran los valores empleados para las constantes de este equipo:

CONSTANTE	VALOR	DESCRIPCION
$C_{p_{GL}}$	3060.55	Capacidad calorífica del glicol
C	185.8	Constante para el cálculo de la dinámica de temperaturas
M_{GL}	7500.0	Masa de agua en el condensador de las máquinas de refrigeración

El cálculo de Flujos y Presiones se rige por la siguiente ecuación:

$$W = K \Delta P \Sigma AP$$

donde:

$K = f(\text{Apertura de las válvulas, geometría, forma de conexión})$

RESULTADOS

Las Figuras 1, 2 y 3 muestran el comportamiento de temperaturas, flujos y presiones, durante el transitorio de arranque del sistema hasta obtener las condiciones de estado estable a 100% de carga, con los trenes de recombinación, secado, absorción y los sistemas de refrigeración en operación. Esta prueba es considerada como el transitorio crítico.

CONCLUSIONES

En las Figuras 1, 2 y 3 se muestran respectivamente el comportamiento de las temperaturas, flujos y presiones del sistema, desde la condición de arranque (0% de carga) hasta la condición máxima de operación (100% de carga), observándose que en todos los casos se alcanza el estado estable. Se muestran estos resultados en virtud de que para este Sistema en particular es una de las condiciones más importantes a satisfacer.

Los resultados que se obtienen se ajustan a los criterios establecidos de la Norma ANSI, la cual permite un 5% de desviación en las condiciones de estado estable y un 20% de desviación en las condiciones de transitorio.

El modelado tanto de la parte proceso como de la parte lógica resulta adecuado, pues se acopla correctamente a los diferentes sistemas con los que interacciona, lográndose la simulación en tiempo real.

Con todo lo anterior se logra crear un Sistema adecuado para poder emplearse en el entrenamiento de operadores de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde, garantizándose que se están reproduciendo todas y cada una de las acciones reales que se efectúan en la Planta.

NOMENCLATURA

LATINOS

AP	= Apertura de la válvula
C	= Constante
Conv	= Conversión
Cp	= Capacidad calorífica
H	= Entalpía
HT	= Entalpía de vaporización
H₂	= Hidrógeno
M	= Masa
P	= Presión
PM	= Peso Molecular
Q	= Calor
T	= Temperatura
UA	= Coeficiente Global de Transferencia
W	= Flujo

SUBINDICES

ag	= agua
amb	= ambiente
c	= condensado
eg	= gases de entrada
el	= líquido entrada
er	= entrada del refrigerante
g	= gases
GL	= glicol
m	= metal
R	= referencia
reac	= reacción
RH	= reacción del hidrógeno
sat	= saturación
sl	= líquido salida
sr	= salida del refrigerante
transf	= transferido
v	= vapor
va	= vapor auxiliar
vp	= vapor principal

BIBLIOGRAFIA

- 1.- EBASCO SERVICES INC., DIAGRAMAS 2001 NUMEROS: 1169, 1170, 1171, 1172, 1173, 1180, 1181, 1184, 1185, 1186, 1187, 2213, 2383, 2384, 2385, 2910, 2915, 2916, 2917, 2918, 2919, 2921, 2922, 2923, 2924, 2925, 2926, 2927, 2928, 2929, 2930, 2931, 2932, 2934, 2935, 2936, 2938, 2939, 2940, 2941, 2942, 2943, 2944, 2946, 2947, 2950, 2949, 2951, 2952, 2953, 2954, 2955, 2956, 2957, 2958, 2960, 2961, 2964, 2967, 2978, 2969, 3716, 3717, 3718, 3719, 3819, 3820, 4243, 4244, 4364, 4366, 4367, 4370, 4371, 4372, 4373, 4374, 4375.
- 2.- EBASCO SERVICES INC., FLOW DIAGRAMS NUMBER: M3088S4, M3107S6, M3107S7, M3107S8, M3106S3, M3071, M3066S1, M3067, M3106S2, M3095S2, M3063, M2072S1, M7025S1, M8156, M3061.
- 3.- EBASCO SERVICES INC., FLOW DIAG-OFF-GAS NUMBERS: CFE-5435-M3121S1, CFE-5435-M3121S2, CFE-5435-M3130S1, CFE-5435-M3130S2, CFE-5435-M3130S3, CFE-5435-M3130S4, CFE-5435-M3130S5, CFE-5435-M3130S6, CFE-5435-M3130S7, CFE-5435-M3130S8, CFE-5435-M3130S9, CFE-5435-M3130S10, CFE-5435-M3130S11, CFE-5435-M3130S12, CFE-5435-M3110S2, CFE-5435-M3111S1, CFE-5435-M3111S3, CFE-5435-M3113S1.
- 4.- EBASCO SERVICES INC., CATALOGUE, NUMBERS: CFE-5435-8-3001, 3002, 3003, 2300.
- 5.- EBASCO SERVICES INC., ELECTRICAL DIAG-OFF-GAS, CFE-5435-M6010S1, M6010S2.
- 6.- REPORTE FINAL DE ANALISIS DE SEGURIDAD (FSAR) SECCIONES: 10.4.2.2, 11.3.2
- 7.- ASHRAE HANDBOOK, "THERMODYNAMICS AND REFRIGERATION CYCLES", 1977 FUNDAMENTALS.
- 8.- FRANK É., "MODELING AND SIMULATION IN CHEMICAL ENGINEERING", WILEY INTERSCIENCE.
- 9.- AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, "AMERICAN NATIONAL STANDARD NUCLEAR POWER PLANT SIMULATORS FOR USE IN OPERATOR TRAINING", OCTOBER 25, 1985
- 10.- KENNETH WORK, "TERMODINAMICA", CUARTA EDICION, Mc GRAW HILL
- 11.- R. WARREN MARSH Y C. THOMAS OLIVO, "PRINCIPIOS DE LA REFRIGERACION", EDITORIAL DIANA
- 12.- DONNARD Q. KERN., "PROCESOS DE TRANSFERENCIA DE CALOR", C.E.C.S.A.
- 13.- GENERICO PROPIEDADES TERMODINAMICAS

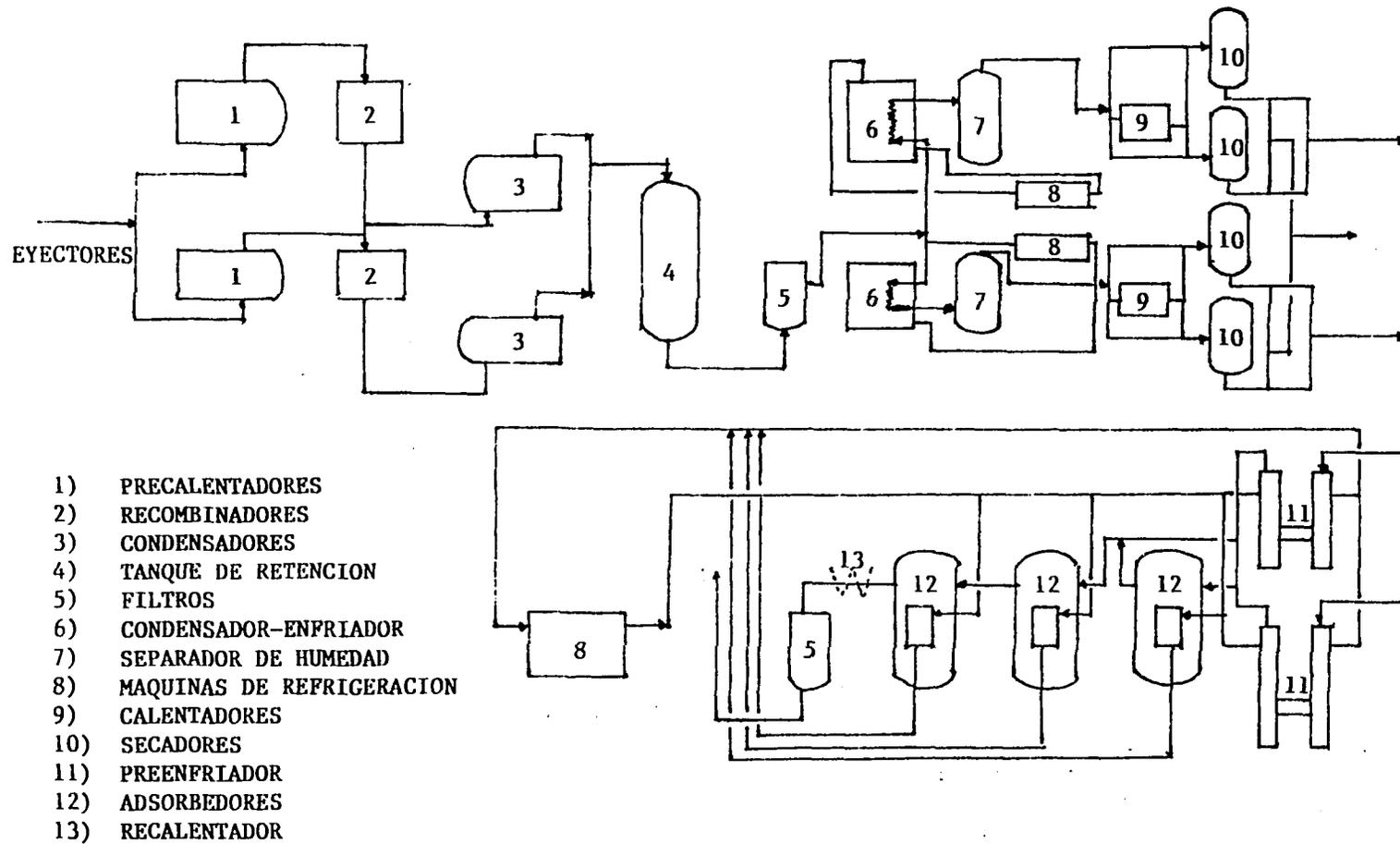


FIGURA A: DIAGRAMA DEL SISTEMA DE TRATAMIENTO DE DESECHOS RADIATIVOS GASEOSOS.

FIGURA B.- DIAGRAMA DE SOLUCION

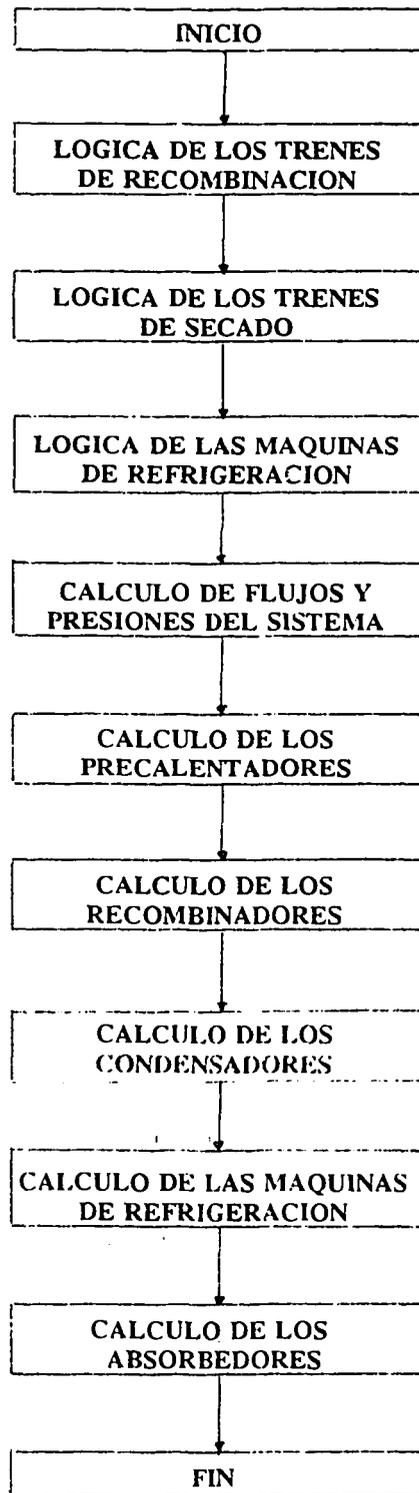


FIGURA 1: COMPORTAMIENTO DE LAS TEMPERATURAS DEL SISTEMA OFF-GAS DESDE LA CONDICION DE ARRANQUE HASTA 100% DE CARGA.

WM04G1	FLUJ MASICO GASES DEL	04/03	(C 9527)
03WM23FA	FLUJ MASICO GASES DEL	G1/HA	(C 9527)
03WM31FA	FLUJ MASICO GASES DEL	HA/CA	(C 9527)
WMCCA	FLUJ DE CONDENSADO EN	EL CA	(C 9137)
03WM25FA	FLUJ MASICO GASES DEL	CA/GE	(C 0390)
WMCO5A	FLUJ DE CONDENSADO EN	EL SA	(C 00041)
03WM55AA	FLUJ MASICO SAL DEL	SA	(C 0349)
03WM27FA	FLUJ MASICO VAP ENT	AL HA	(C 00041)
03MPICDE	FRACCION PESO VAPOR	SAL COND. CA	(C 01067)

WM04G1
03WM23FA
03WM31FA
WMCCA
03WM25FA
WMCO5A
03WM55AA
03WM27FA
03MPICDE

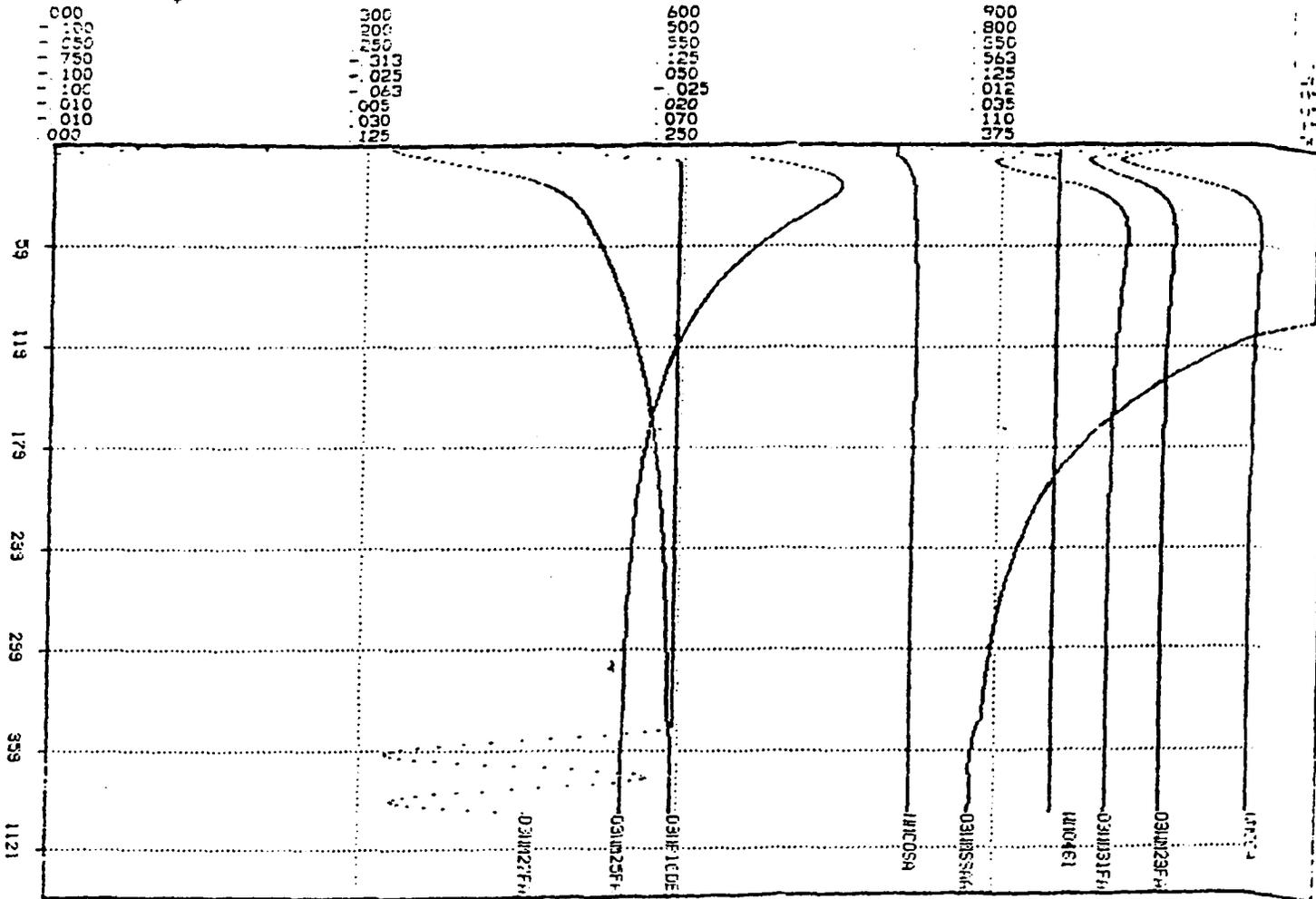


FIGURA 2: COMPORTAMIENTO DE LOS FLUJOS DEL SISTEMA OFF-GAS DESDE LA CONDICION DE ARRANQUE HASTA 100% DE CARGA.

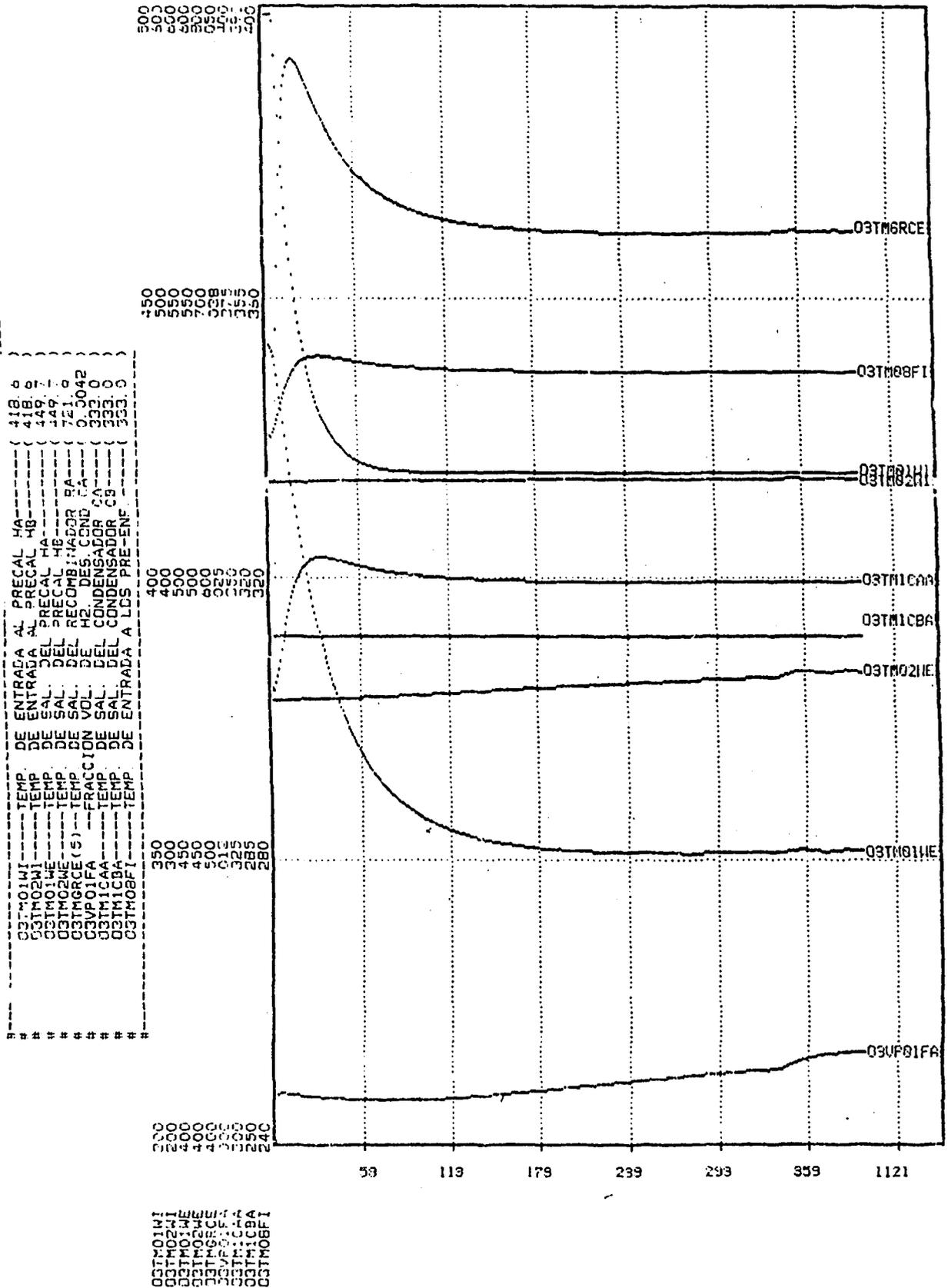
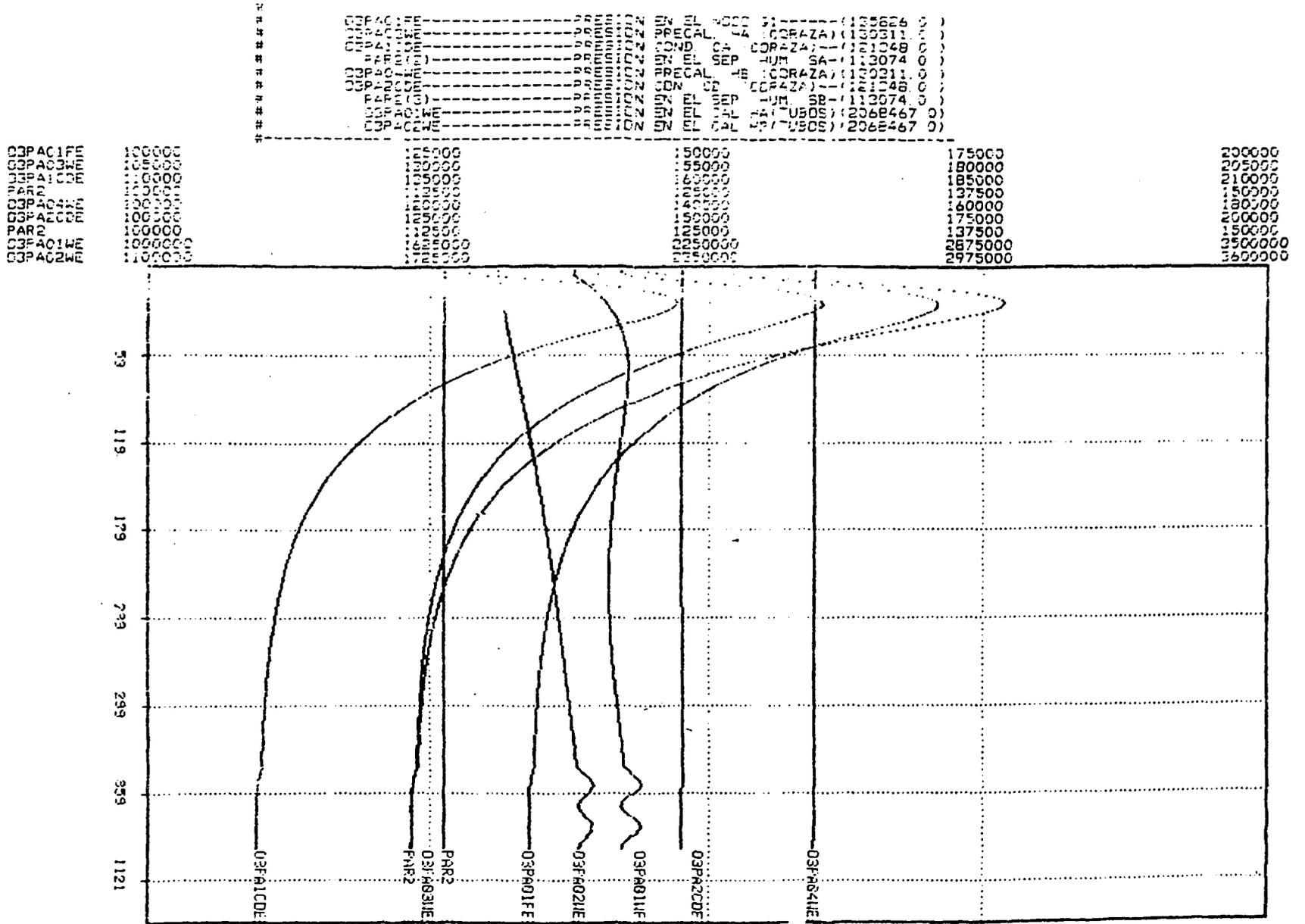


FIGURA 3: COMPORTAMIENTO DE LAS PRESIONES DEL SISTEMA OFF-GAS DESDE LA CONDICION DE ARRANQUE HASTA 100% DE CARGA.



OBJETIVOS Y ACCIONES DE LAS AUTORIDADES DE SALUD PUBLICA EN EL PERE.

Luis Herrera Valadez, María del Carmen Aguilar Pacheco. *

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Laboratorio de Vigilancia Radiológica Ambiental de la Gerencia de Seguridad.

* Secretaría de Salud.

km 36.5 carretera México - Toluca, Salazar Estado de México.

Resumen

Se discuten aquí acciones y objetivos que las autoridades de salud pública podrían plantearse ante una liberación incontrolada de material radiactivo. Los criterios sobre las acciones más convenientes a seguir están estableciéndose al asimilar la experiencia de Chernobil.

Enumeraremos problemas que, podrían surgir con las acciones previsibles para disminuir el detrimento a la población.

Ante la liberación incontrolada de material radiactivo en la central nucleoelectrica de Laguna Verde Veracruz, clasificada como Emergencia Radiológica Externa, el objetivo de estas autoridades sería reducir el efecto deletéreo a la salud de los habitantes en torno a la CNLV, debido al material radiactivo liberado al ambiente.

En consecuencia, es preciso llevar a cabo acciones de protección para la población directamente afectada por la irradiación externa, por la contaminación depositada sobre áreas habitadas, zonas de cultivo, de pastoreo, fabriles y granjas.

Las acciones Tempranas o Inmediatas son para limitar daños determinísticos a la población y dar asistencia a personas con radiolesiones.

Y las intermedias o de Recuperación son para mantener por abajo de un valor aceptable el riesgo a la población debido a efectos estocásticos de la radiación.

En la fases de recuperación el plan de control de agua y alimentos debe considerar ; alimentos destinados al autoconsumo en la región afectada por la liberación y alimentos procesados para la venta o exportación.

Discutiremos el escenario en una fase mediata tras la evacuación de la población.

Las tareas generales podrían ser:

1. Acciones para impedir la propagación de la contaminación.
2. Muestreo de aguas y alimentos, ubicación y cuantificación de la contaminación. Y de calidad de aceptación en alimentos elaborados.
3. Salvaguardia del material y áreas contaminadas.
4. Elección de las acciones a seguir en función de los niveles de referencia y la comparación del riesgo de diferentes alternativas.

1. INTRODUCCION

Una de las metas generales de las autoridades de salud pública es la preservación y mejoría de la salud de los habitantes del país. Entonces ante un incidente de liberación incontrolada de material radiactivo en la central nucleoelectrica de Laguna Verde Veracruz, clasificado como Emergencia Radiológica Externa, el objetivo de estas autoridades sería reducir el efecto deletéreo a la salud de los habitantes en torno a la CNLV, debido al material radiactivo liberado al ambiente.

En consecuencia es preciso llevar a cabo acciones de protección para la población directamente afectada por la irradiación externa y por la contaminación depositada sobre áreas habitadas, zonas de cultivo, de pastoreo, fabriles y granjas.

Aquí enumeraremos algunos problemas que podrían surgir al ejecutar las acciones previsibles para disminuir el detrimento a la población en estas circunstancias.

2. SECUENCIA DE LAS ACCIONES.

Las acciones según orden cronológico se pueden agrupar en:

1. Inmediatas.-para limitar daños determinísticos a la población y dar asistencia a personas con radiolesiones.
2. Mediatas.-para mantener por abajo de un valor aceptable el riesgo a la población debido a efectos estocásticos de la radiación.

2.1 Acciones Inmediatas

Las acciones inmediatas incluirían el refugio, la evacuación de la población afectada en condiciones sanitarias adecuadas (1), el suministro de profilácticos como el yodo estable y la atención inmediata a individuos con radiolesiones y crisis nerviosas. También se consideraría el control de agua y alimentos que incluiría el veto al consumo de estos por la población a la par que se suministrarían sustitutos alimenticios nutricionalmente balanceados.

2.2 Acciones Mediatas

Las acciones mediatas tratarían de disminuir los efectos estocásticos impidiendo la inhalación (1) y la ingestión de material radiactivo.

El riesgo asociado a la inhalación de material radiactivo procedente de la pluma solo sería significativo si la liberación durase mucho tiempo, en general este se debería a resuspensión del material depositado en suelo (1).

Acciones mitigadoras sobre el ambiente serían por ejemplo el uso de núcleos de condensación, fijadores, floculadores e impermeabilizantes para impedir la penetración del material radiactivo al interior del suelo y restarle movilidad al aumentar los tamaños de partículas, impidiendo así también su absorción por las plantas. Y otras medidas agrotécnicas (2).

La ingestión de material radiactivo procedente de la liberación, por el grupo crítico de la población puede reducirse mediante el control del consumo de agua y alimentos.

3. LA PLANEACION DEL CONTROL DE AGUA Y ALIMENTOS.

En la fase mediata el plan de control de agua y alimentos debe considerar dos ámbitos.

3.1. Alimentos destinados al autoconsumo en la región afectada por la liberación.

3.2. Alimentos a ser procesados para su venta y exportación.

3.1.1. Alimentos Destinados para Autoconsumo.

En el caso de alimentos que se producen y consumen en la localidad afectada por la liberación, la decisión procedente estaría basada en datos previos tales como usos del suelo y del agua, composición y distribución de la dieta. También en información acumulada de reportes de monitoreo ambiental antes y durante la emergencia así como en las proyecciones de dosis y en el muestreo desde fases tempranas de la emergencia.

Ubicados del modo más exacto y exhaustivo posible los elementos de la cadena trófica como plantas, animales terrestres y acuáticos con repercusión en la dosis por ingesta humana. Y conocidas las áreas geográficas con depositación de material radiactivo y el tiempo transcurrido desde la liberación. Se deberá considerar la supresión, la sustitución, la disminución, adaptación o transformación de alimentos para la población crítica, con especial atención a los alimentos que más contribuyen a la dosis particularmente en niños e infantes.

3.2.1 Alimentos a ser procesados para venta y exportación.

Localizadas y cuantificadas las contribuciones a la dosis colectiva de los elementos de la cadena trófica, y siempre que el nivel de contaminación esperado en cada caso lo permita. Lo siguiente es implantar un plan de muestreo de aceptación (3), también previa localización de centros de acopio de alimentos para las procesadoras y a las mismas procesadoras.

El plan de muestreo de aceptación deberá considerar los criterios de aceptación tales como tipo de defectuosidad (grado de contaminación, tamaño de muestra, nivel de rechazo(3)(4), sorteo, mezclado, muestreo de materia prima y de producto terminado.

4. CRITERIOS PARA LA TOMA DE DECISIONES.

A pesar de ser relativamente poca la experiencia que se tiene en materia de catástrofes de liberación de material radiactivo con impacto a la población y el ambiente; a nivel internacional(5), se han definido criterios de intervención que podrían resumirse en términos de limitar el riesgo estocástico, evitar al máximo el riesgo determinístico, procurando que las medidas de intervención no introduzcan riesgos o detrimentos adicionales de otra naturaleza, de modo que incluso produzcan un beneficio neto positivo a los afectados. Y la dosis colectiva para la población expuesta se reduzca al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse para limitar el número total de efectos estocásticos.

A diferencia de prácticas normales con fuentes radiactivas solo se aplican los principios siguientes:

Justificación: se establecen rangos de niveles de dosis de referencia con valores debajo de los cuales no se justifica ninguna contramedida y si son excedidos en la parte superior del rango, es imperativo actuar.

Optimización : Se hace un balance incluyendo los daños adicionales por contramedidas, optimizando escala y duración; de modo que se logren mejorías hasta tener beneficios netos positivos.

No se recomienda por el Comité Internacional de Protección Radiológica (ICRP) en su publicación 40 ningún límite de dosis para la toma de decisiones.

Las acciones mediatas para su ejecución requieren de subplanes previamente elaborados, a un nivel de detalle tal que permitan tener flexibilidad y ante situaciones imprevisibles seguir los criterios del ICRP.

En el escenario de una fase mediata tras la evacuación de la población se tendrían que tomar decisiones en el siguiente orden para proceder a la recuperación:

4. 1. Análisis de los factores que contribuyen a la dosis externa por vivir sobre suelo contaminado. Y de de los factores que contribuyen a la la dosis interna por inhalación de material radiactivo de resuspensión y por ingestión de alimentos producidos en la zona contaminada.
- 4.2. Determinación del compromiso de dosis colectiva por esta causa, el riesgo de cánceres leucemia fatales y efectos genéticos en la población afectada, propagación de contaminación fuera del área, más riesgos adicionales que son resultado de vivir en un ambiente contaminado.
- 4.3. La comparación de la dosis total esperada con el rango de niveles de dosis de intervención preestablecidos y selección de acciones de protección viables en esta fase de la emergencia

Al considerarse apropiadas una serie de contramedidas se implantan según plan general y conforme a criterios de ICRP.

Ejemplos de contramedidas de esta clase serían: descontaminación optimizada de poblaciones, zonas fabriles, campos de cultivo, granjas y otros lugares para permitir su uso y ocupación por los habitantes.

Si los niveles de riesgo para la población por la dosis de radiación y por las acciones de intervención tienen un índice de riesgo (6) comparable al del funcionamiento de otras industrias y actividades en la zona y si además las acciones correctoras aportan soluciones a problemas de calidad de vida en la región.

Por ejemplo saneamiento ambiental, creación de infraestructura, mejoras a los cultivos, mejoras a servicios urbanos, de comunicación, sanidad, medicina preventiva y asistencial, tales que reduzcan el índice de riesgo de esas otras industrias y actividades a un valor menor que el que se tenía antes de la liberación. Entonces prodría permitirse la ocupación de la zona.

Debe considerarse sin embargo que mejorías notables a la calidad de vida de estas poblaciones podrían estimular un aumento del número de habitantes y por tanto de la dosis colectiva, tal vez debiera desalentarse el número de nuevos asentamientos humanos en la zona.

O en caso contrario; condenar tierras de labor, clausurar edificios, evacuar por tiempo indefinido la población y prohibir o limitar el acceso a las zonas contaminadas.

5. TAREAS DEL ORGANISMO DE SALUD PUBLICA

De lo visto anteriormente se pueden agrupar las tareas de la siguiente forma:

- 5.1. Acciones para impedir la propagación del riesgo (contención de la contaminación).
- 5.2. Muestreo de Campo para aguas y alimentos, ubicación y cuantificación de la contaminación. Y muestreo de calidad de aceptación en alimentos elaborados.
- 5.3. Salvaguardia del material y áreas contaminadas mediante control de acceso.
- 5.4. Decisión de las acciones a seguir en función de los niveles de referencia y la comparación del riesgo de diferentes alternativas.

5.1. Acciones Para Impedir la Propagación de la Contaminación.

Una condición importante para impedir desde los primeros momentos, que la contaminación se extienda sin restricción es localizar los puntos de máxima depositación potencial, lo que en parte puede lograrse teniendo en cuenta las predicciones obtenidas con modelos teóricos (proyección de dosis), la estadística de la región, los reportes meteorológicos de la zona en el momento de la liberación, al paso de la pluma y el monitoreo ambiental.

Como las variaciones de clima pueden crear en pocas horas(7) otros puntos de depositación importante en lugares distantes entre sí, aún con escasa información, es necesario que se tomen decisiones urgentes, a pesar del riesgo de que fácilmente la demanda de recursos para tomar acciones exeda con mucho, posibilidades reales.

Las acciones para impedir la propagación de la contaminación tratarían de restarle movilidad a los radioyodos, radiocesios, radioestroncio y plutonio. Tanto sobre vías y cuerpos superficiales de agua como sobre suelo y zonas urbanizadas.

5.1.2 Cuerpos Superficiales de Agua.

Una vez localizado un área de depositación y evaluado su nivel de contaminación, se intentaría por métodos mecánicos y químicos retener los radionúclidos insolubles en represas, disminuyendo la turbulencia y velocidad del caudal si se trata de ríos. Y fijando con secuestrantes, floculadores y precipitadores los solubles. Esta medida puede ser impracticable con grandes caudales turbulentos. Están aún en desarrollo estas técnicas.

Ademas las sustancias químicas pudieran obligar un compromiso entre el volumen necesario para acción eficaz y la tolerancia de incorporación de sustancias extrañas al ambiente.

La evaluación de cesio, estroncio y plutonio pueden tener errores en la etapa temprana por sus características de decaimiento e inducir subestimaciones.

Desde luego en ausencia de datos, es obligado el veto a la ingestión de agua procedente de estas fuentes, e incluso cabría la prohibición de uso de esta agua para otros fines, para evitar así redistribución de contaminación con acceso rápido a los mantos freáticos.

Para la contaminación marina lo procedente es el veto a la pesca de especies marinas de alto consumo humano, obtenidas en lugares donde se presuma o se verifiquen mediante muestreo niveles de contaminación muy superiores al rango de niveles de intervención, considerando sin embargo la gran capacidad de dilución del agua de mar. Pero son especialmente importantes los bioconcentradores como camarones y ostras.

5.1.3 Contaminación del Suelo.(medidas agrotécnicas)

La acción de fijadores químicos o secuestrantes, floculadores, para precipitar coloides y aerosoles, aglomerantes del polvo en base a polímeros, pueden tener utilidad limitada para detener la migración de radionúclidos pero siempre en función de la composición química del suelo y otros parámetros como consistencia física, humedad, PH, temperatura, etc. Por ello su uso no puede considerarse de utilidad general. Sin embargo serían útiles en zonas urbanas por ejemplo en limpieza de edificios.

La práctica de roturar los suelos de sembradio si bien disminuye el riesgo de resuspensión porque sepulta con tierra no contaminada la contaminación de la superficie, puede facilitar el paso de los contaminantes a mantos freáticos.

Otra práctica de utilidad limitada es levantar la cosecha en sembradíos prematuramente. De modo que se recolecte buena parte del contaminante retenido en la superficie de las hojas. Esta acción condiciona su eficacia a que se aplique en fases tempranas y que no se tenga precipitación pluvial importante, pero entraña riesgo de inhalación por resuspensión.

El lavado con agua podría ser indicado en suelos arcillosos que tengan un índice de retención elevado para fijar el estroncio, el cesio o el plutonio. Pero en suelos con declive y de cierta dureza se requiere recolectar el agua residual.

La remoción física de capas de suelo de 5 a 10 cm de espesor se puede complementar con el uso de fijadores y aglomerantes, incluso de agua. Pero debe considerarse el riesgo de resuspensión durante la operación. Y plantea el manejo de grandes volúmenes de tierra contaminada, con altos costos, y posiblemente altos índices de exposición.

El uso masivo del concreto o de asfalto para pavimentar, tendría cierta utilidad en zona urbana o habitacional pero en campos de cultivo, las limitaciones de uso podrían ser mayores.

5.2. Muestreo de Campo, para agua, alimentos y de calidad de aceptación en alimentos elaborados.

La obtención de muestras representativas del grado de contaminación de alimentos como plantas, frutos, animales y de agua incluso la no potable, es vital para la evaluación de la dosis colectiva y poder tomar decisiones sobre esta base. Por ello el diseño de un plan previo de muestreo de campo es imperioso.

Dados previamente los niveles de intervención derivados, se pueden calcular los tamaños de muestra de cada tipo que se requieran, pero la distribución estadística de la contaminación en huertos, sembradíos o granjas no necesariamente es normal pudiendo presentarse como en algunos casos distribuciones log-normal(8), o de otro tipo lo que plantea necesidad de cautela con las interpretaciones de datos e incluso usar modelos de transferencia al ambiente que no son sencillos. Por lo inhomogéneo del ambiente.

Por otra parte tamaños grandes de muestra, o muchas muestras, entraña riesgos de manejo y control inclusive para el laboratorio de conteo, p.ej. Si los volúmenes de desechos son grandes y las mallas del plano de muestreo sistemático tienen retícula muy cerrada. Esto puede demandar un rápido aumento de la cantidad de recursos para llevar a cabo el muestreo y aumentar la dosis para las brigadas de intervención.

Muestreo de Calidad de Aceptación en Alimentos para Venta y Exportación.

El muestreo de calidad de aceptación es una alternativa viable y probada para el muestreo de alimentos procesados para venta y exportación, pero tiene también los problemas intrínsecos de ese tipo de muestreo agravados por las complicaciones de manejo de material sospechoso de contaminación en los que el factor humano puede ser preponderante.

Particularmente importante al elaborar el plan de muestreo es la curva de operación. A fin de disminuir errores tipo II y consecuentemente detrimento a población consumidora. Además de que los valores de la constante α que expresa el costo asignado por cada país a la unidad de dosis equivalente colectiva expresada en dólares por hombre-Sievert, no es la misma para cada país lo que plantea desventajas al intercambiar productos alimenticios con cierto nivel de contaminación.

5.3. Salvaguardia del material y áreas contaminadas (control de acceso).

Tras evacuar zonas urbanas y rurales es necesario ejercer un control de acceso a estas zonas para prevenir intromisiones, saqueos, y lo más importante desde el punto de vista de salud pública; evitar dosis colectivas mayores por la dispersión de la contaminación principalmente por alimentos o productos alimenticios y distribuidos en los mercados locales o incluso a grandes distancias del sitio contaminado.

Esto plantea problemas, de índole social, de solución mucho más compleja que la aplicación de medidas como el acordonamiento sanitario, el levantamiento de cosechas, el decomiso, el almacenamiento temporal, el tratamiento y la destrucción de animales y cosechas. El volumen de material decomisado puede ser considerable así como la cantidad de recursos materiales y humanos que involucre. Con las correspondientes dosis a las unidades de intervención principalmente por el manejo de materiales sumamente contaminados. Y los altos costos de la operación.

5.4. Decisión de las acciones a seguir en función de los niveles de referencia y la comparación del riesgo de diferentes alternativas.

Por lo complejo y delicado de las repercusiones sociales, lo alto de los costos y la posibilidad de que estos crezcan demasidado aprisa en el desarrollo de la emergencia e incluso hagan irrelevantes los beneficios de evitar ciertas dosis de radiación, se plantea la necesidad de que hasta donde sea posible se elabore y revise continuamente un plan de acciones optimizado, en situación extrema.

Considerando todos estos factores en un exhaustivo análisis previo al fijar un plan de acción. Tomando en cuenta los Criterios planteados por el ICRP publicación 37 y 55.(9)(10)

En las fases media y tardía; una vez evacuada la población, definido con suficiente detalle el patrón de contaminación sobre sectores geográficos, determinadas las tasas de exposición sobre el suelo, niveles de contaminación de agua, suelo, plantas, frutos y animales comestibles y conocida su contribución a la dosis colectiva comprometida.

Se usarían valores de referencia para la toma de decisiones y ponderar si las dosis están en el rango de valores aceptados y si el riesgo que la población tiene por este concepto es menor que el beneficio neto por volver a habitar la zona. Se puede permitir entonces el retorno de la población.

Respecto de las medidas de intervención post accidentes los criterios de la Comisión Internacional de Protección Radiológica son actualmente los siguientes:

" Las contramedidas forman un programa de intervención el cual siempre tiene algunas desventajas, y debe justificarse en un sentido tal que debe producir mas bien que riesgos. De tal manera que, la escala y duración sean optimizados para el máximo beneficio neto.

El uso de límites de dosis, o cualquier otro límite predeterminado, como bases para decidir la intervención pudieran incluir medidas desproporcinadas a los beneficios obtenidos y en conflicto con el principio de justificación.

La Comisión entonces recomienda no aplicar límites de dosis para decisiones en cuanto a la necesidad de, o el alcance de la intervención.

Sin embargo, en un nivel de dosis, que se aproxime a aquel que pueda causar efectos determinísticos, sería imperiosa alguna clase de intervención."

6. CONCLUSIONES

Las acciones aquí discutidas son sólo algunas de las posibles. De modo que se trata de planteamientos de problemas a los cuales actualmente no hay solución total o no se ha establecido. En congruencia con las recomendaciones de ICRP se requiere un trabajo sustancial en modelos económicos y previsión de accidentes para esas evaluaciones.

Las autoridades nacionales y locales en materia de salud pública en consecuencia podrían iniciar programas de investigación sobre el medio para contar con datos preliminares indispensables en la toma de decisiones en las fases la emergencia.

De lo discutido aquí es evidente la necesidad de investigación para obtener, por ejemplo, la siguiente información:

- 6.1. Validación de los modelos de dispersión atmosférica local. Y reconocimiento de los patrones más contrastantes de dispersión.
- 6.2. Se requiere investigación previa sobre la eficiencia real de diferentes medios mecánicos, químicos y de otra clase para restar movilidad y confinar el material radiactivo en suelos y en medios acuáticos del sitio.
- 6.3. El muestreo de campo durante la emergencia requiere de planes detallados que especifiquen momentos y lugares de muestreo alternativos a los puntos de monitoreo en operación normal.
- 6.4. El plan de muestreo deberá ser optimizado considerando también el volumen y calidad de recursos necesarios.

Julio de 1991.

REFERENCIAS

1. "Protection of Public in the Event of Major Radiation Accidents: Principles of planning." ICRP Publication 40, Annals of the ICRP Statement of 1984, Stockholm Meeting of the ICRP. Pergamon Press, Oxford - New York (1984).
2. "Summary Report on the Post Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident" Safety Series No. 75-INSAG, IAEA VIENNA, 1986.
3. "Quality Control Handbook. J.M. Juran, third ed., chapter 6-1, 12-1, 24-3. Mc Graw-Hill Book Company. N.Y.
4. "Control Total de Calidad (Avanzado) Parte II Napoleón Serna S, J.Luis Velasco F., Juan J. Hurtado M., Manuel Nuñez M.
5. "Intervención para la Protección de la Población tras un accidente Nuclear", Control de la distribución y el consumo de alimentos contaminados, por B.W. Emmerson. OIEA Boletín vol 30, No. 3 -Viena, Austria 1988, pp.14.
6. "Quantitative Basis for Developing a Unified Index of Harm. " ICRP Publication 45, Annals of ICRP. Pergamon Press, Oxford, New York. 1985.
7. "Radiological Assesment. A Text book on Enviromental Dose Analysis" NUREG /CR-3332 ORNL - 5968. PP. 2-13.
8. "Statistical Design and Analysis in the Clean up of the Enviromental Radionuclide Contamination " by Madaline Grace Barnes.
9. "Cost Benefit Analysis on Optimization of Radiation Protection" ICRP Publication 37, Annals of ICRP. Pergamon Press, Oxford, New York. Vol 10 No.2/3 1983.
10. "Optimization and Decision Making in Radiological Protection " ICRP Publication 55. Pergamon Press, Oxford, New York. Vol.20 No.1 1989.

Martes 19
SESION VIII
Sala 1

URANIO: FUENTE INAGOTABLE DE ENERGIA

Juan Manuel Figueroa Estrada*
 Laboratorio de Metrología, Edificio de Física Avanzada
 Escuela Superior de Física y Matemáticas
 INSTITUTO POLITECNICO NACIONAL
 07738 México D. F.

RESUMEN

Existen dos fuentes de preocupación social en cuanto al uso de energía se refiere, a saber: la primera, es la disponibilidad de energéticos para el futuro cercano, en términos de que la principal fuente de recursos energéticos en la actualidad, el petróleo, tiene un límite previsible y la otra los posibles efectos negativos que el uso de los combustibles fósiles, entre ellos el carbón, pueden tener sobre el medio ambiente, la ecología y las condiciones de vida del ser humano en general. Estas dos preocupaciones nos llevaron a considerar la disponibilidad del Uranio, como una fuente energética alternativa para el futuro de la humanidad, considerando su impacto ecológico menor, por ser controlado. En este estudio se revisan los resultados de varias investigaciones en torno a la abundancia, contenido energético, costos de extracción y uso apropiado del uranio existente en la corteza terrestre y se determina el período de tiempo que puede ser utilizado este combustible como fuente de energía para satisfacer la demanda de una población creciente de seres humanos sobre la tierra. Se concluye que la utilización de este combustible en los reactores llamados de cría podría satisfacer la demanda de energía para la humanidad entera por un período de tiempo comparable al que le resta al sol de vida como estrella amarilla.

INTRODUCCION

La demanda y el consumo de energía ha ido en aumento con el desarrollo social y el incremento de la población, las fuentes de donde la humanidad se ha aprovisionado de tal recurso han variado en el transcurso de la historia social del hombre y reflejan el grado de desarrollo tecnológico alcanzado. Desde los tiempos prehistóricos, desde la aparición del hombre y sus primeras organizaciones sociales hasta bien entrado el siglo pasado, precisamente hasta 1880, la fuente principal de energía para el ser humano fue la madera, un recurso natural limitado, bajo en contenido energético y cuyo consumo immoderado acarrea fuertes repercusiones negativas sobre el medio ambiente.

A partir de 1880, el consumo de carbón mineral, ampliamente utilizado en la Revolución Industrial de los países de Europa Occidental, sobrepasa a la madera como fuente principal de energía, sin que el consumo de esta última disminuya por varias décadas. El consumo de carbón como elemento energético ha ido en constante aumento desde entonces hasta nuestros días, a partir de 1960 la mayor fuente de energía es el petróleo y en este siglo se desarrollan otras fuentes como el gas natural, la energía hidroeléctrica y recientemente la energía nuclear. En la Figura N° 1 se establece el consumo histórico (en exajoules, EJ, 10^{18} joules) mundial de energía [1].

En la figura N° 1 se puede apreciar con claridad la tendencia histórica de incremento creciente en la demanda de energía, durante los últimos 130 años. No hay evidencias de que esta tendencia vaya a tener un cambio sustancial, a corto o mediano plazo, sobre todo por que aún existe una inequitativa distribución en el uso de la energía entre los diferentes países del mundo. La tabla I muestra

* Becario COFAA-IPN

dos posibles escenarios para el consumo de energía para el año 2000 y 2030, de acuerdo a proyecciones hechas por el Instituto Internacional para el Análisis de Sistemas Aplicados (IIASA) con sede en Laxenburg, cerca de Viena, Austria [1]. Los dos posibles escenarios están basados en dos posibilidades para el crecimiento del Producto Económico Bruto (PEB) mundial, uno "bajo" que supone un crecimiento anual del PEB del 2.4% y otro "alto" que presupone un crecimiento anual del 3.4% para el PEB.

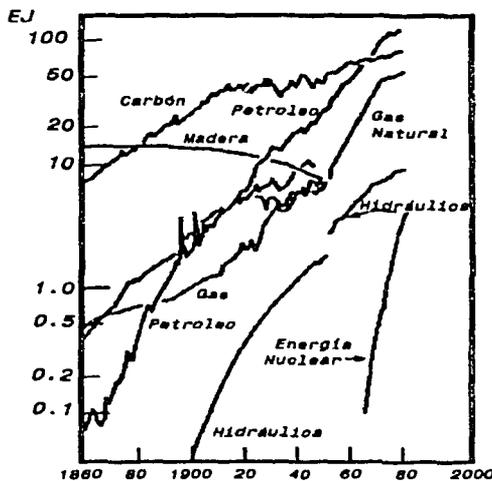


Figura N° 1. Consumo histórico mundial de energía. ver referencia [1], pag. 193.

Da la tabla I se desprende que el crecimiento en la demanda de energía en los países de América Latina, es en cualquiera de las dos proyecciones muy alto, consecuentemente tenemos la obligación de encontrar fuentes disponibles de energía que contribuyan a satisfacer esta demanda creciente sin desgastar nuestros recursos de energéticos de origen no renovable, como los combustibles de origen fósil, y con una incidencia de bajo perfil en el medio ambiente. Desde nuestro punto de vista la única fuente que razonablemente puede satisfacer esta demanda creciente en el consumo, cumpliendo con las anteriores restricciones, es la generación por medios nucleares de energía eléctrica. Por ello en el presente trabajo se presentan los resultados especulativos, resultado de una revisión bibliográfica del tema, partiendo del trabajo desarrollado por otros autores [2,3] sobre la disponibilidad del uranio y su racional utilización como fuente energética para satisfacer las demandas crecientes en el consumo.

ABUNDANCIA DEL URANIO:

El Uranio es un elemento relativamente abundante

en la corteza terrestre. Los geólogos consideran que ésta es la porción sólida del globo terráqueo con una profundidad de 15 km, tiene en promedio una densidad de Uranio de 2.7 ppm = 2.7×10^{-6} en masa.

Por consiguiente el contenido total de Uranio en ella se calcula en:

$$6.5 \times 10^{13} \text{ Ton.}$$

Por otra parte, en los Océanos, la densidad del Uranio es de 3.3×10^{-9} en peso, lo que representa un contenido total de:

$$4.6 \times 10^{10} \text{ Ton.}$$

dado que la masa de los océanos se estima en 1.4×10^{18} Tons.

COSTO DE EXTRACCION Y RESERVAS:

En la actualidad el costo de extracción y purificación del Uranio es de 80 Dlls/kg. por lo que las reservas mundiales disponibles, a ese costo de extracción, son apenas algunos miles de toneladas. Con la tecnología de generación de energía nuclear disponible, esta cantidad de uranio sería suficiente para alimentar:

A) por algunas decenas de años a los LWR's en funcionamiento.

B) ó por alrededor de 1000 años, incluyendo el aumento en la demanda, a los Reactores de Crfa.

Sin embargo, si se permite que el costo de extracción y refinamiento del Uranio sea mayor, las reservas disponibles aumentan, por que entonces sería posible obtenerlo de lugares que ahora no se encuentran en explotación, por tener vetas más pobres.

NUEVAS TECNOLOGIAS DE EXTRACCION

Algunos investigadores, tales como F. R. Bast and M. J. Driscoll, [2] , han propuesto una técnica novedosa mediante la cual es posible extraer Uranio del mar a un costo de entre 400 y 800 Dlls/kg. Este precio en el costo extracción del combustible contribuiría sólo en 0.015 ctvs-Dllr./kWh al precio de la electricidad generada, mediante el empleo de Reactores de Crfa.

Energéticamente esto es equivalente a que la gasolina tuviera un precio de:

$$\underline{\$ 6.00 \text{ pesos/litro}}$$

TABLA I PROYECCIONES DEL CONSUMO MUNDIAL DE ENERGIA. Dos posibles escenarios de acuerdo a IASA, en exajoules (10^{16} J) por año. (ver referencia [1], pag. 194).

REGION	1975	PEB 3.4 %		PEB 2.4 %	
		2000	2030	2000	2030
I. América del Norte	84	123	190	104	138
II. URSS y Europa Oriental	58	116	231	104	158
III. Europa Occidental, Japón, Nueva Zelanda, Sudáfrica e Israel	71	135	225	107	143
IV. América Latina	11	42	116	31	73
V. Africa y Sudeste de Asia	11	45	146	34	84
VI. Medio Oriente y Norte de Africa	4	24	75	18	39
VII. China y Mongolia	14	45	140	31	72
TOTAL	259	531	1145	429	707

CONTENIDO ENERGETICO DEL U_{92} :

$$1000 \text{ GW}_e = 1.0 \times 10^{12} \text{ J}_e/\text{s}$$

Cuando el U_{92} , es usado en un reactor de crfa, tiene un contenido energético de:

A este ritmo cabe preguntarnos:

$$1.0 \text{ MW-día/g} = 8.64 \times 10^{10} \text{ J/g.} = 8.64 \times 10^{16} \text{ J/Ton.}$$

¿Cuánto tiempo durará el U_{92} ?

Capacidad energética, que a una eficiencia del 37%, que puede ser alcanzada con facilidad en este tipo de reactores, genera una energía eléctrica de:

$$1 \text{ GW}_e\text{-año/Ton} = 3.19 \times 10^{16} \text{ J}_e/\text{Ton}$$

Donde: W_e = Watts eléctricos.

J_e = Joules eléctricos.

LA POTENCIALIDAD DEL URANIO:

Unas sencillas operaciones aritméticas nos permiten responder la anterior pregunta en base a las diferentes opciones de disponibilidad y las tecnologías empleadas para su consumo:

1) Las 600 o 800 mil toneladas de las reservas probadas de U_{92} , alcanzarían para:

$$8 \times 10^5 \text{ Ton.} \times 1 \text{ GW}_e\text{-año/Ton}/1000 \text{ GW}_e = 800 \text{ años.}$$

Como ya se había sugerido.

2) Las 4.6×10^9 Tons. de U_{92} contenidas en los océanos, surtirían de energía eléctrica al mundo por:

$$4.6 \times 10^9 \text{ Tons.} \times 1 \text{ GW}_e\text{-año/Ton.}/1000 \text{ GW}_e = 4.6 \times 10^6 \text{ años.}$$

4.6 Millones de años ;

3) Las 6.5×10^{13} Tons. de U_{92} contenidas en la corteza terrestre, elementalían de energía eléctrica a la

DEMANDA DE ENERGIA ELECTRICA:

La demanda Mundial de energía eléctrica para 1986 fue de [3]:

$$886 \text{ GW}_e = 8.86 \times 10^{11} \text{ J}_e/\text{s.}$$

Al ritmo de crecimiento de la demanda de energía presente, podemos suponer que para 1990, la demanda de energía eléctrica fue aproximadamente de:

humanidad por:

$$6.5 \times 10^{13} \text{ Tons.} \times 1.0 \text{ GW}_e\text{-año/Ton.} / 1000 \text{ GW}_e = \\ \approx 165\,000 \text{ millones de años!}$$

Por comparación la edad estimada del planeta Tierra es de 4 a 5 mil millones de años.

Sin embargo, desde un punto de vista práctico, y de acuerdo a la tecnología propuesta por F. R. Best, resulta más fácil la extracción del U_{92} del mar, que extraerlo de los yacimientos minerales continentales de baja concentración.

CONCENTRACION DE EQUILIBRIO DEL U_{92} EN LAS AGUAS DEL OCEANO.

El Uranio en los océanos ha sido llevado por las aguas de los ríos, en solución a una concentración de 1×10^{-9} , y se calcula [5] que alrededor de 3.2×10^{14} tons./año son acarreadas, de esta manera, al mar.

La concentración de U_{92} en las aguas del mar aumentaría de no ser por la sedimentación. Este proceso está descrito por la ecuación diferencial:

$$\frac{dQ}{dt} = S - \lambda Q$$

donde:

- Q = Cantidad de U_{92} en el mar.
- S = Acarreo ríos (3.2×10^{14} Tons./año)
- $-\lambda Q$ = Sedimentación

La solución a la ecuación diferencial anterior es:

$$Q = (S/\lambda)(1 - \exp(-\lambda t))$$

En la Figura N° 2 se muestra gráficamente la solución de la ecuación diferencial para estas condiciones, se nota como después de un tiempo de alrededor de 500,000 años, la concentración de uranio, que aumenta por el acarreo de los ríos y disminuye por el efecto de sedimentación, alcanza un valor de equilibrio, que en este caso, corresponde al valor actual de la concentración.

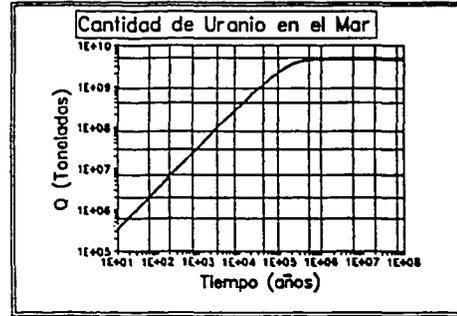


Figura N° 2. Proceso de acumulación de uranio en el océano debido al acarreo de los ríos, tomando en cuenta la sedimentación. La concentración de equilibrio se alcanza en alrededor de 500,000 años.

donde: $Q_e = S/\lambda$ es el valor de equilibrio para la concentración.

Suponiendo que la situación actual es la de equilibrio:

$$\lambda^{-1} = (Q_e/S) = (4.6 \times 10^{-9} \text{ Tons.} / 3.2 \times 10^{14} \text{ Ton/año}) \\ = 140\,000 \text{ años}$$

Ya que geológicamente este es un tiempo corto, la suposición es razonable y el valor de Q a $t=0$ no tiene importancia a estas alturas.

Sea R, la razón de extracción del uranio del Mar en tons./año. Entonces la ecuación diferencial para Q se reescribe como:

$$\frac{dQ}{dt} = S - R - \lambda Q$$

Cuya solución es:

$$Q = \frac{(S-R)}{\lambda} [1 - \exp(-\lambda t)] + Q_0 \exp(-\lambda t)$$

para las condiciones iniciales $Q = Q_0$ a $t = 0$, con $Q_0 = (S/\lambda)$ el valor presente para Q, es decir el valor inicial a partir de que se empieza la extracción.

En la Figura N° 3 se muestra gráficamente como la concentración del uranio alcanza un nuevo valor de equilibrio, después de considerar un proceso de extracción a una razón R.

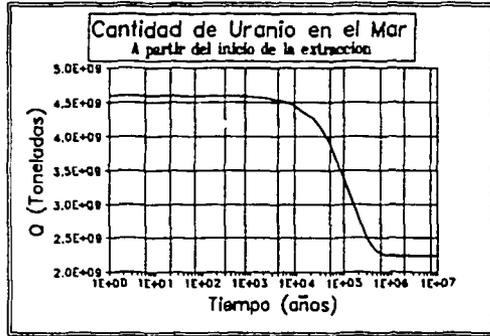


Figura N° 3. Gráfica del proceso de extracción de uranio del océano, considerando el acarreo por los ríos y el proceso de sedimentación. En alrededor de 500,000 años se llega a un nuevo valor de equilibrio.

donde:

$$Q'e = (S-R)/A = (S/A)[1-(R/S)] = Q_0[1-(R/S)]$$

es el nuevo valor de equilibrio para Q. Este nuevo valor de equilibrio sería alcanzado dentro de 140 000 años a partir del inicio de la extracción del U₉₂.

TIEMPO Y COSTO:

¿A que costo y por cuánto tiempo podrá extraerse uranio del Mar, en esta forma?

Supongamos que el costo de extracción C, es inversamente proporcional a la cantidad de U₉₂ en el océano Q:

$$C \propto (1/Q)$$

luego el costo presente sería (1/Q₀) y el costo a una razón de extracción R = ½ S sería:

$$(1/Q'e) = 1/Q_0[1-(R/S)] = 1/Q_0(1-1/2) = 2/Q_0$$

¡ EL DOBLE !.

De esta manera se podrían extraer

$$\frac{1}{2}S = 1.6 \times 10^{14} \text{ Tons./año}$$

de U₉₂, del océano. Suficientes para producir energía (en Reactores de Cría) a razón de 16000 GW_e.

¡ 22 VECES EL CONSUMO MUNDIAL DE ENERGIA ELECTRICA ACTUAL !.

¿Por cuánto tiempo?

A la razón de extracción anterior, la mitad de las 6.5 x 10¹³ tons. de U₉₂ en la corteza terrestre serían consumidas en:

$$\frac{3.25 \times 10^{13} \text{ tons.}}{1.6 \times 10^{14} \text{ Tons. /año.}} = 2.03 \times 10^0 \text{ años.}$$

¡ Más de 2000 millones de años !.

A esta razón de extracción la cantidad de U₉₂ en el mar disminuiría en un 50% y el costo de extracción sería el doble.

Si la razón de extracción se reduce aún más, por ejemplo a la mitad del valor anterior, es decir a:

$$R = \frac{1}{4}S = 6,500 \text{ Tons./año}$$

lo cual permitiría la generación de 6,500 GWe.

El U₉₂ en la corteza terrestre duraría por 5,000 millones de años y el costo de extracción aumentaría solo un 25%, por que ese sería el porcentaje en que disminuiría la cantidad de U₉₂ en el océano.

CONCLUSIONES:

Si nuestros países de América Latina pretenden alcanzar mejores niveles de vida mediante el desarrollo industrial y la participación, con productos de mejor calidad, en los mercados mundiales, necesariamente tendrán que incrementar de una manera acelerada la producción de energía, para satisfacer la demanda creciente que este proceso crearía. Este ritmo de crecimiento de la demanda, que de acuerdo a las predicciones señaladas en el presente trabajo (ver Tabla I), podría ser el más alto de mundo, es un fuerte estímulo para que los científicos contribuyamos a presentar un panorama completo de las diferentes posibilidades para el desarrollo de la tecnología adecuada y así contribuir establecer el horizonte de estrategias y políticas energéticas para el futuro.

Este aumento en el consumo de energía tendrá que fincarse sobre el aprovechamiento y desarrollo de nuevas fuentes de energía si se quiere preservar el balance ecológico y conservar las fuentes no renovables de energía, como los combustibles fósiles, para mejores propósitos y aplicaciones en otras áreas de desarrollo.

En el presente trabajo, resultado de una meticulosa aunque no exhaustiva revisión bibliográfica, se

muestra la gran potencialidad que tiene el uso de la energía nuclear para satisfacer la demanda creciente de energía por un período muy largo de tiempo mediante el uso de las tecnologías adecuadas.

Se estableció la posibilidad económica y tecnológica de llevar a cabo extracción de Uranio de las aguas del mar, en cantidades suficientes como para satisfacer la demanda mundial, sin que su concentración disminuya apreciablemente como para que el costo de explotación aumente lo suficiente para hacerlo económicamente no operativo.

Sin pretender ser definitivo, el presente trabajo aporta elementos de técnicos de juicio y contribuye a establecer un panorama económico para la definición de las políticas y estrategias de desarrollo energético que nuestro país tendrá que definir para el futuro, inmediato y mediano.

El presente trabajo no es una apología de la tecnología de los reactores de cría, que por su naturaleza tienen ventajas y desventajas, técnicas y económicas, mismas que tendrán que ser analizadas profundamente. Sin embargo, contribuye a poner en sobre la mesa de discusiones a este tipo de tecnología, que considero, es necesario analizar, junto con otras, con el objeto de que sean los técnicos y científicos mexicanos los que, con sus conocimientos y experiencia, contribuyan al desarrollo tecnológico y científico independiente de México. Desarrollo que deberá estar basado en nuestros propios conocimientos y capacidad intelectual.

En resumen concluimos que el uso adecuado de la energía nuclear permitirá satisfacer la demanda creciente de energía para el desarrollo acelerado que pretende nuestro país y los países de la región.

AGRADECIMIENTOS:

El autor agradece a la Comisión de Operación y Fomento de Actividades Académicas (COFAA) del Instituto Politécnico Nacional, al Consejo Nacional de Educación Técnica (COSNET) de la Secretaría de Educación Pública, proyecto PEP 169-90, así como a las autoridades del IPN y de la Escuela Superior de Física y Matemáticas, el apoyo otorgado para la realización de este trabajo.

BIBLIOGRAFIA:

1) Hans A. Bethe "Energy Supply", en "Physics Vade Mecum", 2nd edition, Ed. por H. L. Anderson, AIP, New York N.Y. (1989).

2) Bernard L. Cohen, Am J. Phys. 51(1), 75 (1983).

3) F. R. Best and M. J. Driscoll, Trans. Am. Nuc. Soc. 34, 380 (1980)

4) Arthur H. Rosenfeld et al, "Energy Demand", en "Physics Vade Mecum", 2nd Edition, Ed. por H. L. Anderson, AIP, New York, N.Y. (1989).

5) F.F. Koczy, NUCLEAR GEOLOGY, ed. H. Faul, Wiley, N.Y. (1954).

SOLUCION SUPERSIMETRICA

DEL

ATOMO DE HIDROGENO

GILBERTO JARVIO CERVANTES

INSTITUTO DE FISICA (UAP)

CNLV/CFE. CALIFICACION DE EQUIPO (DOS BOCAS, VER.)

JOSE LUIS LUCIO MARTINEZ

DEPTO DE FISICA (CINVESTAV)

RESUMEN

Se obtiene la solución del átomo de hidrógeno mediante el formalismo de la mecánica cuántica supersimétrica. Se compara este resultado con el obtenido mediante el método de factorización, demostrando así que la teoría supersimétrica complementa la función de estado resultante agregándole un factor adicional matricial de spín.

1. INTRODUCCION

La supersimetría es considerada actualmente como una posible solución a algunos de los problemas que enfrentan los modelos y teorías que tratan de describir la física de altas energías. En este sentido la mecánica cuántica supersimétrica debe ser considerada como un laboratorio en el que las propiedades de teorías que posean esa simetría puedan ser estudiadas.

En este trabajo se presenta el formalismo de la mecánica cuántica supersimétrica. La aplicamos a un problema que en mecánica cuántica tiene solución exacta, nos estamos refiriendo al átomo de hidrógeno.

2. MECANICA CUANTICA SUPERSIMETRICA

En teoría de campo, la supersimetría[1] es una simetría la cual genera transformaciones entre sectores bosónicos y fermiónicos. Los generadores de las transformaciones supersimétricas son cargas espinoriales cuya álgebra involucra anticonmutadores, distinto a los generadores de otros sistemas donde el álgebra involucra relaciones de conmutación.

La supersimetría surge como una alternativa para solucionar la ecuación del problema de eigenvalores correspondiente a la mecánica cuántica.

$$\hat{H} \Psi = E \Psi \quad (1)$$

La supersimetría (SUSY) consiste en construir un hamiltoniano el cual resulta invariante ante transformaciones, las cuales nos hacen pasar de variable fermiónicas a bosónicas y viceversa.

En esta sección presentamos las definiciones del álgebra de la mecánica cuántica supersimétrica, así como la implicación de ésta álgebra para el espectro de las partes componentes del hamiltoniano supersimétrico; es decir veremos como en mecánica cuántica supersimétrica el hamiltoniano tiene dos componentes \hat{H}_+ y \hat{H}_- tal que tomados juntos, estos pueden ser vistos como las componentes del hamiltoniano supersimétrico. El término "hamiltoniano supersimétrico" proviene de definir un hamiltoniano en términos de ciertas unidades denominadas operadores de carga, los cuales son los generadores del álgebra supersimétrica.

La mecánica cuántica supersimétrica se caracteriza por la existencia de operadores de carga que obedecen el álgebra[2]

$$\{ \hat{Q}_i, \hat{Q}_j \} = 2\delta_{ij} \hat{H} \quad , \quad i, j = 1, 2, \dots, N \quad (2)$$

$$[\hat{Q}_i, \hat{H}] = 0$$

Siendo \hat{H} el hamiltoniano supersimétrico, N es el número de generadores y $\{ \dots \}$ denota un anticonmutador. En este trabajo consideramos sistemas con dos operadores \hat{Q}_1 y \hat{Q}_2 . Dichos operadores los empleamos para expresar las siguientes cantidades

$$\hat{Q}_+ = \frac{1}{\sqrt{2}} (\hat{Q}_1 + i\hat{Q}_2) \quad (3)$$

y su adjunto

$$\hat{Q}_- = \frac{1}{\sqrt{2}} (\hat{Q}_1 - i\hat{Q}_2) \quad (4)$$

Donde \hat{Q}_+ y \hat{Q}_- se conocen como supercargas, siendo estas las generadoras del álgebra supersimétrica.

El hamiltoniano en tal sistema supersimétrico se expresa como

$$2\hat{H} = \{ \hat{Q}_+ , \hat{Q}_- \} \quad (5)$$

Las relaciones (3) y (4) se escriben en la forma

$$\hat{Q}_\pm = \hat{Q}_1 \pm i\hat{Q}_2 = (\hat{p} \pm iv'(\hat{q})/2) \hat{\Phi}_\pm \quad (6)$$

Donde \hat{p} y \hat{q} son los grados de libertad bosónicos mientras que $\hat{\Phi}_\pm$ son los fermiónicos, a v' se le conoce como superpotencial. Las variables fermiónicas están definidas por

$$\hat{\Phi}_+ = \begin{pmatrix} 0 & 1 \\ 0 & 0 \end{pmatrix} , \quad \hat{\Phi}_- = \begin{pmatrix} 0 & 0 \\ 1 & 0 \end{pmatrix} \quad (7)$$

además

$$\hat{q} = q , \quad \hat{p} = -i\partial/\partial q \quad (8)$$

satisfaciendo

$$[\hat{p} , \hat{q}] = -i , \quad \{ \hat{\Phi}_+ , \hat{\Phi}_- \} = 1 \quad (9)$$

Por simplicidad se ha escogido $\hbar = 1$.

El hamiltoniano es definido positivo $\hat{H} \geq 0$, actúa sobre las dos componentes vectoriales

$$\Psi = \begin{pmatrix} \Psi_1(\hat{q}) \\ \Psi_2(\hat{q}) \end{pmatrix} \quad (10)$$

De la relación (6) tenemos que

$$\hat{Q}_+ = -i \left(\frac{\partial}{\partial q} - \frac{v'(\hat{q})}{2} \right) \hat{\Phi}_+ \quad (11)$$

Mientras que

$$\hat{Q}_- = -i \left(\frac{\partial}{\partial q} + \frac{v'(\hat{q})}{2} \right) \Phi_- \quad (12)$$

La ecuación (5) para el hamiltoniano supersimétrico, se transforma en

$$2\hat{H} = \{ -i(\partial/\partial q - v'(\hat{q})/2)\Phi_+ , -i(\partial/\partial q + v'(\hat{q})/2)\Phi_- \}$$

por lo que

$$2\hat{H} = \begin{pmatrix} -\partial^2/\partial q^2 + v'^2(\hat{q})/4 - v''(\hat{q})/2 & 0 \\ 0 & -\partial^2/\partial q^2 + v'^2(\hat{q})/4 + v''(\hat{q})/2 \end{pmatrix} \quad (13)$$

La expresión para el hamiltoniano se reduce a

$$\hat{H} = \begin{pmatrix} \hat{H}_+ & 0 \\ 0 & \hat{H}_- \end{pmatrix} = \hat{H}_+ \oplus \hat{H}_- \quad (14)$$

Así

$$\hat{H}_\pm = -1/2 \partial / \partial q + V_\pm \quad (15)$$

donde

$$V_\pm = v'(\hat{q})/8 \mp v''(\hat{q})/4 \quad (16)$$

La relación (16) se conoce como potencial de Schrödinger.

Los elementos matriciales del hamiltoniano supersimétrico se definen como sigue: A \hat{H}_+ se le llama hamiltoniano bosónico, mientras que a \hat{H}_- se le llama hamiltoniano fermiónico[3].

La parte bosónica del hamiltoniano se obtiene al operar \hat{Q}_+

sobre \hat{Q}_- , mientras que la parte fermiónica al operar \hat{Q}_- sobre \hat{Q}_+ .

Para obtener los niveles de energía basta con seleccionar eigenestados del tipo (10), por lo que la ecuación matricial (1) se reduce a dos ecuaciones de segundo orden desacopladas.

Podemos demostrar[4], una de las características fundamentales de la teoría supersimétrica si

$$\Psi = \begin{pmatrix} \psi_1 \\ 0 \end{pmatrix} \quad (17)$$

Es un eigenestado de eigenvalor E_n de \hat{H}_+ , entonces $\hat{Q}_-\Psi$ es un eigenestado de \hat{H}_- con el mismo eigenvalor, es decir; el espectro de los hamiltonianos bosónico y fermiónico coinciden, lo cual conduce a una degeneración del espectro.

Para el caso en que $\hat{Q}_-\Psi_0 = 0$, siendo Ψ_0 de la forma (17) de aquí no podemos concluir la degeneración. Como necesariamente $\hat{Q}_+\Psi_0 = 0$, entonces Ψ_0 es tal que $\hat{H}_-\Psi_0 = 0$. Concluyendo que en relación a la supersimetría este estado es no degenerado.

Recordando que el hamiltoniano es un operador definido positivo, Ψ_0 no puede tener eigenvalor de energía negativo, es claro entonces; que Ψ_0 corresponde al estado de mínima energía, es decir al estado base.

La función de estado base la podemos obtener al operar \hat{Q}_- sobre Ψ_0 , es decir

$$\hat{Q}_-\Psi_0 = -i(\partial/\partial q + v'(\hat{q})/2)\hat{\Phi}_-\Psi_0 \quad ; \quad \Psi_0 = \begin{pmatrix} \Psi \\ 0 \end{pmatrix}$$

lo cual conduce a

$$\Psi = A e^{-v(q)\hat{q}/2}$$

esto implica que

$$\Psi_0 = A \begin{pmatrix} 1 \\ 0 \end{pmatrix} e^{-v(q)\hat{q}/2} \quad (18)$$

3. ATOMO DE HIDROGENO

En esta sección obtenemos la solución del átomo de hidrógeno aplicando el formalismo de la mecánica cuántica supersimétrica.

La ecuación de Schrödinger en forma radial para el átomo de hidrógeno en coordenadas apropiadas tiene la forma:

$$\left(-\frac{d^2}{dr^2} + \frac{\ell(\ell+1)}{r^2} - \frac{2}{r} \right) X_{n\ell}(r) = E_n X_{n\ell}(r) \quad (19)$$

Donde el hamiltoniano esta dado por

$$H = -\frac{d^2r}{dr^2} + \frac{\ell(\ell+1)}{r^2} - \frac{2}{r} \quad (20)$$

y

$$X_{n\ell}(r) = R_{n\ell} r \quad (21)$$

Siendo $R_{n\ell}$ la solución de la ecuación de onda radial.

La función radial $R_{n\ell}$ obtenida por el método de factorización tiene la forma[4][5]

$$R_{n\ell}(r) = B_n r^\ell e^{-\frac{zr}{a_0(\ell+1)}} \quad (22)$$

Consideremos un superpotencial de la forma[6]

$$v(r) = r/\ell+1 - 2(\ell+1) \ln r \quad (23)$$

Con la ayuda de este superpotencial construimos los operadores $\hat{Q}_{+\ell}$ y $\hat{Q}_{-\ell}$ para el átomo de hidrógeno

$$\hat{Q}_{+\ell} = -i(d/dr + \ell+1/r - 1/2(\ell+1)) \Phi_+ \quad (24)$$

y

$$\hat{Q}_{-\ell} = -i(d/dr - \ell+1/r + 1/2(\ell+1)) \Phi_- \quad (25)$$

El hamiltoniano bosónico obtenido es

$$\hat{H}_+ = - 1/2 d^2/dr^2 + 1/8(\ell+1)^2 - 1/2r + \ell(\ell+1)/2r^2 \quad (26)$$

Mientras que el hamiltoniano fermiónico tiene la forma

$$\hat{H}_- = - 1/2 d^2/dr^2 + 1/8(\ell+1)^2 - 1/2r + (\ell+1)(\ell+2)/2r^2 \quad (27)$$

Los potenciales de Schrödinger son

$$V_+ = 1/8(\ell+1)^2 - 1/2r + \ell(\ell+1)/2r^2 \quad (28)$$

$$V_- = 1/8(\ell+1)^2 - 1/2r + (\ell+1)(\ell+2)/2r^2 \quad (29)$$

La expresión para el estado base se obtiene al operar

$$\hat{Q}_{-\ell} \Psi_0 = 0 \quad (30)$$

de donde hemos obtenido que

$$\Psi_0 = A \begin{pmatrix} 1 \\ 0 \end{pmatrix} r^{\ell+1} e^{-r/(\ell+1)} \quad (31)$$

que en términos de las variables originales[4]

$$r = zme^2/\hbar^2 r, \quad a_0 = \hbar^2/me^2$$

la ecuación (31) se transforma en

$$\Psi_0 = A \begin{pmatrix} 1 \\ 0 \end{pmatrix} r^{\ell+1} e^{-\frac{zr}{a_0(\ell+1)}} \quad (32)$$

Recordando que

$$\Psi = X_{nl} = R_{nl} r$$

finalmente la relación (32) se transforma en

$$R_{nl} = A_n \begin{pmatrix} 1 \\ 0 \end{pmatrix} r^\ell e^{-\frac{zr}{a_0(\ell+1)}} \quad (33)$$

que es similar a la solución obtenida por el método de factorización excepto el factor matricial de spín.

De la relación para el superpotencial obtenemos la expresión para la superfuerza del átomo de hidrógeno

$$\mathcal{F}(r) = 2(\ell+1)/r - 1/\ell+1 \quad (34)$$

4. CONCLUSION

En este artículo hemos presentado un método alternativo para obtener la solución a la ecuación radial que describe el problema del átomo de hidrógeno, utilizando el formalismo de la mecánica cuántica supersimétrica.

La función de estado radial obtenida mediante la mecánica cuántica supersimétrica resulta ser muy similar a la que se obtiene por medio del método de factorización y el método de series de potencias, no obstante; el primero es mucho mejor, ya que este método complementa la solución citada al agregarle un término matricial de spín, hecho notable que no se había conseguido hasta ahora; obteniéndose así la helicidad de la partícula en cuestión.

Se han obtenido además las formas explícitas de los hamiltonianos bosónico y fermiónico, compañeros supersimétricos; demostrándose que únicamente el hamiltoniano bosónico tiene un estado normalizable con eigenvalor nulo.

La mecánica cuántica supersimétrica nos ha permitido, en principio, la construcción de potenciales cuyo espectro resulta degenerado, excepto para el estado base.

REFERENCIAS

1. SUPERSYMETRIC QUANTUM MECHANICS OF ONE-DIMENTIONAL SYSTEM
C.V. SUKUMAR
J. PHYS. A. MATH. GEN. 18 (1985).
2. ESTIMATING GROUND-STATE ENERGIES IN SUPERSYMETRIC QUANTUM
MECHANICS: (1) BROKEN CASE
R.B. ABBOTT
Z. PHYS.C. PARTICLES AND FIELDS (1985).
3. RELATIONSHIP BETWEN SUPERSYMETRY AND THE INVERSE METHOD IN
QUANTUM MECHANICS
MICHEL MARTIN NIETO
PHYS. REV. LETT. (1984).
4. TESIS DE LICENCIATURA ``SUPERSIMETRIA Y MECANICA CUANTICA``
GILBERTO JARVIO CERVANTES
FAC. DE FISICA (UV) (1990)
5. FACTORIZATION METHOD AND NEW POTENTIAL WITH THE OSCILLATOR
SPECTRUM
BOGDAN MIELNIK
J. MATH. PHYS. VOL.25 (1984).
6. SUPERSIMMETRY IN QUANTUM MECHANICS
RICHARD W. HAYMAKER AND R.P. RAU.
AM. J. PHYS. (1987).

VIGILANCIA RADIOLOGICA EN LA LIBERACION DE EFLUENTES LIQUIDOS
EN LA CENTRAL LAGUNA VERDE.

Fis. Bernardo Salas Mar
Proteccion Radiológica
Central Laguna Verde
Comisión Federal de Electricidad
Apdo. Postal 61
Cd. Cardel Ver., C.P. 91680

R E S U M E N

Durante la Operación normal de una central Nucleoeléctrica como la de Laguna Verde, por diferentes medios se generan desechos radiactivos líquidos de drenes de equipo y de piso, desechos detergentes, etc., que se descargan a la laguna salada que desemboca en el Golfo de México. La autorización para su descarga debe estar respaldada primero por un análisis Isotópico Gamma, donde se demuestre que las concentraciones de los productos de fisión, productos de activación del agua, productos de corrosión activados y demás radionúclidos presentes, son inferiores a las permitidas en el Código de la Regulación Federal parte 20 (10-CFR-20), aceptado como norma por el organismo regulador en México en materia nuclear, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS); y segundo por una proyección de dosis a los miembros de las poblaciones afectadas (Palma Sola y Villa Rica) debido a una supuesta ingestión de peces y mariscos y exposición a arena de playa debido al transporte del material radiactivo a través de las corrientes marinas, debiendo este estudio demostrar que ODCM (Manual de Cálculo de Dosis Fuera del Sitio).

Este trabajo describe el procedimiento que debe de cumplirse para lograr la autorización de las descargas al medio ambiente, y que constituye una garantía de que durante operación normal, la probabilidad de ocurrencia de un impacto o desequilibrio ambiental se reduce prácticamente a cero.

***** O *****

Uno de los temas de mayor controversia en torno a la industria nucleoeléctrica, es el referente a los desechos radioactivos emitidos al medio ambiente. La central Laguna Verde que es una industria de este tipo, no es la excepción a la regla y también efectúa sus descargas al Golfo de México. Este hecho, al parecer, es una de las mayores preocupaciones de la opinión pública, pues se tiene la creencia, de que los desechos radiactivos son emitidos de manera indiscriminada y sin control; afortunadamente, esta creencia es infundada, como se describirá a continuación.

En la producción de electricidad, en condiciones normales de operación de una nucleoeléctrica, se realizan diversas actividades rutinarias y se efectúan variados procesos en los que se generan Desechos Radiactivos Líquidos, citándose entre estas actividades y procesos los siguientes:

- lavado de ropa de trabajo usada en zonas radiológicamente contaminadas, lo cual genera desechos detergentes.
- Drenes de piso de los edificios del Reactor, de Turbina y Desechos Radiactivos.
- Drenes de equipos que procesan agua que se utiliza como refrigerante y moderador en el Reactor, estos drenes se alimentan por goteo de los equipos o al ser desmantelados para su mantenimiento, también proceden de los edificios antes mencionados.
- Drenes de los Laboratorios Radioquímicos.

Estos líquidos son colectados y retenidos en tanques de 17,000 galones de capacidad que a su llenado en el edificio de Desechos Radiactivos, reciben un tratamiento, que es un proceso que pretende lograr su reutilización, al recuperar los valores dentro de los límites aceptables en sus parámetros de operabilidad como son la conductividad, el PH, los cloruros, el silice (SiO₂) y los sulfatos (SO₄); la dinámica de este tratamiento consiste en bombear el agua a través de neutralizadores (donde se agrega ácido o sosa según sea el PH del agua) y posteriormente a través de filtros desmineralizadores (Intercambiadores iónicos) hasta obtener valores en los parámetros del agua que se encuentren dentro de los límites permitidos de operabilidad.

En caso de alcanzarse estos valores, el agua es reutilizada, de lo contrario, se efectuarán estudios radiológicos, que de ser aprobados, se autorizará su descarga al Golfo de México.

El primer trámite para la obtención de la autorización, es generado en el área de Desechos Radiactivos, al formular el "Trámite de descarga de desechos radiactivos líquidos", llenando los espacios marcados como I y II de la figura 1.

Posteriormente, se solicita la homogeneización del lote, que consiste en la puesta en funcionamiento de bombas que recirculan el agua, agítandola de tal manera que la muestra tomada por el grupo Químico, sea representativa del volumen total del lote.

La muestra de 2 litros de agua, se entrega al grupo de Protección Radiológica (Mediciones), quien efectúa un Análisis Isotópico Gamma en el Sistema Analizador Multicanal, que es un sistema computarizado que utiliza un detector de Germanio Hiperpuro, con el que se obtiene de manera precisa y detallada un análisis cualitativo y cuantitativo de todos los Isótopos presentes, indicando los valores de concentración o actividad específica de cada Isótopo i (A_i) presente en el lote a descargar. Posteriormente se calcula el valor de las concentraciones en el agua que se descargará al Golfo de México, mediante la siguiente expresión:

$$C_i = \frac{A_i \Psi}{\Psi} \exp(-\lambda t)$$

Donde:

C_i = Concentración de cada Isótopo i , en el momento de la descarga hacia la Zona No Restringida.

A_i = Concentración o Actividad Específica de cada Isótopo i , resultante del Análisis Isotópico del lote.

Ψ = Flujo no diluido del Efluente Radiactivo, proveniente del tanque de muestro.

Ψ = Flujo de agua de dilución, en el instante de la descarga.

$\exp(-\lambda t)$ = Factor de decaimiento para el Isótopo i .

Las concentraciones C_i obtenidas se comparan, debiendo ser inferiores a los valores de las Concentraciones Máximas Permisibles (CMP), listadas en la tabla II columna 2 del Código de la Regulación Federal, parte 20 (10-CFR-20), que es una norma aceptada por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), que es el Organismo Regulador en México en Materia Nuclear. Se entiende por Concentración Máxima Permissible, la actividad del radionúclido en la unidad de volumen de aire respirable o del agua potable, que puede ingerirse en forma continua sin que se exceda la Máxima Carga Corporal Permissible.

Los principales Gamma emisores presentes en las descargas, sus respectivas Concentraciones Máximas Permisibles se listan en la tabla siguiente:

ISOTOPO	CMP ($\mu\text{Ci} / \text{ml}$)
Mn-54	1×10^{-4}
Fe-59	6×10^{-5}
Co-58	1×10^{-4}
Co-60	5×10^{-5}
Zn-65	2×10^{-4}
Zr-95	6×10^{-5}
Cs-134	4×10^{-5}

ISOTOPO	CMP ($\mu\text{Ci} / \text{ml}$)
Cs-137	4×10^{-5}
Ce-141	9×10^{-5}
Ce-144	1×10^{-5}
Cr-51	2×10^{-3}
I-131	6×10^{-5}
GASES NOBLES DISUELTOS	2×10^{-4}

En caso de que las concentraciones no sean inferiores a estos valores, se ordenará el reprocesamiento del lote o se optará por mantenerlo retenido el tiempo suficiente, hasta que decaiga radiológicamente a valores de concentraciones permitidas.

Si las concentraciones cumplen con el 10-CFR-20, se llenará la parte correspondiente en la sección III de la figura 1 y se efectuará a continuación una proyección de Dosis a los individuos de las poblaciones mas afectadas -

(Palma Sola y Villa Rica), debido a la Ingestión de Peces y Mariscos y a la Exposición a la Arena de la Playa, debido precisamente a la descarga de este lote.

Esta proyección de Dosis se realiza con otra computadora, cuyo programa está basado en el Manual de Cálculo de Dosis fuera del Sitio (ODCM) y que a su vez es una adaptación a las condiciones geográficas de Laguna Verde del NUREG - 1.109; en este programa, se considera que el material radiactivo descargado es arrastrado por las 2 corrientes marinas, la Norte-Sur son Sitio de deposición - en Villa Rica y la Sur-Norte con sitio de deposición en Palma Sola; se considera también conservadoramente, que la totalidad de radionúclidos descargados, ingresan a la cadena alimentaria del hombre, depositándose en éste finalmente por la vía ingestión.

Se calcula la dosis por ingestión (I) de peces y mariscos, (mediante la siguiente expresión:

$$D_{\text{I}}^{\text{I}} = \sum_{i=1}^n \left[A_{i\text{C}}^{\text{I}} \sum_{\ell=1}^m \Delta t_{\ell} A_{i\ell} F_1 \right] \text{ donde:}$$

D_{I}^{I} = Compromiso de dosis por ingestión a cuerpo entero o a cualquier órgano C , por efluentes líquidos descargados durante el período de tiempo total $\sum_{\ell=1}^m \Delta t$ (en mrem).

ΔT_{ℓ} = Longitud del ℓ -ésimo período de tiempo empleado en efectuar la - descarga de un lote (en horas).

$A_{i\ell}$ = Concentración promedio del radionúclido en el efluente líquido - sin diluir, durante el período Δt_{ℓ} , para cualquier emisión - líquida (en $\mu\text{Ci/ml}$). Se obtiene a partir del análisis isotópico de la muestra del lote a ser descargado.

$A_{i\text{C}}^{\text{I}}$ = Factor de compromiso de dosis por ingestión, a cuerpo entero y - cualquier órgano, para cada uno de los emisores Beta y principales emisores gamma identificados en los análisis de las muestras de los tanques de desechos líquidos (en mrem, ml por hr. μCi).

F_1 = Factor de dilución promedio del campo cercano de la descarga para $A_{i\ell}$ durante cualquier efluente líquido, que se calcula con la -- ecuación:

$$F_1 = \frac{\psi}{(\psi + \Psi)} \cdot \frac{1}{F_a} \quad \text{Donde:}$$

ψ = Flujo de dilución promedio del campo cercano de la descarga para $A_{i\ell}$ durante cualquier efluente líquido.

Ψ = Flujo del agua de dilución en el instante de la descarga (en ft^3/seg).

F_a = Factor específico de sitio que toma en cuenta el efecto de mezcla - do en la estructura de la descarga, (que para la CLV es $F_a = 1.0$ (adimensional)).

Con el mismo programa de la computadora, se calcula la dosis por exposición a arena de la playa al órgano con la siguiente ecuación:

$$D_{\tau}^E = K_1 \sum_{l=1}^m \Delta t_l A_{\tau}^E \quad \text{Donde:}$$

D_{τ}^E = Dosis total durante m período de tiempo por exposición externa a sedimentos de playa, al órgano (en mrem).

K_1 = Factor de conversión de unidades.
1/8750 años/hora.

Δt_l = Longitud del l-ESIMO período de tiempo empleado en efectuar la descarga de un lote (en horas).

A_{τ}^E = Rapidez de dosis por exposición externa a sedimentos de playa el l-ESIMO intervalo de tiempo al órgano (en mrem/año) y que se calcula con la siguiente expresión:

$$A_{\tau}^E = \frac{K_2 U_{ap} M_{pw}}{F_1} \sum_i \dot{Q}_{i1} T_i (DFG_i)_{\tau} \left[\exp(-\lambda_i t_p) \right] \left[1 - \exp(-\lambda_i t_b) \right]$$

DONDE:

K_2 = Factor para convertir de (Ci/año) / (ft³/seg) a pCi/litro y que toma en cuenta la constante de proporcionalidad usada en el modelo de radiactividad en el sedimento, $K_2 = 110,000$ quedando sus unidades en (ft³/seg) / (Ci/año) (pCi/m²) (1/día).

U_{ap} = Factor de uso que especifica el tiempo de exposición de un adulto asociado con esta ruta P, de exposición a sedimentos en la playa (En hr/año).

M_p = Recíproco del factor de dilución en el punto de exposición (adimensional).

w = Factor de anchura de la costa (adimensional).

- f_l = Flujo promedio del efluente líquido hacia la zona de exclusión en el intervalo de tiempo t_l . Estrictamente es igual a $\frac{Q_{il}}{t_l}$ + o aproximadamente igual a $\frac{Q_{il}}{t_l}$.. (en Ft³/seg)
- \dot{Q}_{il} = Rapidez promedio de liberación de actividad del Radionuclido i - durante el intervalo de tiempo t_l (en Ci/año).
- T_i = Vida Media del Radionuclido i (en días).
- (DFGi) = Factor de dosis del radionuclido i al órgano de adulto, por - exposición de arena de playa contaminada (en mrem/hr por pCi/m²).
- t_p = Período promedio de tiempo requerido para que los nuclidos alcan- cen el punto de exposición a partir de la descarga (en horas).
- t_b = Período de tiempo durante el cual el sedimento está expuesto al - agua contaminada (en horas).
- λ_i = Constante de decaimiento del radionuclido (en hr⁻¹).

Al final de la ejecución del programa se emitirá un reporte como el que se muestra en la figura 2.

Los valores de las dosis obtenidas, deberán permanecer dentro de los lími- tes siguientes:

- a) Durante cualquier trimestre a menor o igual a 1.5 mrem a Cuerpo Ente- ro y menor o igual a 5 mrem a cualquier organo.
- b) Durante cualquier año calendario a menor o igual a 3 mrem a Cuerpo En- tero y menor a 10 mrem a cualquier organo.

Si los límites se cumplen, se procede al llenado en las partes correspon- dientes de las secciones III y IV de la figura 1, anotando las limitantes que la SEDUE pudiera establecer, evitandose finalmente este trámite al Jefe de Turno pa- ra su revisión y autorización de descarga.

Antes de realizar la descarga, deberá verificarse la operabilidad del de- tector de nivel de radiación, colocando al paso del flujo de descarga; este se ' verifica acercandole una fuente radiactiva de prueba, lo que activará una alarma en el Cuarto de Control de Desechos Radiactivos, comprobandose así su operabili- dad. De esta manera al efectuarse la descarga, se vigila que no se supere el - nivel de radiación preestablecido, lo que constituirá la última faceta en la vi- gilancia radiológica de los efluentes líquidos. Se llena finalmente la parte V de la figura 1 (Norificación de Descarga).

Cabe añadir de la jefatura de Análisis Nucleares y Ambientales (JANYA) vie- ne realizando de manera continua el Programa de Monitoreo Ambiental cuya finali- dad es vigilar que los niveles de radiación de fondo ambiental no sean superados más allá de los límites permitidos.

* **BIBLIOGRAFIA CONSULTADA** *

- U.S. Nuclear Regulatory Commission "Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluation Compliance With 10CFR Part 50, Appendix I". Regulatory Guide 1.109, Revision 1.
- Manual de Cálculo de Dosis Fuera del Sitio (ODCM) Ingeniería Ambiental C.F.E. Laguna Verde, Ver., México Mayo 1986.
- QR-8400 "Programa de Descargas y Análisis de Desechos Líquidos".
- U.S. Government Printing Office "Code of Federal Regulations", Title 10, Chapter I, Part 20, Appendix B. Washington, D.C.
- Especificaciones Técnicas de la C.L.V.

TRAMITE DE DESCARGA DE DESECHOS RADIATIVOS LIQUIDOS

I.- SOLICITUD DE TOMA DE MUESTRAS Y ANALISIS ISOTOPICO.
TANQUE _____

II.- SOLICITUD DE DESCARGA.

LOTE No. _____

TIPO DE DESECHO _____

VOLUMEN DEL LOTE _____

FLUJO DE DESCARGA DEL LOTE _____

FLUJO DE AGUA DE DILUCION _____

FECHA _____ Y HORA _____ PREVISTAS PARA EL INICIO
DE LA DESCARGA

ING. DE DESECHOS RADIATIVOS _____ (NOMBRE) _____ (FIRMA) FECHA _____

III.- EVALUACION DEL ANALISIS ISOTOPICO

SE ADJUNTAN RESULTADOS DEL ANALISIS ISOTOPICO

SI NO NUMERO _____

LA CONCENTRACION ISOTOPICA A LA DESCARGA DEL LOTE:

ESTA DENTRO DE LO PERMITIDO POR LA ESPECIFICACIONES TEC.
 NO ESTA

LA DOSIS PROYECTADAS PARA EL PRESENTE TRIMESTRE, INCLUYENDO LA DEBIDA AL PRESENTE LOTE:

ESTA DENTRO DE LO PERMITIDO POR LAS ESPECIFICACIONES TEC.
 NO ESTA

POR LO ANTERIOR, LA DESCARGA DEL LOTE:

PROCEDE NO PROCEDE

COMENTARIOS: RDV'S ATIPICAS QR-46X Y PR-48X EJECUTADAS.

JEFE DE PR (M) _____ (NOMBRE) _____ (FIRMA) FECHA _____

IV.- PERMISO DE DESCARGA.

LA DESCARGA DEL LOTE SE AUTORIZA

CONDICIONANTES: EJECUTAR ATIPICA P.R. 46X.

SUPERVISOR DE PR _____ (NOMBRE) _____ (FIRMA) FECHA: _____

V.- NOTIFICACION DE DESCARGA.

EL LOTE DE DESECHOS LIQUIDOS EN CUESTION SE DESCARGA DE CONFORMIDAD CON EL --
PERMISO CORRESPONDIENTE, HABIENDOSE EJECUTADO LAS RDV'S ATIPICAS QR-46X, ---
PR-48x y PR-46X.

INICIANDO A LAS _____ HRS. DEL DIA _____, J.T. NOMBRE Y FIRMA _____

Y TERMINANDO A LAS _____ HRS. DEL DIA _____, J.T. NOMBRE Y FIRMA _____

CÁLCULO DE DOSIS POR EFUENTES LÍQUIDOS

FR-6514
REV. 1

NUMERO DE LOTE : 277E
 FECHA DE DESCARGA : 9/10/05
 CLAVE TANQUE DE DESCARGA : 1-EDR-TK-010A
 VOLUMEN DEL LOTE (ml) : 6.245E+07
 FACTOR DE DILUCION : 3.387E-03
 FLUJO NO DILUIDO (gal/min) : 175
 FLUJO AGUA DE DILUCION (gal/min) : 45000

ISOTOPO	CONC. MUESTRA ($\mu\text{Ci}/\text{ml}$)	FAC. DIL. X CONC. ($\mu\text{Ci}/\text{ml}$)	C.M.F. ($\mu\text{Ci}/\text{ml}$)	L.L.D. ($\mu\text{Ci}/\text{ml}$)
CS-137	2.056E-06	7.991E-09	2.000E-03	5.000E-07
CO-60	9.167E-08	3.562E-10	9.000E-05	5.000E-07
CS-137	1.775E-07	6.744E-10	3.000E-05	5.000E-07

ACTIVIDAD ESPECIFICA ($\mu\text{Ci}/\text{ml}$) : 2.321E-06
 ACTIVIDAD TOTAL/LOTE (μCi) : 144.960

DOSIS POR INGESTION DE PECES Y MARISCOS (TRIMESTRE JULIO-SEPTIEMBRE)

(Dosis en mrem)

	DEL LOTE	MENSUAL	TRIMESTRAL	ANUAL
CUERPO ENTERO :	1.912E-04	5.195E-07	9.285E-03	4.232E-02
T. S. I. :	1.679E-03	6.900E-02	1.136E-01	4.713E-01
H I S A D O :	0.000E+00	0.000E+00	1.475E-04	4.395E-03
T I R O I D E S :	0.000E+00	3.737E-04	4.925E-04	3.621E-03
H I E E O :	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00

DOSIS POR EXPOSICION A ARENA DE PLAYA

CUERPO ENTERO :	3.078E-04	3.387E-03	7.530E-03	3.232E-02
F I E L :	3.621E-04	3.983E-03	8.855E-03	3.801E-02

Dosis Total a Cuerpo Entero en el Trimestre = 1.681E-02 mrem
 Dosis Total a Cuerpo Entero debida al lote = 4.951E-04 mrem

REVISADO POR:

ING. MEDICIONES.

FECHA

(FIRMA)

(FIRMADO)

*La presente edición de Memorias del Segundo Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, fue coordinada por Alvaro Sánchez Ríos, Vocal de Prensa y Difusión de la SNM. La recopilación y revisión de los trabajos incluidos se realizó bajo la supervisión de Juan Luis Francois y Javier Alvarez Gasca. El diseño estuvo a cargo de Carlos Guillén. La impresión se realizó en los talleres de **impretei**, en Almería 17, Col Postal.*