



**INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL**

---

---

**ESCUELA SUPERIOR DE FÍSICA Y MATEMÁTICAS**

**CÁLCULO DE FLUJO NEUTRÓNICO Y  
FLUENCIA EN LA ENVOLVENTE DEL  
NÚCLEO Y LA VASIJA DE UN  
REACTOR BWR**

**T E S I S**

**QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:**

**MAESTRO EN CIENCIAS  
FISICOMATEMÁTICAS**

**P R E S E N T A:**

**EDUARDO MARTÍNEZ CABALLERO**



**DIRECTORES DE TESIS:  
DR. LUIS CARLOS LONGORIA GÁNDARA (ININ)  
DR. EDMUNDO DEL VALLE GALLEGOS (IPN)**

**México, D. F., 2011**



# INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL SECRETARIA DE INVESTIGACIÓN Y POSGRADO

## ACTA DE REGISTRO DE TEMA DE TESIS Y DESIGNACIÓN DE DIRECTORES DE TESIS

México, D.F. a 31 de Mayo del 2011

El Colegio de Profesores de Estudios de Posgrado e Investigación de ESFM en su sesión Ordinaria No. 10 celebrada el día 9 del mes de Diciembre de 2009 conoció la solicitud presentada por el(la) alumno(a):

<u>Martínez</u> Apellido paterno	<u>Caballero</u> Apellido materno	<u>Eduardo</u> Nombre (s)							
Con registro:									
<table border="1" style="display: inline-table; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="padding: 2px;">A</td> <td style="padding: 2px;">0</td> <td style="padding: 2px;">9</td> <td style="padding: 2px;">0</td> <td style="padding: 2px;">5</td> <td style="padding: 2px;">3</td> <td style="padding: 2px;">3</td> </tr> </table>			A	0	9	0	5	3	3
A	0	9	0	5	3	3			

Aspirante de: **Maestro en Ciencias Fisicomatemáticas**

1.- Se designa al aspirante el tema de tesis titulado:  
"Cálculo de flujo neutrónico y fluencia en la envolvente del núcleo y la vasija de un reactor BWR"

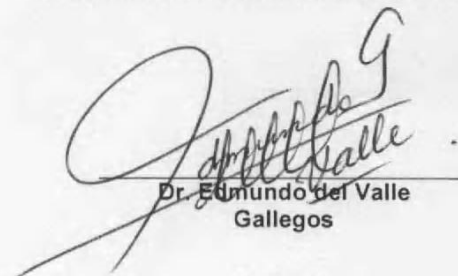
De manera general el tema abarcará los siguientes aspectos:

Se anexa hoja

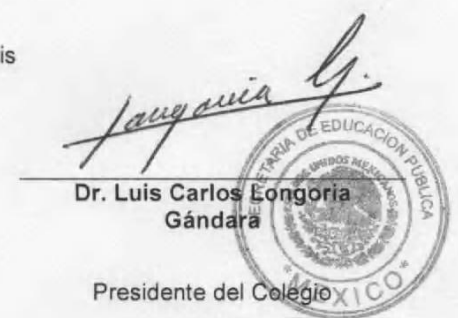
2.- Se designan como Directores de Tesis a los Profesores:  
Dr. Edmundo del Valle Gallegos y Dr. Luis Carlos Longoria Gándara

3.- El trabajo de investigación base para el desarrollo de la tesis será elaborado por el alumno en:  
El Departamento de Física  
que cuenta con los recursos e infraestructura necesarios.

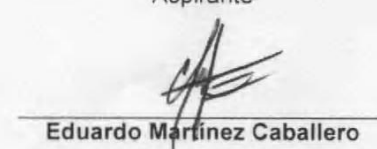
4.- El interesado deberá asistir a los seminarios desarrollados en el área de adscripción del trabajo desde la fecha en que se suscribe la presente hasta la aceptación de la tesis por la Comisión Revisora correspondiente:

  
 \_\_\_\_\_  
 Dr. Edmundo del Valle Gallegos

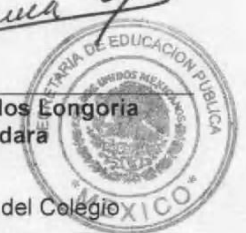
Directores de Tesis

  
 \_\_\_\_\_  
 Dr. Luis Carlos Longoria Gándara

Presidente del Colegio

  
 \_\_\_\_\_  
 Eduardo Martínez Caballero

  
 \_\_\_\_\_  
 Dr. Miguel Tuño Velázquez



ESCUELA SUPERIOR DE  
FÍSICA Y MATEMÁTICAS  
IPN  
SECCIÓN DE GRADUADOS



# INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL SECRETARÍA DE INVESTIGACIÓN Y POSGRADO

## ACTA DE REVISIÓN DE TESIS

En la Ciudad de México, D. F., siendo las 12:00 horas del día 31 del mes de Mayo del 2011 se reunieron los miembros de la Comisión Revisora de Tesis, designada por el Colegio de Profesores de Estudios de Posgrado e Investigación de ESFM para examinar la tesis titulada:  
"Cálculo de flujo neutrónico y fluencia en la envolvente del núcleo y la vasija de un reactor BWR"

Presentada por el alumno:

Martínez  
Apellido paterno

Caballero  
Apellido materno

Eduardo  
Nombre(s)

Con registro: 

A	0	9	0	5	3	3
---	---	---	---	---	---	---

Aspirante de: **Maestro en Ciencias Fisicomatemáticas**

Después de intercambiar opiniones los miembros de la Comisión manifestaron **APROBAR LA TESIS**, en virtud de que satisface los requisitos señalados por las disposiciones reglamentarias vigentes.

### LA COMISIÓN REVISORA

Directores de tesis

Dr. Edmundo del Valle Gállego

Dr. Luis Carlos Longoria Gándara

M. en C. Marco Antonio Lucatero

Dr. Juan Rafael Guzmán Arriaga

Dr. Arturo Fidencio Méndez Sánchez



PRESIDENTE DEL COLEGIO DE PROFESORES

Dr. Miguel Tufino Velázquez  
ESQUELA SUPERIOR DE FÍSICA Y MATEMÁTICAS P. N.  
SECCION DE GRADUADOS



**INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL**  
**SECRETARÍA DE INVESTIGACIÓN Y POSGRADO**

*CARTA CESIÓN DE DERECHOS*

En la Ciudad de México, D.F. el día 31 del mes de mayo del año 2011, el que suscribe Eduardo Martínez Caballero alumno del Programa de Maestría en Ciencias Fisicomatemáticas con número de registro A090533, adscrito a Escuela Superior de Física y Matemáticas, manifiesta que es autor intelectual del presente trabajo de Tesis bajo la dirección de Dr. Luis Carlos Longoria Gándara y Dr. Edmundo del Valle Gallegos y cede los derechos del trabajo intitulado Cálculo de flujo neutrónico y fluencia en la envolvente del núcleo y la vasija de un reactor BWR, al Instituto Politécnico Nacional para su difusión, con fines académicos y de investigación.

Los usuarios de la información no deben reproducir el contenido textual, gráficas o datos del trabajo sin el permiso expreso del autor y/o director del trabajo. Este puede ser obtenido escribiendo a la siguiente dirección [mceduardo159@yahoo.com.mx](mailto:mceduardo159@yahoo.com.mx). Si el permiso se otorga, el usuario deberá dar el agradecimiento correspondiente y citar la fuente del mismo.

Eduardo Martínez Caballero

Nombre y firma

# RESUMEN

Uno de los de los principales objetivos relacionados con la seguridad en cualquier central nuclear, incluyendo la Central Nuclear Laguna Verde (CNLV), es garantizar la integridad estructural de la vasija de presión del reactor. Para identificar y cuantificar el daño ocasionado por irradiación neutrónica en la vasija de cualquier reactor nuclear, es necesario conocer tanto el flujo neutrónico como la fluencia que ha estado recibiendo durante su tiempo de vida de operación, ya que los daños observables por medio de pruebas mecánicas son productos de efectos microestructurales, inducidos por irradiación neutrónica, por lo tanto, es importante el estudio y predicción del flujo neutrónico para así tener un mejor conocimiento del daño que están recibiendo estos materiales.

El cálculo que aquí se describe utilizó el código DORT, el cual resuelve la ecuación de transporte en ordenadas discretas y en dos dimensiones ( $x$ - $y$ ,  $r$ - $\theta$  y  $r$ - $z$ ), que, de acuerdo a la guía reguladora, requiere hacer una aproximación del flujo neutrónico en tres dimensiones mediante el llamado Método de Síntesis. Se le denomina así debido a que se logra una representación del flujo en 3D combinando o sintetizando los flujos calculados por DORT en  $r$ - $\theta$ ,  $r$ - $z$  y  $r$ . En este trabajo se presenta la aplicación del Método de Síntesis, conforme a la Guía Reguladora 1.190 [1], para determinar los flujos 3D en los internos de un reactor BWR utilizando tres diferentes mallas espaciales.

Los resultados obtenidos para el flujo neutrónico así como para la fluencia, utilizando tres mallados distintos en las direcciones  $r$ ,  $\theta$  y  $z$ , fueron comparados con resultados reportados en la literatura obteniéndose una diferencia no mayor a 9.61%, alcanzando el flujo neutrónico su valor máximo,  $1.58\text{E}+12$  n/cm<sup>2</sup>s, a una altura H4 (239.07 cm) y ángulo 32.236° en la envolvente del núcleo y de  $4.00\text{E}+09$  n/cm<sup>2</sup>s a una altura H4 y ángulo 35.27° en la pared interna de la vasija del reactor; posiciones que están acordes dentro de un margen del  $\pm 10\%$  respecto del reportado en la literatura.

# ABSTRACT

One of the main objectives related to the safety of any nuclear power plant, including the Laguna Verde Nuclear Power Plant (CNLV) is to ensure the structural integrity of reactor pressure vessel. To identify and quantify the damage caused by neutron irradiation in the vessel of any nuclear reactor, it is necessary to know both the neutron flux and the neutron fluence that the vessel has been receiving during its operating lifetime, and that the damage observed by mechanical testing are products of microstructural effects induced by neutron irradiation; therefore, it is important the study and prediction of the neutron flux in order to have a better understanding of the damage that these materials are receiving.

The calculation here described uses the DORT code, which solves the neutron transport equation in discrete ordinates in two dimensions ( $x$ - $y$ ,  $r$ - $\theta$  and  $r$ - $z$ ), according to a regulatory guide, it should make an approximation of the neutron flux in three dimensions by the so called Synthesis Method. It is called in that way because it achieves a representation of 3D neutron flux combining or summarizing the fluxes calculated by DORT  $r$ - $\theta$ ,  $r$ - $z$  and  $r$ . This work presents the application of Synthesis Method, according to Regulatory Guide 1190 [1], to determine the 3D fluxes in internal BWR reactor using three different spatial meshes.

The results for the neutron flux and fluence, using three different meshes in the directions  $r$ ,  $\theta$  and  $z$  were compared with results reported in the literature obtaining a difference not larger than 9.61%, neutron flux reached its maximum,  $1.58\text{E}+12$   $\text{n}/\text{cm}^2\text{s}$ , at a height H4 (239.07 cm) and angle  $32.236^\circ$  in the core shroud and  $4.00\text{E}+09$   $\text{n}/\text{cm}^2\text{s}$  at a height H4 and angle  $35.27^\circ$  in the inner wall of the reactor vessel, positions that are consistent to within  $\pm 10\%$  over the ones reported in the literature.

# DEDICATORIA

María Raquel

Francisco Javier

Bruno

Juan Carlos

Guadalupe Raquel

# AGRADECIMIENTOS

A mis directores de tesis Dr. Luis Carlos Longoria Gándara y Dr. Edmundo del Valle Gallegos por todo el apoyo otorgado.

Al M. en C. Marco A. Lucatero y al M. en C. J. Vicente Xolocostli Munguía por todo el apoyo otorgado.

Al Dr. Juan Rafael Guzmán Arriaga, Dr. Arturo Fidencio Méndez Sánchez y Dr. Jesús García Ravelo por aceptar ser parte del jurado.

A la Escuela Superior de Física y Matemáticas del Instituto Politécnico Nacional (ESFM-IPN).

A la Dirección de Investigación Científica del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ).

Al CONACYT por el apoyo otorgado a través del proyecto Evaluación tecnológica para la extensión de la licencia de operación de la central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV) CFE-2006-C05-48109.

# ÍNDICE

	<b>Pág.</b>
<b>Lista de tablas</b> .....	iv
<b>Lista de figuras</b> .....	vi
<b>Introducción</b> .....	x
 <b>Capítulo 1. Descripción del problema por resolver</b>	
1.0 Introducción .....	1
1.1 Importancia de la fragilización por irradiación .....	1
1.2 Antecedentes .....	2
1.3 Envejecimiento por irradiación neutrónica .....	3
 <b>Capítulo 2. Descripción de los programas</b>	
2.0 Introducción .....	5
2.1 SCALE 4.4a .....	5
2.1.1 AJAX .....	6
2.1.2 AIM .....	6
2.1.3 BONAMI .....	6
2.1.4 MALOCS .....	7
2.1.5 NITAWL .....	7
2.1.6 XSDRNPM .....	7
2.2 DORT .....	7
2.2.1 Método de solución del código DORT .....	8
 <b>Capítulo 3. Generación de la biblioteca de secciones eficaces usando SCALE 4.4a</b>	
3.0 Introducción .....	10

3.1 Biblioteca maestra VITAMIN-B6 .....	10
3.2 Colapsamiento de 199 grupos de energía para neutrones y 42 grupos de energía para gammas a 47 grupos de energía para neutrones y 1 grupo de energía para gammas .....	15
 <b>Capítulo 4. Modelos geométricos del reactor BWR en los cálculos de flujo neutrónico con el programa DORT</b>	
4.0 Introducción .....	23
4.1 Modelo geométrico DORT $r-\theta$ .....	23
4.2 Modelo geométrico DORT $r-z$ .....	24
4.3 Modelo geométrico DORT $r$ .....	28
4.4 Obtención de la distribución de intervalos en geometría $r-\theta$ .....	28
 <b>Capítulo 5. Distribución de fuente fija neutrónica</b>	
5.0 Introducción .....	31
5.1 Cálculo de la distribución de fuente de neutrones en el núcleo .....	32
5.1.1 Determinación de la fuente fija .....	33
5.1.2 Metodología usada en CDFMC .....	36
 <b>Capítulo 6. Flujo y fluencia neutrónica</b>	
6.0 Introducción .....	41
6.1 Método de síntesis .....	42
6.2 Flujo neutrónico .....	44
6.2.1 Flujo neutrónico en la envolvente .....	45
6.2.2 Flujo neutrónico en la vasija .....	49
6.3 Fluencia neutrónica .....	51
<b>Conclusiones</b> .....	55
<b>Referencias</b> .....	58

<b>Apéndice A</b> .....	A-1
<b>Apéndice B</b> .....	B-1
<b>Apéndice C</b> .....	C-1

# Lista de tablas

Tabla	Leyenda	Pág.
3.1	Núclidos de ENDF/B-VI en la biblioteca VITAMIN-B6 .....	11
3.2	Funciones de pesado del espectro de neutrones .....	12
3.3	Espectro de energía de gammas en VITAMIN-B6 .....	13
3.4	Espectro de energía de neutrones en VITAMIN-B6 .....	13
3.5	Densidades atómicas usadas en el modelo BWR .....	16
3.6	Abundancias naturales usadas en el modelo BWR .....	17
3.7	Parámetros de la celda BWR .....	17
3.8	Estructura de los 47 grupos de energía de neutrones de la biblioteca de secciones eficaces .....	22
4.1	Datos básicos de diseño del reactor de U2 de la CNLV .....	27
4.2	Datos del reflector superior e inferior del núcleo .....	27
4.3	Mezcla de materiales para cada región del reactor BWR .....	28
5.1	Densidad de fuente de neutrones para el ciclo 4 de operación de la unidad 1 de la CNLV .....	35
6.1	Resultados obtenidos en las posiciones de las soldaduras H1, H2 y H3 con las distintas mallas comparado con los resultados obtenidos en el ININ .....	53
6.2	Resultados obtenidos en las posiciones de las soldaduras V3, V4, V5 y V6 con las distintas mallas comparado con los resultados obtenidos en el ININ .....	54
6.3	Resultados obtenidos en las posiciones de la capsula con las distintas mallas y lo obtenido por el ININ .....	54
A1	Proceso de selección de núclidos de la biblioteca maestra VITAMIN-B6 .....	A-2
A2	Proceso para la generación de las secciones con auto blindajes de los núclidos del BWR .....	A-6
A3	Proceso para el cálculo de los espectros pesados del BWR .....	A-8

A4	Proceso del colapsamiento de las secciones de los núclidos del núcleo del BWR .....	A-10
A5	Proceso de generación de la biblioteca de secciones en “pocos grupos”, todos los núclidos del modelo BWR .....	A-12
B1	DORT geometría $r-\theta$ MALLA 1 .....	B-2
B2	DORT geometría $r-z$ MALLA 1 .....	B-5
B3	DORT geometría $r$ MALLA 1 .....	B-9

# Lista de figuras

Figura	Leyenda	Pág.
1.1	Vasija del reactor BWR .....	3
3.1	Modelo unidimensional del reactor BWR usado para el cálculo del espectro del flujo para el colapsamiento de las secciones eficaces de la biblioteca maestra VITAMIN-B6 ...	16
3.2	Procedimiento para el cálculo de espectro de flujo en las diferentes regiones del BWR .....	19
3.3	Espectros de flujo neutrónico de las diferentes regiones del modelo del reactor BWR .....	20
3.4	Procedimiento para la generación completa de la biblioteca de secciones en pocos grupos de energía (N = No. de grupos de energía de neutrones $\leq 199$ , G = No. de grupos de energía de gammas $\leq 42$ ) .....	21
4.1	Modelo geométrico $r-\theta$ , plano horizontal a través del plano medio del núcleo para un reactor BWR típico .....	24
4.2	Modelo geométrico $r-z$ , para un reactor BWR típico .....	26
4.3	Cálculo de la distribución de intervalos .....	29
4.4	Malla espacial en geometría $r-\theta$ .....	30
5.1	Programas relacionados para el cálculo de flujos neutrónicos con DORT .....	32
5.2	Configuración de un octavo del núcleo de cualquiera de los reactores de la CNLV .....	36
5.3	Distribución de potencia promedio relativa por ensamble para un octavo de núcleo al final del ciclo 4 de la unidad 1 de la CNLV .....	37
5.4	Malla $x-y$ y $r-\theta$ sobrepuestas para la configuración del núcleo de la unidad 1 de la CNLV .....	37
5.5	Intervalo de la malla $r-\theta$ que cae dentro del intervalo $[x_i, x_{i+1}] \times [y_j, y_{j+1}]$ .....	38
5.6	Intervalo de la malla $r-\theta$ que abarca más de un intervalo de la malla $x-y$ .....	38

5.7	Pasos del programa CDFMC para el cálculo de la distribución de fuente en geometría $r-\theta$ .....	39
6.1	Vista interna de la vasija de presión de un reactor tipo BWR .....	41
6.2	Modelo $r-\theta-z$ que muestra las posiciones axiales V3, V4, V5 y V6 .....	46
6.3	Distribución del flujo neutrónico azimut a una altura de H3 (413.99 cm), para $E > 1$ MeV, con las diferentes mallas .....	46
6.4a	Distribución del flujo neutrónico azimut a una altura de H4 (239.07 cm), para $E > 1$ MeV, con las diferentes mallas .....	47
6.4b	Distribución del flujo neutrónico azimut (simetría de espejo) a una altura de H4 (239.07 cm), para $E > 1$ MeV, con las diferentes mallas .....	47
6.5	Distribución del flujo neutrónico azimut a una altura de H3 (67.30 cm), para $E > 1$ MeV, con las diferentes mallas .....	48
6.6	Distribución del flujo neutrónico axial a $45^\circ$ (inicia en 239.07 y termina en 413.99 cm), para $E > 1$ MeV, con las diferentes mallas .....	48
6.7	Distribución del flujo neutrónico axial a $0^\circ$ (inicia en 67.30 y termina en 239.07 cm), para $E > 1$ MeV, con las diferentes mallas .....	49
6.8	Distribución del flujo neutrónico en la vasija del reactor a una altura de 239.07 cm para la MALLA 1 .....	50
6.9	Distribución del flujo neutrónico en la vasija del reactor a una altura de 239.07 cm para la MALLA 2 .....	50
6.10	Distribución del flujo neutrónico en la vasija del reactor a una altura de 239.07 cm para la MALLA 3 .....	51
C1	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H3 de la envolvente del núcleo obtenido con la MALLA 1 .....	C-2
C2	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H4 de la envolvente del núcleo obtenido con la MALLA 1 .....	C-3
C4	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H3 de la envolvente del núcleo obtenido con la MALLA 2 .....	C-4

C5	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H4 de la envolvente del núcleo obtenido con la MALLA 2 .....	C-4
C6	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H5 de la envolvente del núcleo obtenido con la MALLA 2 .....	C-5
C7	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H3 de la envolvente del núcleo obtenido con la MALLA 3 .....	C-5
C8	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H4 de la envolvente del núcleo obtenido con la MALLA 3 .....	C-6
C9	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H5 de la envolvente del núcleo obtenido con la MALLA 3 .....	C-6
C10	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a la altura de H3 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 1 .....	C-7
C11	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a la altura de H4 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 1 .....	C-7
C12	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a la altura de H5 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 1 .....	C-8
C13	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a la altura de H3 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 2 .....	C-8
C14	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a la altura de H4 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 2 .....	C-9
C15	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a la altura de H5 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 2 .....	C-9
C16	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a la altura de H3 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 3 .....	C-10

C17	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a la altura de H4 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 3 .....	C-10
C18	Fluencia neutrónica con $E > 1$ MeV a la altura de H5 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 3 .....	C-11

# INTRODUCCIÓN

Los componentes de un reactor nuclear como la envolvente del núcleo y la vasija del reactor, experimentan irradiación de neutrones como de gammas en forma constante mientras el reactor opera a una potencia fija. Los efectos de dicha irradiación pueden provocar cambios estructurales en los materiales como el fenómeno de fragilización, sobre todo a la altura de la región activa del núcleo. La norma para la autorización y eventual extensión de la vida de operación de un reactor nuclear requiere que la probabilidad de fractura sobre los materiales de la vasija de presión que la componen se reduzca al mínimo, entre otras, esto requiere un programa de vigilancia para dichos materiales y prever una posible rotura provocada por la irradiación neutrónica, degradación y envejecimiento.

Este trabajo presenta parte del desarrollo del programa de vigilancia de la vasija del reactor BWR de Laguna Verde, por lo que es necesario establecer puntos de referencia experimentales y luego desarrollar la metodología de los cálculos que deberán realizarse para reproducir los resultados experimentales. Posteriormente los cálculos se utilizan, dentro de los límites que marca la norma, para predecir el daño futuro, tomando como marco de referencia la extensión de vida y el aumento de potencia del 20% (de la licencia original de 30 años a una potencia térmica de 1931 MWt) de los reactores de la CNLV.

En el Capítulo 1 se describe la importancia del fenómeno de fragilización y envejecimiento provocado por la irradiación neutrónica en los componentes internos de un reactor nuclear BWR, como los de la Central Nuclear Laguna Verde.

En el Capítulo 2 se describen los programas de cómputo así como los distintos módulos de éstos, los cuales se utilizaron tanto para la generación de la biblioteca de secciones eficaces y el cálculo del flujo neutrónico. La descripción de la generación de la biblioteca de secciones eficaces en 47 grupos de

energía para neutrones y 1 grupo de energía para gammas usando el programa SCALE 4.4a que se describe en el Capítulo 3.

En el Capítulo 4 se describen los modelos geométricos  $r-\theta$ ,  $r-z$  y  $r$  del reactor BWR que fueron utilizados en el programa de cómputo DORT para los cálculos del flujo neutrónico. El desarrollo del cálculo de la distribución de fuente fija de neutrones para los archivos de entrada de DORT se discute en el Capítulo 5.

Finalmente, en el Capítulo 6 se dan los resultados obtenidos del cálculo del flujo y la fluencia neutrónica en la envolvente del núcleo y la vasija del reactor nuclear BWR.

Se proporcionan diversas conclusiones, así como tres apéndices donde se describen los archivos de entrada utilizados para la generación de la biblioteca de secciones eficaces utilizados en DORT, para el cálculo del flujo neutrónico y diversas figuras que muestran el comportamiento de la fluencia neutrónica en diversos puntos de interés y con los diferentes mallados espaciales que se desarrollaron en este trabajo.

# Capítulo 1

## Descripción del problema por resolver

### 1.0 Introducción

El objetivo principal de este trabajo es determinar el flujo y la fluencia neutrónica de un reactor nuclear y en este capítulo se explica brevemente por qué es importante conocerlos principalmente para la vasija de presión e internos del reactor. Además de lo importante que esto es para las plantas nucleoelectricas.

### 1.1 Importancia de la fragilización por irradiación

Es bien conocido que tanto la irradiación de neutrones como de gammas altera las propiedades de los materiales, produciendo en ellos lo que se conoce como fragilización (“embrittlement”), fenómeno que es muy importante conocer y evaluar para conocer exactamente el estado de dichos materiales y prever, con anticipación, la posibilidad de un riesgo inaceptable en un reactor nuclear BWR, en particular en las zonas de envolvente del núcleo y vasija del reactor.

Las diferentes condiciones de operación pueden tener un fuerte impacto sobre la estructura integral de la vasija del reactor, por lo que es importante conocer qué cambios o daños pueden producir la irradiación neutrónica y gamma sobre los materiales que componen las distintas partes de un reactor nuclear.

La integridad de la vasija de presión es evaluada mediante el programa de vigilancia de los materiales de la misma, que verifican el estado mecánico de la vasija en función de la dosis de irradiación neutrónica recibida y su evolución en el tiempo. Para poder realizar dicha evaluación es necesario poder determinar el flujo de neutrones así como la fluencia neutrónica en cada uno de los elementos antes mencionados. En el caso de la CNLV, ambas unidades

cuentan con dosímetros colocados en la pared interna de la vasija de presión a la altura de la región activa del combustible. Para determinar tanto el flujo como la fluencia es preciso recurrir a técnicas experimentales como lo son los dosímetros; o bien una herramienta compleja, que permita representar en detalle, geoméricamente hablando, al núcleo, la envolvente y la vasija, tomando en cuenta los internos de ésta que sean necesarios. Una de las herramientas que se utiliza para el cálculo del flujo es el programa de cómputo DORT el cual se aplicó en este trabajo.

## **1.2 Antecedentes**

Los propietarios de las nucleoelectricas deben demostrar que los efectos de la fragilización por irradiación neutrónica no comprometen la integridad estructural de la vasija de presión de los reactores nucleares, tanto en condiciones de operación rutinaria como en accidentes postulados. La CNLV cuenta con dos unidades del tipo reactor de agua en ebullición (BWR), los cuales tienen una vida de diseño de 40 años.

La tendencia internacional es que las plantas que originalmente fueron licenciadas por 30 o 40 años de operación, desarrollen proyectos con suficiente anticipación para extender su vida de operación, renovando las licencias de operación a 20 años más de la vida de diseño [2].

Conforme las nucleoelectricas envejecen, la capacidad de predecir con exactitud el estado mecánico de componentes claves del reactor, en nuestro caso la vasija de presión, es importante desde el punto de vista, tanto de la seguridad como de la extensión de vida de las nucleoelectricas. El diseño para definir la vida de las primeras vasijas se basó en la degradación de las propiedades mecánicas por las condiciones de servicio, pero a esta degradación habría que agregarle el daño por irradiación, de aquí la importancia de saber y/o predecir el flujo y fluencia neutrónica a la cual ha estado expuesta o se expondrá durante el tiempo de vida del reactor en los puntos más vulnerables.

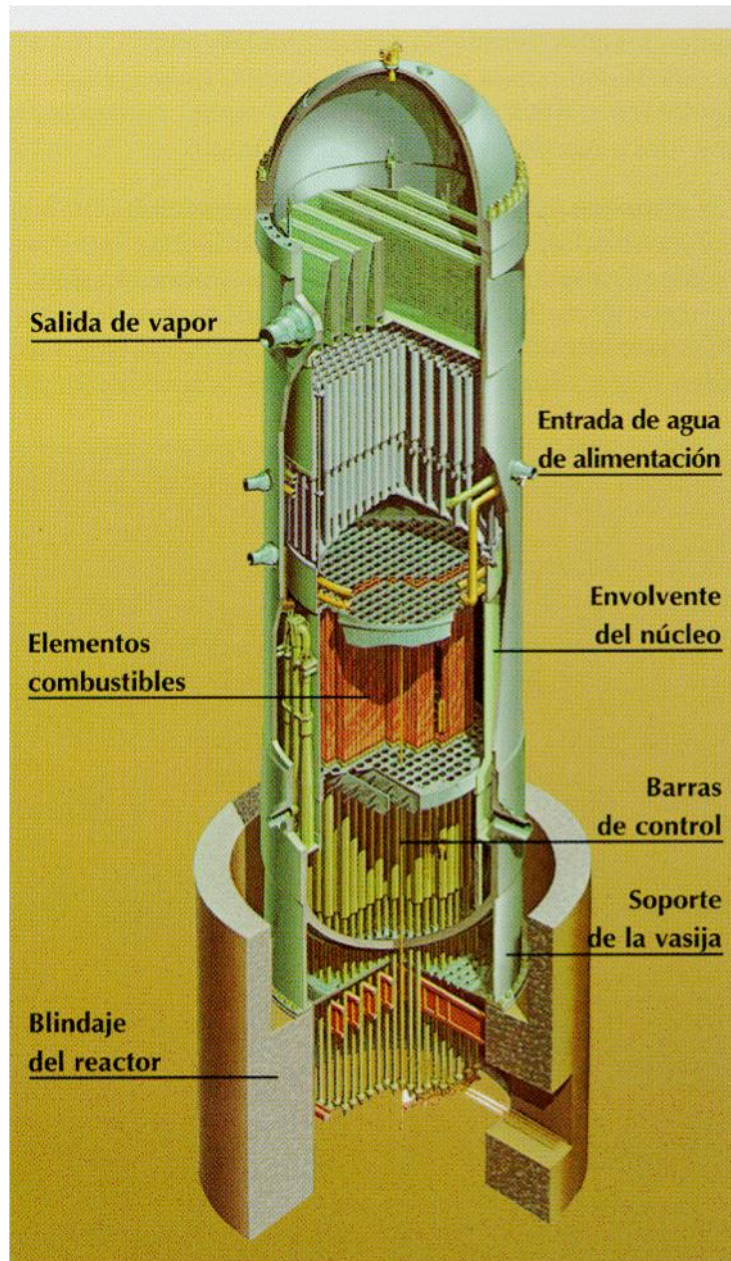


Figura 1.1. Vasija del reactor BWR.

Una parte fundamental dentro de los programas de vigilancia de la planta es el control de los efectos del envejecimiento por irradiación a la vasija de presión y a las componentes internas de la misma para la factibilidad de un posible periodo de extensión de licencia de operación.

### 1.3 Envejecimiento por irradiación neutrónica

En la medida que el material de vasija se fragiliza, su temperatura de transición frágil-dúctil aumenta [2], restringiendo entonces el intervalo de operación de la

planta en Temperatura y Presión, ya que no se puede presurizar la vasija, por debajo de la temperatura de transición, la cual va aumentando a medida que el material envejece por el efecto de la irradiación.

A nivel microestructural el principal mecanismo de fragilización es el endurecimiento producido por partículas nanométricas que se desarrollan como una consecuencia de la irradiación neutrónica. El proceso de fragilización incluye [3]:

1. Generación de defectos de la red cristalina en desplazamientos de cascadas, los efectos primarios se presentan de forma aislada y de pequeños racimos de vacancias e intersticios.
2. Difusión de los defectos primarios y enmarcando la difusión del soluto, originando la formación de racimos complejos de soluto y fases distintas.
3. Apilamiento de dislocaciones y endurecimiento debido a la presencia de racimos de soluto.
4. Endurecimiento inducido  $\Delta T_t$  (corrimiento en la temperatura de transición).

# Capítulo 2

## Descripción de los programas

### 2.0 Introducción

En el estudio de los reactores nucleares es importante conocer el flujo y la fluencia neutrónica. Con esta finalidad, se han empleado paquetes y programas de cómputo para calcularlos. En este capítulo se describe brevemente los módulos utilizados del paquete de cómputo SCALE4.4a para la generación de la biblioteca de secciones eficaces a utilizar en los cálculos de flujo neutrónico y el programa de cómputo DORT, para el cálculo del flujo neutrónico y fluencia neutrónica.

### 2.1 SCALE 4.4a

El concepto original de SCALE 4.4a fue el de proveer secuencias de análisis, además del modelo de la geometría y de los materiales para diversos cálculos relacionados con el estudio de los reactores nucleares. Los archivos de entrada para los diversos módulos que contiene SCALE4.4a tienen un formato libre con el uso extenso de palabras claves del tipo ingenieril.

Los módulos que funcionan independientes son más flexibles, pero tienen más dificultades lógicas y requieren que el usuario introduzca manualmente los conjuntos de datos para los distintos funcionamientos. Sin embargo, la característica más importante de SCALE 4.4a es la capacidad de simplificar el conocimiento para mezclas de materiales y realizar el procedimiento necesario para problemas dependientes de las secciones eficaces [4].

Todos los códigos utilizados para los cálculos de auto-blindaje, corrección por temperatura y colapsamiento de la biblioteca de secciones eficaces en una estructura fina de grupos de energía al formato en pocos grupos son módulos del

sistema SCALE4.4a. Los nombres y descripción breve de los módulos principales se dan a continuación.

### **2.1.1 AJAX**

AJAX (de sus siglas en inglés Automatic Joining of AMPX X-Sections) es un módulo para unir y borrar núclidos de la biblioteca maestra. Opera secuencialmente para construir la nueva biblioteca. Seleccionando una identificación para cada núclido.

### **2.1.2 AIM**

AIM (de sus siglas en inglés AMPEX Interchangeable Masters) es un módulo cuyo primer propósito es ser capaz de pasar de un formato a otro la biblioteca maestra. Toda la biblioteca maestra de secciones eficaces está en formato binario, el cual no es compatible con todas las computadoras. AIM tiene la capacidad para leer el formato binario de la biblioteca maestra y crear un archivo de texto con los datos tomados del formato binario ya que todas las computadoras tienen la capacidad de leer archivos de texto, de esta manera se pueden transmitir los datos entre computadoras.

### **2.1.3 BONAMI**

BONAMI (de sus siglas en inglés BONdarenko AMPEX Interpolation) es un módulo que realiza interpolaciones de los factores de Bondarenko para tomar en cuenta el auto-blindaje en las secciones. Resuelve problemas en multi-zonas de una-dimensión (1-D) en geometrías placa, cilíndrica o esférica. BONAMI requiere una biblioteca maestra AMPX, la cual incluye los datos de Bondarenko para las secciones eficaces. Usando la biblioteca maestra y una descripción de la geometría del sistema, calcula el factor de auto-blindaje de las secciones eficaces y lo escribe dentro de la nueva biblioteca.

#### **2.1.4 MALOCS**

MALOCS (de sus siglas en inglés Miniature AMPEX Library Of Cross Sections) es un módulo para colapsar la estructura de los grupos de energía de la biblioteca maestra de secciones eficaces, a una biblioteca con una estructura de pocos grupos de energía.

#### **2.1.5 NITAWL**

Es un módulo que convierte la biblioteca maestra en un formato de biblioteca de trabajo.

#### **2.1.6 XSDRNPM**

Es un código que realiza un cálculo unidimensional en ordenadas discretas o teoría de difusión usando secciones de una biblioteca de trabajo AMPEX. También, realiza pesado espacial de secciones. En SCALE, el XSDRNPM puede usarse para diferentes propósitos como el cálculo de los espectros de flujo por región del reactor, que es nuestro caso, para así poder realizar el colapsamiento de las secciones eficaces.

### **2.2 DORT**

DORT (de sus siglas en inglés Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport) está directamente basado en el anterior código DOT, y determinan los flujos de partículas en geometrías de una y dos dimensiones debido a fuentes generadas como resultado de la interacción con el medio o por fuentes externas. Su principal aplicación es el estudio del transporte de neutrones y fotones. También puede resolver problemas de criticidad ( $k_{\text{eff}}$ ). Los resultados se pueden obtener en archivos de salida para su posterior análisis o ser impresos [5].

Es uno de los códigos recomendados por la Guía Reguladora 1.190 de la NRC para el cálculo del flujo neutrónico es el código de transporte DORT, el cual al trabajar sólo en dos dimensiones tiene la ventaja de utilizar menos tiempo de procesamiento con respecto a otros códigos como MCNP o TORT [1].

### 2.2.1 Método de solución del código DORT

DORT resuelve la ecuación de transporte de neutrones de Boltzmann en estado estacionario en dos dimensiones para geometrías cilíndrica o rectangular ( $x$ - $y$ ,  $r$ - $\theta$ , y  $r$ - $z$ ). Para resolver la ecuación de transporte de Boltzmann se utiliza el método de ordenadas discretas. En este método se resuelve la ecuación de transporte para un conjunto de direcciones discretas para cada celda de la malla espacial y para cada grupo de energía de la estructura en multigrupos. Se realiza un barrido para cada dirección angular y para cada grupo de energía, empezando en una esquina de la malla (nodo). Esto dependerá del cuadrante que se esté analizando.

La ecuación (2.1), muestra la ecuación de transporte de Boltzmann en estado estacionario, multigrupos, ordenadas discretas y geometría  $x$ - $y$  [6].

$$\begin{aligned} \mu_i \frac{\partial \Psi_{gi}(x, y)}{\partial x} + \eta_i \frac{\partial \Psi_{gi}(x, y)}{\partial y} + \Sigma_{tg}(x, y) \Psi_{gi}(x, y) \\ = \sum_{g'=1}^G \left[ \frac{\chi_{g'}}{k} v_{g'} \Sigma_{fg'}(x, y) + \Sigma_{sg'}(x, y) \right] \sum_{i'=1}^N \omega_{i'} \Psi_{g'i'}(x, y) + S_g(x, y) \end{aligned}$$

$$g = 1, 2, 3, \dots, G; \quad i = 1, 2, 3, \dots, N \quad (2.1)$$

donde:

$\Psi_{gi}$  = función del flujo neutrónico correspondiente al  $g$ -ésimo grupo e  $i$ -ésima componente.

$\mu_i$  = dirección angular en  $x$  correspondiente a la  $i$ -ésima componente.

$\eta_i$  = dirección angular en  $y$  correspondiente a la  $i$ -ésima componente.

$\Sigma_{tg}$  = sección eficaz macroscópica total correspondiente al  $g$ -ésimo grupo.

$\Sigma_{fg}$  = sección eficaz macroscópica de fisión correspondiente al  $g$ -ésimo grupo.

$\Sigma_{sg}$  = sección eficaz macroscópica de dispersión correspondiente al  $g$ -ésimo grupo.

$\omega_i$  = factor de peso correspondiente a la  $i$ -ésima componente.

$k$  = factor de multiplicación.

$\chi_g$  = fracción de neutrones retardados correspondiente al  $g$ -ésimo grupo.

$\nu_g$  = número de neutrones emitidos por fisión correspondiente al  $g$ -ésimo grupo.

$S_g$  = fuentes de neutrones correspondiente al  $g$ -ésimo grupo.

y

$$\psi_{gi} = \psi_g(\mu_i, \eta_i) \quad (2.2)$$

es el flujo angular de neutrones correspondiente al  $g$ -ésimo grupo de energía e  $i$ -ésima dirección angular.

# Capítulo 3

## Generación de la biblioteca de secciones eficaces usando SCALE 4.4a

### 3.0 Introducción

El límite de vida de operación de un reactor, se fija por el grado de fragilización que sufre la vasija de presión y componentes internos, causada en parte, por los daños por radiación neutrónica y gamma; por tanto, es esencial el cálculo del flujo neutrónico y gamma en estos componentes para poder estimar las fluencias neutrónicas y gamma, y sus espectros.

Para tener un buen cálculo del reactor y una buena estimación de los flujos neutrónicos y gamma, es necesario contar con una buena biblioteca de secciones eficaces en multigrupos de todos los materiales que contiene las regiones en que se compone el reactor.

### 3.1 Biblioteca maestra VITAMIN-B6

En este trabajo se utilizó una metodología de generación de bibliotecas de secciones en multigrupos pesadas por los correspondientes espectros de flujo de las diferentes regiones del reactor BWR5 en base a la biblioteca maestra VITAMIN-B6 [7]. La metodología se lleva a cabo de acuerdo con el ANSI/ANS 6.1.2. [8].

La biblioteca maestra VITAMIN-B6, es una nueva biblioteca de secciones eficaces en multigrupos (199 grupos de energía para neutrones y 42 grupos de energía para gammas) derivada de los datos nucleares ENDF/B-VI liberación 3, excepto por dos núclidos (Sn-Nat obtenido de LENDL y Zircaloy-2 obtenido de ENDF/B-IV).

La biblioteca VITAMIN-B6 contiene 120 núclidos los cuales se listan en la Tabla 3.1.

Tabla 3.1. Núclidos de ENDF/B-VI en la biblioteca VITAMIN-B6.

1	Ag-107	31	Cr-53	62	Mg	93	Pu-244
2	Ag-109	32	Cr-54	63	Mn-55	94	Re-185
3	Al-27	33	Cu-63	64	Mo	95	Re-187
4	Am-241	34	Cu-65	65	N-14	96	S
5	Am-242	35	Eu-151	66	N-15	97	S-32
6	Am-242m	36	Eu-152	67	Na-23	98	Si
7	Am-243	37	Eu-153	68	Nb-93	99	Sn-Nat
8	Au-197	38	Eu-154	69	Ni-58	100	Ta-181
9	B-10	39	Eu-155	70	Ni-60	101	Ta-182
10	B-11	40	F-19	71	Ni-61	102	Th-230
11	Ba-138	41	Fe-54	72	Ni-62	103	Th-232
12	Be-9	42	Fe-56	73	Ni-64	104	Ti
13	Be-9 (Térmica)	43	Fe-57	74	Np-237	105	U-232
14	Bi-209	44	Fe-58	75	Np-238	106	U-233
15	C	45	Ga	76	Np-239	107	U-234
16	C (Grafito)	46	H-1 (H <sub>2</sub> O)	77	O-16	108	U-235
17	Ca	47	H-1 (CH <sub>2</sub> )	78	O-17	109	U-236
18	Cd-Nat	48	H-2 (D <sub>2</sub> O)	79	P-31	110	U-237
19	Cl-Nat	49	H-3	80	Pa-231	111	U-238
20	Cm-241	50	He-3	81	Pa-233	112	V
21	Cm-242	51	He-4	82	Pb-206	113	W-Nat
22	Cm-243	52	Hf-174	83	Pb-207	114	W-182
23	Cm-244	53	Hf-176	84	Pb-208	115	W-183
24	Cm-245	54	Hf-177	85	Pu-236	116	W-184
25	Cm-246	55	Hf-178	86	Pu-237	117	W-186
26	Cm-247	56	Hf-179	87	Pu-238	118	Y-89
27	Cm-248	57	Hf-180	88	Pu-239	119	Zr
28	Co-59	58	In-Nat	89	Pu-240	120	Zr
29	Cr-50	59	K	90	Pu-241		(Zircaloy-2)
30	Cr-52	60	Li-6	91	Pu-242		
		61	Li-7	92	Pu-243		

La actual estructura en 199 grupos de energía de neutrones en VITAMIN-B6 fue seleccionada de los 175 grupos de energía de VITAMIN-J (una biblioteca europea basada en las estructuras de VITAMIN-C y VITAMIN-E) y los 27 grupos usados en la biblioteca de blindaje de sistema SCALE, con diferencia para las fronteras de VITAMIN-J a altas energías cuando los valores de energía son significativamente diferentes. En el rango de energía térmica, el cual contiene 36 grupos de energía, la frontera superior está en 5.043 eV.

La estructura de los grupos de energía de gammas, está basada en una combinación de los 42 grupos gamma de VITAMIN-J y los 18 grupos de la biblioteca para blindaje de SCALE4.4a. La energía superior está en 30 MeV, la cual permite una apropiada representación de gammas de alta energía de la captura de neutrones de altas energías. Aunque la sección de captura a energías de neutrones entre 20 y 30 MeV es pequeña, tal que una reacción en algunos materiales podría producir gammas con energías entre 20 y 30 MeV.

La función de pesado de neutrones, se escoge de la forma típica para problemas de blindaje de reactores de fisión. Los cortes de energías para las tres regiones del espectro son similares a las usadas en VITAMIN-C. La energía de corte entre las formas Maxwelliana y  $1/E$  es en 0.125 eV.

Tabla 3.2. Funciones de pesado del espectro de neutrones.

<u>Espectro</u>	<u>Límites de energía</u>	<u>Grupos</u>
1. Maxwelliano Espectro térmico ( $kT = 0.025$ eV) $W_1(E) = C_1 E e^{-E/kT}$	$10^{-5}$ eV a 0.125 eV	188 - 199
2. "1/E" Espectro de frenado $W_2(E) = C_2 / E$	0.125 eV a 820.8 keV	67 - 187
3. Espectro de fisión ( $\theta = 1.273$ MeV) $W_3(E) = C_3 E^{1/2} e^{-E/\theta}$	820.8 keV a 20 MeV	1 - 66

El espectro de energía es pesado, utilizando las siguientes constantes:  $C_1 = 9498.4$  eV<sup>-2</sup>;  $C_2 = 1.0$ ;  $C_3 = 2.5625$  MeV<sup>-1.5</sup> [9].

El espectro de pesado de las gammas consiste de un espectro  $1/E$  con un espectro a bajas energías para representar la absorción fotoeléctrica y un espectro a altas energías correspondiente al valor Q para captura de neutrones.

El orden de dispersión usado tanto para neutrones como para gammas es  $P_7$ , para núclidos con  $Z = 1$  a  $Z = 29$  y  $P_5$  para los otros núclidos.

La estructura en 42 grupos de energía de gammas se muestra en la Tabla 3.3 y en la Tabla 3.4, el espectro de energía en 199 grupos para neutrones en la biblioteca maestra VITAMIN-B6.

Tabla 3.3. Espectro de energía de gammas en VITAMIN-B6.

Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)	Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)
1	3.00000E+07	2.00000E+07	22	1.33000E+06	1.00000E+06
2	2.00000E+07	1.40000E+07	23	1.00000E+06	8.00000E+05
3	1.40000E+07	1.20000E+07	24	8.00000E+05	7.00000E+05
4	1.20000E+07	1.00000E+07	25	7.00000E+05	6.00000E+05
5	1.00000E+07	8.00000E+06	26	6.00000E+05	5.12000E+05
6	8.00000E+06	7.50000E+06	27	5.12000E+05	5.10000E+05
7	7.50000E+06	7.00000E+06	28	5.10000E+05	4.50000E+05
8	7.00000E+06	6.50000E+06	29	4.50000E+05	4.00000E+05
9	6.50000E+06	6.00000E+06	30	4.00000E+05	3.00000E+05
10	6.00000E+06	5.50000E+06	31	3.00000E+05	2.00000E+05
11	5.50000E+06	5.00000E+06	32	2.00000E+05	1.50000E+05
12	5.00000E+06	4.50000E+06	33	1.50000E+05	1.00000E+05
13	4.50000E+06	4.00000E+06	34	1.00000E+05	7.50000E+04
14	4.00000E+06	3.50000E+06	35	7.50000E+04	7.00000E+04
15	3.50000E+06	3.00000E+06	36	7.00000E+04	6.00000E+04
16	3.00000E+06	2.50000E+06	37	6.00000E+04	4.50000E+04
17	2.50000E+06	2.00000E+06	38	4.50000E+04	4.00000E+04
18	2.00000E+06	1.66000E+06	39	4.00000E+04	3.00000E+04
19	1.66000E+06	1.50000E+06	40	3.00000E+04	2.00000E+04
20	1.50000E+06	1.34000E+06	41	2.00000E+04	1.00000E+04
21	1.34000E+06	1.33000E+06	42	1.00000E+04	0

Tabla 3.4. Espectro de energía de neutrones en VITAMIN-B6.

Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)	Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)
1	1.96400E+07	1.73320E+07	11	1.28400E+07	1.25230E+07
2	1.73320E+07	1.69050E+07	12	1.25230E+07	1.22140E+07
3	1.69050E+07	1.64870E+07	13	1.22140E+07	1.16180E+07
4	1.64870E+07	1.56830E+07	14	1.16180E+07	1.10520E+07
5	1.56830E+07	1.49180E+07	15	1.10520E+07	1.05130E+07
6	1.49180E+07	1.45500E+07	16	1.05130E+07	1.00000E+07
7	1.45500E+07	1.41910E+07	17	1.00000E+07	9.51230E+06
8	1.41910E+07	1.38400E+07	18	9.51230E+06	9.04840E+06
9	1.38400E+07	1.34990E+07	19	9.04840E+06	8.60710E+06
10	1.34990E+07	1.28400E+07	20	8.60710E+06	8.18730E+06

Continuación de la Tabla 3.4.

Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)	Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)
21	8.18730E+06	7.78800E+06	72	6.39280E+05	6.08100E+05
22	7.78800E+06	7.40820E+06	73	6.08100E+05	5.78440E+05
23	7.40820E+06	7.04690E+06	74	5.78440E+05	5.50230E+05
24	7.04690E+06	6.70320E+06	75	5.50230E+05	5.23400E+05
25	6.70320E+06	6.59240E+06	76	5.23400E+05	4.97870E+05
26	6.59240E+06	6.37630E+06	77	4.97870E+05	4.50490E+05
27	6.37630E+06	6.06530E+06	78	4.50490E+05	4.07620E+05
28	6.06530E+06	5.76950E+06	79	4.07620E+05	3.87740E+05
29	5.76950E+06	5.48810E+06	80	3.87740E+05	3.68830E+05
30	5.48810E+06	5.22050E+06	81	3.68830E+05	3.33730E+05
31	5.22050E+06	4.96590E+06	82	3.33730E+05	3.01970E+05
32	4.96590E+06	4.72370E+06	83	3.01970E+05	2.98490E+05
33	4.72370E+06	4.49330E+06	84	2.98490E+05	2.97210E+05
34	4.49330E+06	4.06570E+06	85	2.97210E+05	2.94520E+05
35	4.06570E+06	3.67880E+06	86	2.94520E+05	2.87250E+05
36	3.67880E+06	3.32870E+06	87	2.87250E+05	2.73240E+05
37	3.32870E+06	3.16640E+06	88	2.73240E+05	2.47240E+05
38	3.16640E+06	3.01190E+06	89	2.47240E+05	2.35180E+05
39	3.01190E+06	2.86510E+06	90	2.35180E+05	2.23710E+05
40	2.86510E+06	2.72530E+06	91	2.23710E+05	2.12800E+05
41	2.72530E+06	2.59240E+06	92	2.12800E+05	2.02420E+05
42	2.59240E+06	2.46600E+06	93	2.02420E+05	1.92550E+05
43	2.46600E+06	2.38520E+06	94	1.92550E+05	1.83160E+05
44	2.38520E+06	2.36530E+06	95	1.83160E+05	1.74220E+05
45	2.36530E+06	2.34570E+06	96	1.74220E+05	1.65730E+05
46	2.34570E+06	2.30690E+06	97	1.65730E+05	1.57640E+05
47	2.30690E+06	2.23130E+06	98	1.57640E+05	1.49960E+05
48	2.23130E+06	2.12250E+06	99	1.49960E+05	1.42640E+05
49	2.12250E+06	2.01900E+06	100	1.42640E+05	1.35690E+05
50	2.01900E+06	1.92050E+06	101	1.35690E+05	1.29070E+05
51	1.92050E+06	1.82680E+06	102	1.29070E+05	1.22770E+05
52	1.82680E+06	1.73770E+06	103	1.22770E+05	1.16790E+05
53	1.73770E+06	1.65300E+06	104	1.16790E+05	1.11090E+05
54	1.65300E+06	1.57240E+06	105	1.11090E+05	9.80370E+04
55	1.57240E+06	1.49570E+06	106	9.80370E+04	8.65170E+04
56	1.49570E+06	1.42270E+06	107	8.65170E+04	8.25030E+04
57	1.42270E+06	1.35340E+06	108	8.25030E+04	7.94990E+04
58	1.35340E+06	1.28740E+06	109	7.94990E+04	7.19980E+04
59	1.28740E+06	1.22460E+06	110	7.19980E+04	6.73790E+04
60	1.22460E+06	1.16480E+06	111	6.73790E+04	5.65620E+04
61	1.16480E+06	1.10800E+06	112	5.65620E+04	5.24750E+04
62	1.10800E+06	1.00260E+06	113	5.24750E+04	4.63090E+04
63	1.00260E+06	9.61640E+05	114	4.63090E+04	4.08680E+04
64	9.61640E+05	9.07180E+05	115	4.08680E+04	3.43070E+04
65	9.07180E+05	8.62940E+05	116	3.43070E+04	3.18280E+04
66	8.62940E+05	8.20850E+05	117	3.18280E+04	2.85010E+04
67	8.20850E+05	7.80820E+05	118	2.85010E+04	2.70000E+04
68	7.80820E+05	7.42740E+05	119	2.70000E+04	2.60580E+04
69	7.42740E+05	7.06510E+05	120	2.60580E+04	2.47880E+04
70	7.06510E+05	6.72060E+05	121	2.47880E+04	2.41760E+04
71	6.72060E+05	6.39280E+05	122	2.41760E+04	2.35790E+04

Continuación de la Tabla 3.4.

Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)	Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)
123	2.35790E+04	2.18750E+04	162	8.31530E+00	6.47600E+00
124	2.18750E+04	1.93050E+04	163	6.47600E+00	5.04350E+00
125	1.93050E+04	1.50340E+04	164	5.04350E+00	3.92790E+00
126	1.50340E+04	1.17090E+04	165	3.92790E+00	3.05900E+00
127	1.17090E+04	1.05950E+04	166	3.05900E+00	2.38240E+00
128	1.05950E+04	9.11880E+03	167	2.38240E+00	1.85540E+00
129	9.11880E+03	7.10170E+03	168	1.85540E+00	1.44500E+00
130	7.10170E+03	5.53080E+03	169	1.44500E+00	1.30000E+00
131	5.53080E+03	4.30740E+03	170	1.30000E+00	1.12530E+00
132	4.30740E+03	3.70740E+03	171	1.12530E+00	1.08000E+00
133	3.70740E+03	3.35460E+03	172	1.08000E+00	1.04000E+00
134	3.35460E+03	3.03540E+03	173	1.04000E+00	1.00000E+00
135	3.03540E+03	2.74650E+03	174	1.00000E+00	8.76430E-01
136	2.74650E+03	2.61260E+03	175	8.76430E-01	8.00000E-01
137	2.61260E+03	2.48520E+03	176	8.00000E-01	6.82560E-01
138	2.48520E+03	2.24870E+03	177	6.82560E-01	6.25060E-01
139	2.24870E+03	2.03470E+03	178	6.25060E-01	5.31580E-01
140	2.03470E+03	1.58460E+03	179	5.31580E-01	5.00000E-01
141	1.58460E+03	1.23410E+03	180	5.00000E-01	4.13990E-01
142	1.23410E+03	9.61120E+02	181	4.13990E-01	3.66800E-01
143	9.61120E+02	7.48520E+02	182	3.66800E-01	3.25000E-01
144	7.48520E+02	5.82950E+02	183	3.25000E-01	2.75000E-01
145	5.82950E+02	4.54000E+02	184	2.75000E-01	2.25000E-01
146	4.54000E+02	3.53570E+02	185	2.25000E-01	1.84000E-01
147	3.53570E+02	2.75360E+02	186	1.84000E-01	1.50000E-01
148	2.75360E+02	2.14450E+02	187	1.50000E-01	1.25000E-01
149	2.14450E+02	1.67020E+02	188	1.25000E-01	1.00000E-01
150	1.67020E+02	1.30070E+02	189	1.00000E-01	7.00000E-02
151	1.30070E+02	1.01300E+02	190	7.00000E-02	5.00000E-02
152	1.01300E+02	7.88930E+01	191	5.00000E-02	4.00000E-02
153	7.88930E+01	6.14420E+01	192	4.00000E-02	3.00000E-02
154	6.14420E+01	4.78510E+01	193	3.00000E-02	2.10000E-02
155	4.78510E+01	3.72660E+01	194	2.10000E-02	1.45000E-02
156	3.72660E+01	2.90230E+01	195	1.45000E-02	1.00000E-02
157	2.90230E+01	2.26030E+01	196	1.00000E-02	5.00000E-03
158	2.26030E+01	1.76040E+01	197	5.00000E-03	2.00000E-03
159	1.76040E+01	1.37100E+01	198	2.00000E-03	5.00000E-04
160	1.37100E+01	1.06770E+01	199	5.00000E-04	0
161	1.06770E+01	8.31530E+00			

**3.2 Colapsamiento de 199 grupos de energía para neutrones y 42 grupos de energía para gammas a 47 grupos de energía para neutrones y 1 grupo de energía para gammas**

De la biblioteca maestra VITAMIN-B6, se genera una biblioteca de secciones con auto-blindaje para el modelo unidimensional del reactor BWR, el cual se utiliza para determinar el espectro del flujo para el colapsamiento de los grupos de energía. El modelo unidimensional del reactor BWR, se muestra en la Figura 3.1. Los constituyentes del carbón y del acero inoxidable fueron auto-blindados en una mezcla que sólo contiene acero. Las densidades atómicas y abundancias naturales usadas en el modelo BWR, se dan en la Tabla 3.5.

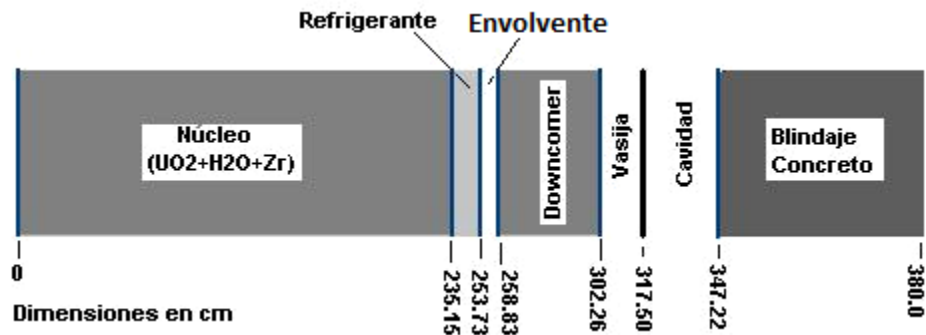


Figura 3.1. Modelo unidimensional del reactor BWR usado para el cálculo del espectro del flujo para el colapsamiento de las secciones eficaces de la biblioteca maestra VITAMIN-B6.

Tabla 3.5. Densidades atómicas usadas en el modelo BWR.

Material	Densidad atómica ( $b^{-1} \text{ cm}^{-1}$ )	Material	Densidad atómica ( $b^{-1} \text{ cm}^{-1}$ )
Núcleo homogéneo		Refrigerante	
Hidrógeno	$1.535 \times 10^{-2}$	Hidrógeno	$4.950 \times 10^{-2}$
Oxígeno	$7.677 \times 10^{-3}$	Oxígeno	$2.475 \times 10^{-2}$
Zirconio	$5.765 \times 10^{-3}$		
$^{235}\text{U}$	$1.213 \times 10^{-4}$		
$^{238}\text{U}$	$5.322 \times 10^{-3}$		
Oxígeno en el Combustible	$1.088 \times 10^{-2}$		
Acero inoxidable		Acero al Carbón	
Carbón	$2.37 \times 10^{-4}$	Carbón	$9.81 \times 10^{-4}$
Silicio	$8.93 \times 10^{-4}$	Silicio	$3.71 \times 10^{-4}$
Cromo	$1.74 \times 10^{-2}$	Cromo	$1.27 \times 10^{-4}$
Manganeso	$1.52 \times 10^{-3}$	Manganeso	$1.12 \times 10^{-3}$
Fierro	$5.83 \times 10^{-2}$	Fierro	$8.19 \times 10^{-2}$
Níquel	$8.55 \times 10^{-3}$	Níquel	$4.44 \times 10^{-4}$
Concreto			
Hidrógeno	$7.77 \times 10^{-3}$	Aluminio	$2.39 \times 10^{-3}$
Carbón	$1.15 \times 10^{-4}$	Silicón	$1.58 \times 10^{-2}$
Oxígeno	$4.38 \times 10^{-2}$	Potasio	$6.93 \times 10^{-4}$
Sodio	$1.05 \times 10^{-2}$	Calcio	$2.29 \times 10^{-3}$
Manganeso	$1.48 \times 10^{-4}$	Fierro	$3.13 \times 10^{-4}$

Tabla 3.6. Abundancias naturales usadas en el modelo BWR.

Isótopo	%	Isótopo	%	Isótopo	%
Cr-50	4.345	Fe-54	5.9	Ni-58	68.27
Cr-52	83.79	Fe-56	91.72	Ni-60	26.10
Cr-53	9.5	Fe-57	2.1	Ni-61	1.13
Cr-54	2.365	Fe-58	0.28	Ni-62	3.59
				Ni-64	0.91

A los núclidos específicos contenidos en las regiones del modelo unidimensional del reactor BWR se corrigieron por efectos de temperatura y se colapsaron usando su correspondiente espectro de flujo. En la región del núcleo, a los núclidos se calcularon, también los auto-blindajes por resonancia usando un modelo de celda combustible-camisa-moderador. Los parámetros principales para el modelo de celda del BWR se dan en la Tabla 3.7. Adicionalmente, a los elementos constituyentes de la cubierta del núcleo, downcomer, vasija de presión y concreto (blindaje biológico), se les calculó su auto-blindaje usando las densidades atómicas dadas en la Tabla 3.5.

Tabla 3.7. Parámetros de la celda BWR.

Radio interno de la camisa (cm)	0.53213		
Radio exterior de la camisa (cm)	0.6134	Elementos que componen el moderador	Densidades atómicas del Moderador ( $b^{-1} \text{ cm}^{-1}$ )
Radio de la celda (cm)	0.9174	H	$2.475 \times 10^{-2}$
	Temperatura (K)	O	$1.238 \times 10^{-2}$
Combustible	921	Elementos que componen el Zircaloy	Densidades atómicas del Zircaloy ( $b^{-1} \text{ cm}^{-1}$ )
Camisa	672	Cr	$7.64 \times 10^{-5}$
Moderador	583	Fe	$1.45 \times 10^{-4}$
Elementos que componen el combustible	Densidades atómicas del combustible ( $b^{-1} \text{ cm}^{-1}$ )	Ni	$8.77 \times 10^{-4}$
U-235	$4.595 \times 10^{-4}$	Zr	$4.27 \times 10^{-2}$
U-238	$2.177 \times 10^{-2}$		
O	$4.455 \times 10^{-2}$		

Todos los códigos utilizados para los cálculos de auto-blindaje, corrección por temperatura y colapsamiento de la biblioteca en una estructura fina de grupos de

energía a un formato en pocos grupos son módulos del sistema SCALE 4.4a. Los nombres y descripción breve de los módulos principales se dieron en el Capítulo 2. La primera parte del procedimiento de colapsamiento se da en la Figura 3.2, la cual es un diagrama de la secuencia de pasos necesarios para seleccionar y especificar los conjuntos de secciones eficaces y realizar los cálculos de transporte unidimensionales del reactor BWR. Los resultados del procedimiento son los espectros de flujo en 199 grupos de energía de neutrones y 42 grupos de energía para gammas, usando el módulo XSDRNPM. La Figura 3.3, muestra los espectros de flujo neutrónico en 199 grupos de energía para cada una de las regiones del modelo BWR. Los listados de las entradas para el caso BONAMI y los dos casos XSDRNPM se dan en el Apéndice A.

Después de obtenido el espectro del flujo, el siguiente paso del procedimiento de colapsamiento incluye el módulo MALOCS, el cual realiza el colapsamiento en pocos grupos de energía utilizando los espectros correspondientes. El diagrama esquemático del procedimiento de colapsamiento se da en la Figura 3.4. El listado completo de los casos MALOCS se dan en el Apéndice A.

La biblioteca en pocos grupos de energía, biblioteca del problema específico, será una tabla de ancho igual al número de grupos de energía de neutrones, N mas el número de grupos de energía de gammas, G y una longitud de N+G+3 (No. de grupos mas 3). Las posiciones en la tabla están definidas como:

1. Sección de absorción ( $\sigma_a$ ),
2. Sección de fisión por el número de neutrones producidos por fisión ( $\nu\sigma_f$ ),
3. Sección total ( $\sigma_T$ ), y
4. Sección de dispersión dentro del mismo grupo ( $\sigma_{g \rightarrow g}$ ).

Estas posiciones son seguidas por la matriz de transferencia estándar de dispersión hacia abajo.

Cada matriz de secciones  $(N+G) \times (N+G+3)$  está precedida por una tarjeta de título conteniendo cuatro parámetros enteros, un descriptor alfa-numérico y un identificador del código. Los parámetros enteros incluyen: (1) el número de columnas en la tabla de secciones, (2) el número de renglones en la tabla, (3) un código de control, el cual generalmente no se usa y (4) un número de identificación único. El campo descriptor de 36 caracteres puede contener cualquier información pertinente, pero usualmente incluye el orden de  $P_L$ , el elemento o isótopo específico [9].

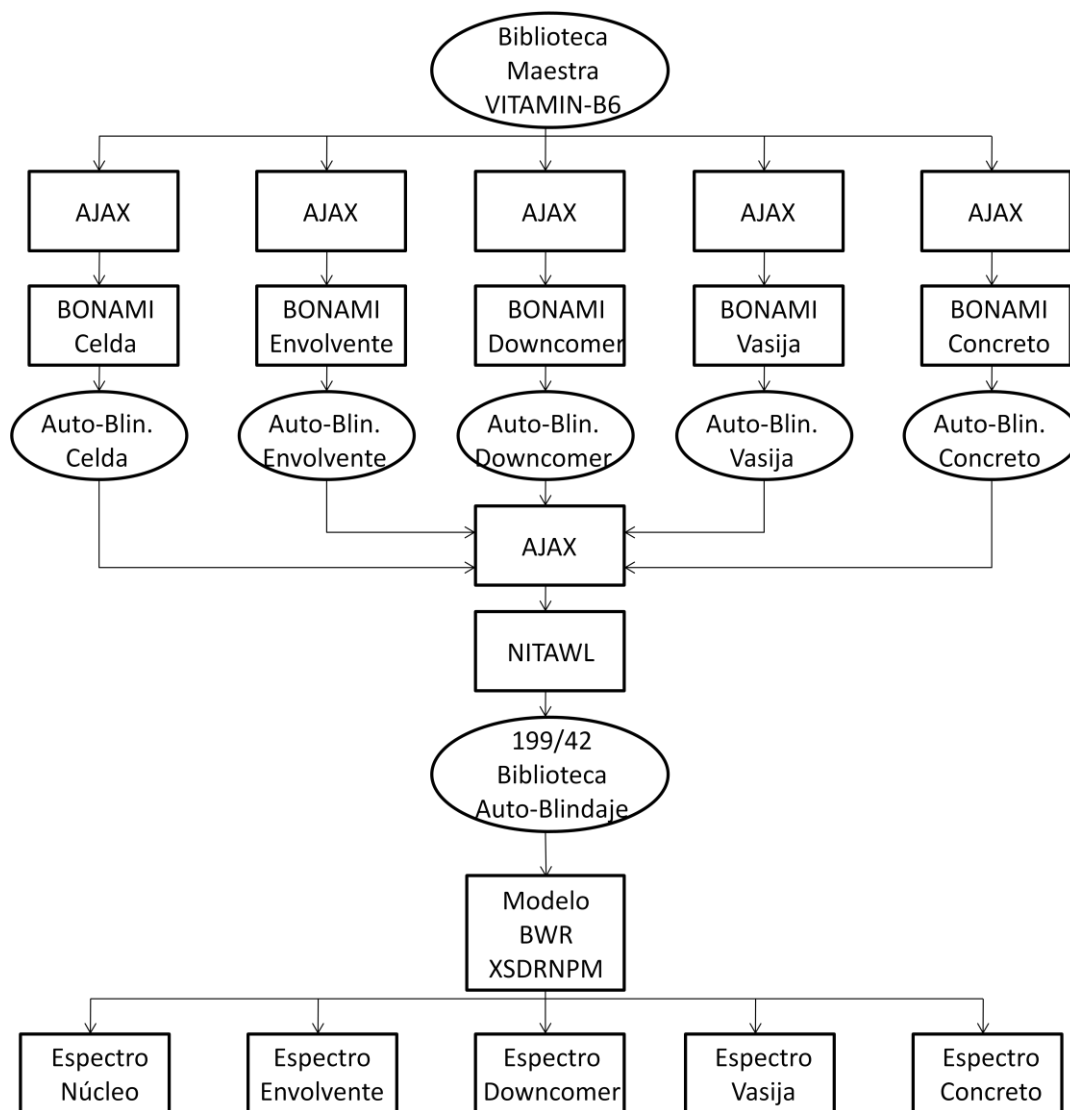


Figura 3.2. Procedimiento para el cálculo de espectro de flujo en las diferentes regiones del BWR.

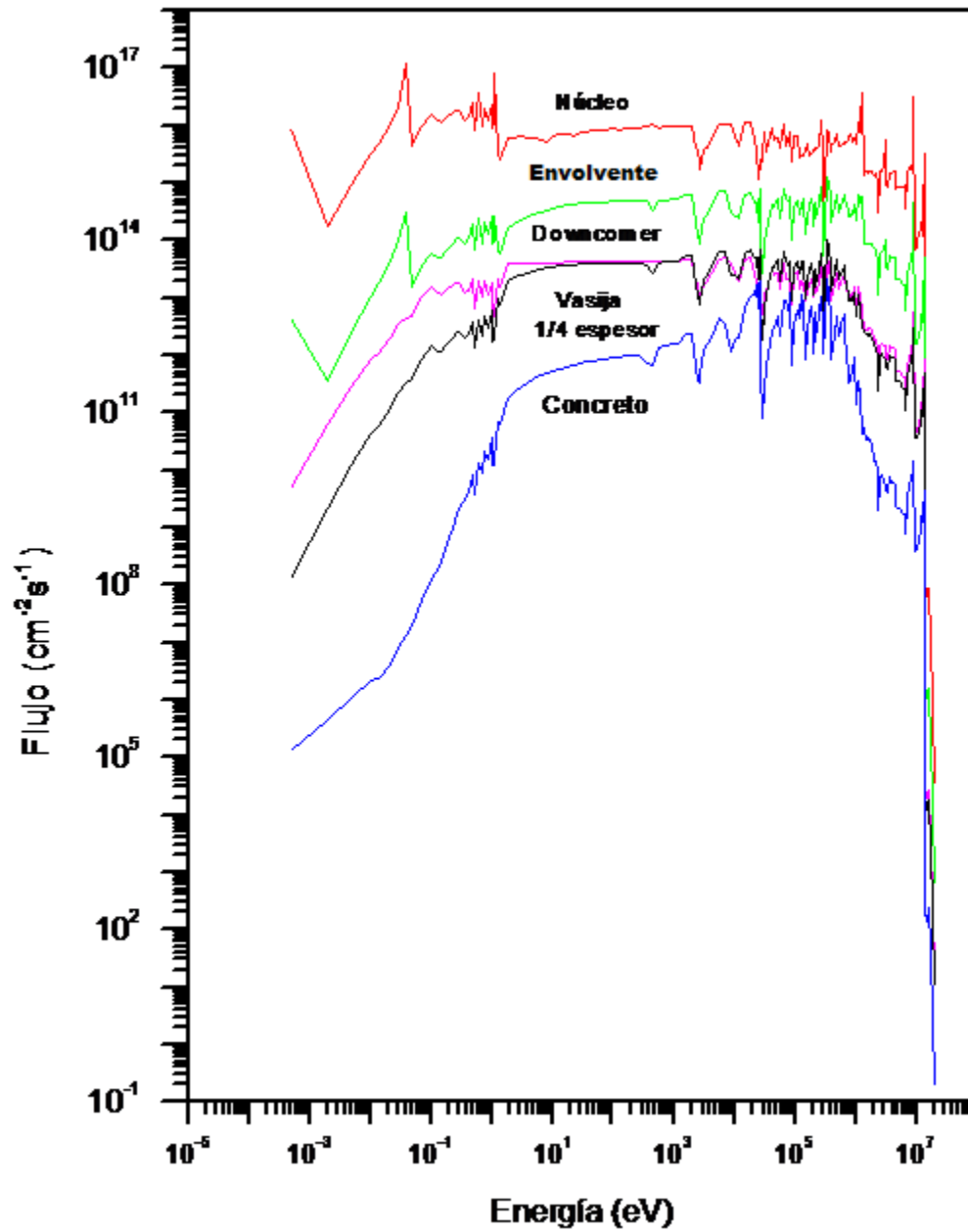


Figura 3.3. Espectros de flujo neutrónico en las diferentes regiones del modelo del reactor BWR.

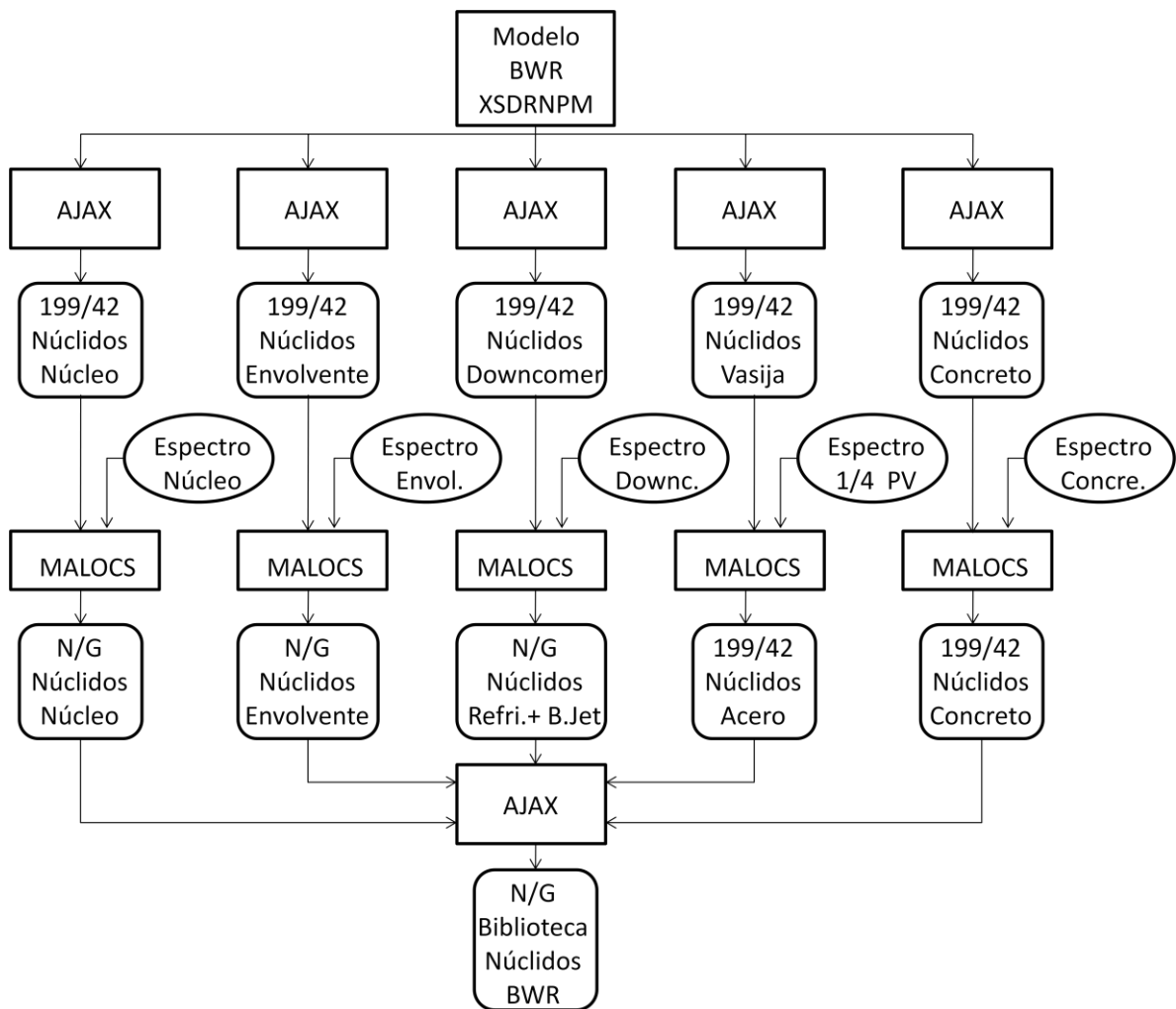


Figura 3.4. Procedimiento para la generación completa de la biblioteca de secciones en pocos grupos de energía (N = No. de grupos de energía de neutrones  $\leq 199$ , G = No. de grupos de energía de gammas  $\leq 42$ ).

La estructura de los 47 grupos de energía de neutrones utilizada en los cálculos, se muestra en la Tabla 3.8.

Tabla 3.8. Estructura de los 47 grupos de energía de neutrones de la biblioteca de secciones eficaces.

Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)	Grupo	Energía Superior (eV)	Energía Inferior (eV)
1	1.96400E+07	1.45500E+07	25	2.97210E+05	1.83160E+05
2	1.45500E+07	1.25230E+07	26	1.83160E+05	1.11090E+05
3	1.25230E+07	1.05130E+07	27	1.11090E+05	6.73790E+04
4	1.05130E+07	9.04840E+06	28	6.73790E+04	4.08680E+04
5	9.04840E+06	7.78800E+06	29	4.08680E+04	3.18280E+04
6	7.78800E+06	6.37630E+06	30	3.18280E+04	2.60580E+04
7	6.37630E+06	5.22050E+06	31	2.60580E+04	2.41760E+04
8	5.22050E+06	4.06570E+06	32	2.41760E+04	2.18750E+04
9	4.06570E+06	3.16640E+06	33	2.18750E+04	1.50340E+04
10	3.16640E+06	2.86510E+06	34	1.50340E+04	7.10170E+03
11	2.86510E+06	2.59240E+06	35	7.10170E+03	3.35460E+03
12	2.59240E+06	2.38520E+06	36	3.35460E+03	1.58460E+03
13	2.38520E+06	2.34570E+06	37	1.58460E+03	4.54000E+02
14	2.34570E+06	2.23130E+06	38	4.54000E+02	2.14450E+02
15	2.23130E+06	1.92050E+06	39	2.14450E+02	1.01300E+02
16	1.92050E+06	1.65300E+06	40	1.01300E+02	3.72660E+01
17	1.65300E+06	1.35340E+06	41	3.72660E+01	1.06770E+01
18	1.35340E+06	1.00260E+06	42	1.06770E+01	5.04350E+00
19	1.00260E+06	8.20850E+05	43	5.04350E+00	1.85540E+00
20	8.20850E+05	7.42740E+05	44	1.85540E+00	8.76430E-01
21	7.42740E+05	6.08100E+05	45	8.76430E-01	4.13990E-01
22	6.08100E+05	4.97870E+05	46	4.13990E-01	1.00000E-01
23	4.97870E+05	3.68830E+05	47	1.00000E-01	0
24	3.68830E+05	2.97210E+05			

# Capítulo 4

## Modelos geométricos del reactor BWR en los cálculos de flujo neutrónico con el programa DORT

### 4.0 Introducción

El método utilizado para calcular los flujos en el reactor en tres dimensiones en este trabajo fue el de síntesis el cual se explica en el Capítulo 6. El método de síntesis necesita los flujos en  $r$ - $\theta$ ,  $r$ - $z$  y  $r$  para poder obtener una aproximación en tres dimensiones del flujo por lo que es necesario contar con modelos que representen cada una de las regiones que componen el reactor para las distintas geometrías analizadas, las cuales se explican a continuación.

### 4.1 Modelo geométrico DORT $r$ - $\theta$

En el modelo geométrico DORT  $r$ - $\theta$ , para el cálculo de la distribución azimutal del flujo escalar para el grupo de energía  $g$ ,  $\phi_g(r, \theta)$ , se considera un octavo de núcleo con condiciones de frontera reflectivas en  $0^\circ$  y  $45^\circ$ . El modelo incluye la región del núcleo, la región de refrigerante, la envolvente, el downcomer (incluyendo bombas jet y tubos elevadores), la vasija, las cavidades, el aislamiento y el blindaje de concreto; tal y como se muestra en la Figura 4.1. La geometría  $r$ - $\theta$ , corresponde a un cilindro de altura infinita en el que la fuente de neutrones, composición de los materiales y el flujo varían azimutal y radialmente. La geometría del núcleo origina que el flujo neutrónico tenga una variación azimutal. Las formas irregulares de las fronteras del núcleo se representan por diferentes radios en función de  $\theta$ , causando que el flujo fuera del núcleo también varíe significativamente en función de  $\theta$ . La composición del material de la región del núcleo y densidad de fuente de neutrones en el modelo geométrico  $r$ - $\theta$  representan las condiciones del núcleo en el plano medio de su longitud activa (a 190.5 cm respecto al fondo de la longitud activa). La mallas usadas en los cálculos en geometría  $r$ - $\theta$ , fueron de 108, 207,

413 intervalos radiales, hasta el blindaje de concreto, y 45, 90, 180 intervalos azimutales correspondientes con una aproximación de ordenadas discretas  $S_8$ , de acuerdo a la normatividad [6].

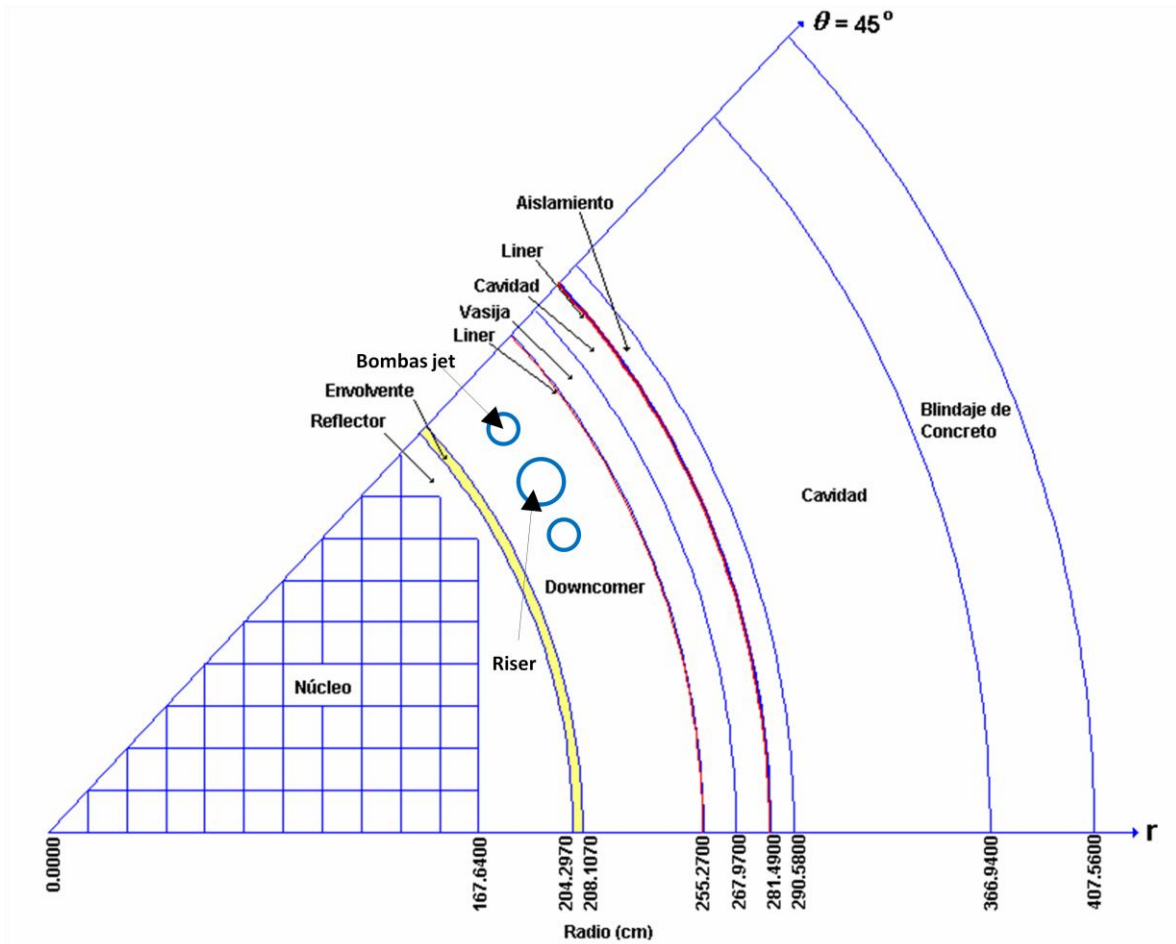


Figura 4.1. Modelo geométrico  $r-\theta$ , plano horizontal a través del plano medio del núcleo para un reactor BWR típico.

## 4.2 Modelo geométrico DORT $r-z$

El cálculo de la distribución del flujo escalar axial para el grupo de energía  $g$ ,  $\phi_g(r, z)$  se realizó con un modelo geométrico  $(r, z)$  considerando solamente la mitad del núcleo con condiciones de frontera de reflexión en  $r = 0$ . Que incluye una representación cilíndrica simplificada de la configuración del núcleo y simulación realista de las variaciones de densidad de potencia y densidad de refrigerante en la dirección axial, para lo cual, la longitud activa del núcleo se dividió en siete

regiones axiales con diferentes densidades de refrigerante (concentraciones de vacíos) y además, se toma en cuenta la variación de la densidad del agua a la entrada y a la salida del núcleo en la región de placa soporte/agua de entrada al núcleo y guía superior/reflector, respectivamente. Además, el plano  $r$ - $z$  corresponde a la posición azimutal  $\theta = 0$ .

En la geometría  $(r, z)$ , se supone que las componentes cilíndricas del reactor tales como la envolvente, downcomer, vasija de presión, etc. son axialmente simétricas; esto es, las variaciones radiales y axiales de sus dimensiones se representan correctamente. Como el núcleo del reactor no tiene geometría cilíndrica, éste se modeló como un volumen cilíndrico con un radio efectivo que preserva el volumen total del núcleo. El modelo geométrico  $(r, z)$  del reactor que se utilizó en los cálculos de transporte se presenta en la Figura 4.2. En los cálculos en geometría  $(r, z)$  se utilizaron mallas de 108, 207, 413, intervalos radiales y 72, 144, 288 intervalos axiales respectivamente. La aproximación de ordenadas discretas empleada fue la  $S_{16}$ , igualmente de acuerdo a la normatividad [6].

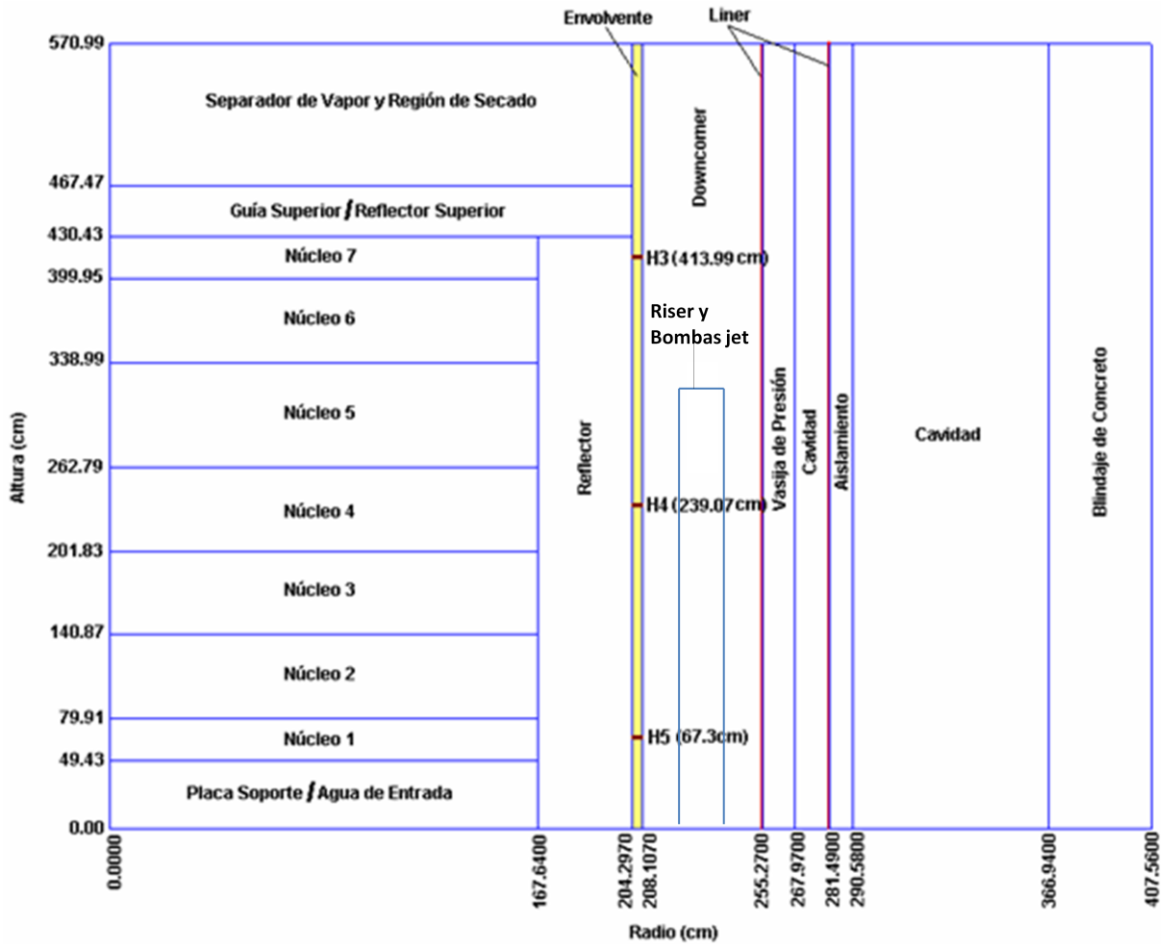


Figura 4.2. Modelo geométrico  $r$ - $z$ , para un reactor BWR típico.

Las composiciones de materiales en las regiones (núcleo, reflector, envolverte, vasija etc.) de los modelos DORT, son mezclas homogenizadas, en las cuales se toman en cuenta las fracciones de volumen de los materiales contenidos en cada región. Las dimensiones y material de las principales componentes o regiones del reactor se dan en las Tablas 4.1 y 4.2.

Tabla 4.1. Datos básicos de diseño del reactor de U2 de la CLV.

Parámetros del reactor		Material
Temperatura de entrada del refrigerante	278.9 °C	
Presión de operación del núcleo	7.2 MPa	
Temperatura de saturación en el núcleo	287.7 °C	
Radio interno de la envolvente del núcleo	204.297 cm	
Espesor de la envolvente del núcleo	3.81 cm	SS-304L
Radio interno del liner de la Vasija de Presión	254.794 cm	
Espesor del liner de la VPR	0.476 cm	SS-304
Radio interno de la VPR (Vasija de Presión del Reactor)	255.27 cm	
Espesor de la pared de la VPR	12.7 cm	SA-533 B CL.1
Radio del centro de la bomba jet y tubo al centro del núcleo	231.444 cm	
Número de bombas Jet	20	SS-304
Diámetro interno de las bombas Jet	15.405 cm	
Diámetro exterior de las bombas Jet	16.828 cm	
Diámetro interior de los tubos de agua	25.745 cm	
Diámetro exterior de los tubos de agua	27.305 cm	

Tabla 4.2. Datos del reflector superior e inferior del núcleo.

Región	Diámetro (d) Espesor (e)	Material
Región de entrada de agua	(e) 44.35 cm	SS-304, agua saturada, Zr
Placa soporte del núcleo	(d) 401.015 cm (e) 5.08 cm	Inconel 699, agua saturada
Guía superior del núcleo	(d) 409.86 cm	70% de vacíos, Zr
Reflector superior	(d) 409.86 cm	SS-304, 70% de vacíos, Zr
Separadores de vapor y región de secadores	(d) 409.86 cm	70% de vacíos

Las especificaciones de las composiciones de los materiales de la mezcla homogénea de cada región del reactor, utilizadas en los cálculos de transporte, se dan en la Tabla 4.3.

Tabla 4.3. Mezcla de materiales para cada región del reactor BWR.

Región/Mezcla	Isótopo	Región/Mezcla	Isótopo
Núcleo: - Combustible - Refrigerante	$O, {}^{235}U, {}^{238}U, {}^{239}Pu,$ ${}^{240}Pu, {}^{241}Pu, {}^{242}Pu$ Zr, H, O	Agua en Downcomer	H, O
Placa soporte/Agua de entrada	H, O, Cr, Mn, Fe, Ni, Si, C	Liner de la Vasija	Cr, Mn, Ni, Fe, C, Si
Placa guía/Reflector superior	H, O, Zr, Cr, Mn, Fe, Ni, Si, C	Vasija	Cr, Mn, Ni, Fe, C, Si
Separadores de vapor y Región de secado	H, O	Cavidad	O
Reflector	H, O	Aislante	Al
Envolvente	Cr, Mn, Ni, Fe, C, Si	Pared de Concreto	H, C, O, Na, Mg, Al, Si, K, Ca, Fe

### 4.3 Modelo geométrico DORT $r$

El cálculo de la distribución del flujo neutrónico para el grupo de energía  $g$ , en una dimensión  $\phi_g(r)$ , se realizó con un modelo geométrico  $r$  definido por el radio transversal del modelo  $r$ - $z$  en el plano medio del núcleo.

### 4.4 Obtención de la distribución de intervalos en geometría $r$ - $\theta$

Debido a la geometría del núcleo, se hace necesario obtener una distribución de intervalos, ya que a medida que se avanza azimutalmente, el núcleo varía radialmente, originan cambios en la cantidad de intervalos para el núcleo así como para la región del reflector. El procedimiento consiste en tomar cada intervalo de la malla azimutal y ver dentro de cuál conjunto de intervalos queda (estos intervalos corresponden a los puntos de la periferia del núcleo, donde éste cambia de dirección). Una vez sabiendo el conjunto al que pertenece es posible calcular la posición radial que tiene. Por ejemplo para  $\theta_i$ , que estuviera entre 0 y  $\theta_B$  (ver Figura 4.3) éste debe cumplir cualquiera de las siguientes condiciones:

$$\text{Si } 0 \leq \theta_i \leq \theta_A; \text{ entonces } r_i = \frac{x}{\cos \theta_i} \quad (4.1)$$

$$\text{Si } \theta_A \leq \theta_i \leq \theta_B; \text{ entonces } r_i = \frac{x}{\sin \theta_i} \quad (4.2)$$

La Figura 4.3 muestra un acercamiento de los intervalos, en la que se puede observar con detalle la forma de los mismos y la forma como se distribuyen para cada región.

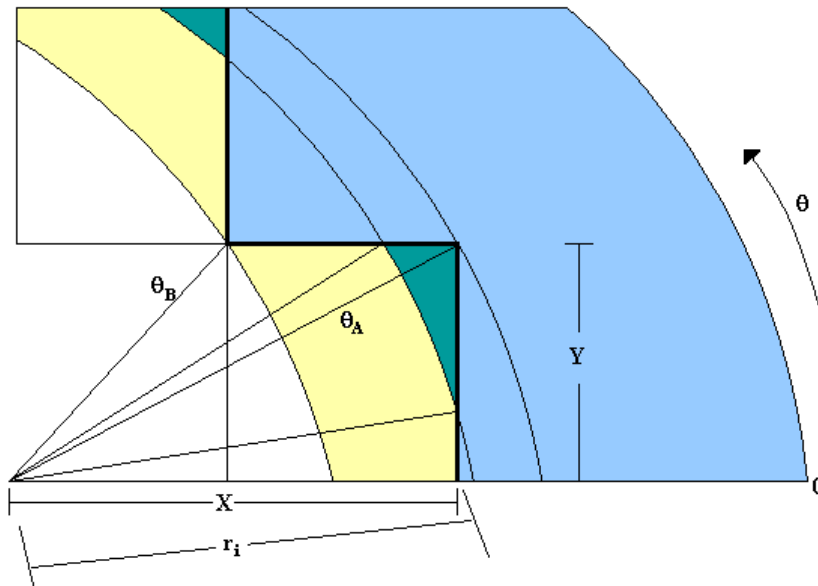


Figura 4.3. Cálculo de la distribución de intervalos.

En la Figura 4.4 se muestra la forma de la malla  $r-\theta$  (hasta la parte de la envolvente), en la cual se representó también la forma del núcleo.

En la geometría en  $r-z$  no se hizo la distribución de intervalos debido a que la forma de todas las regiones consideradas es rectangular, como se puede observar en el modelo para  $r-z$  (ver Figura 4.2) [6, 10, 11].

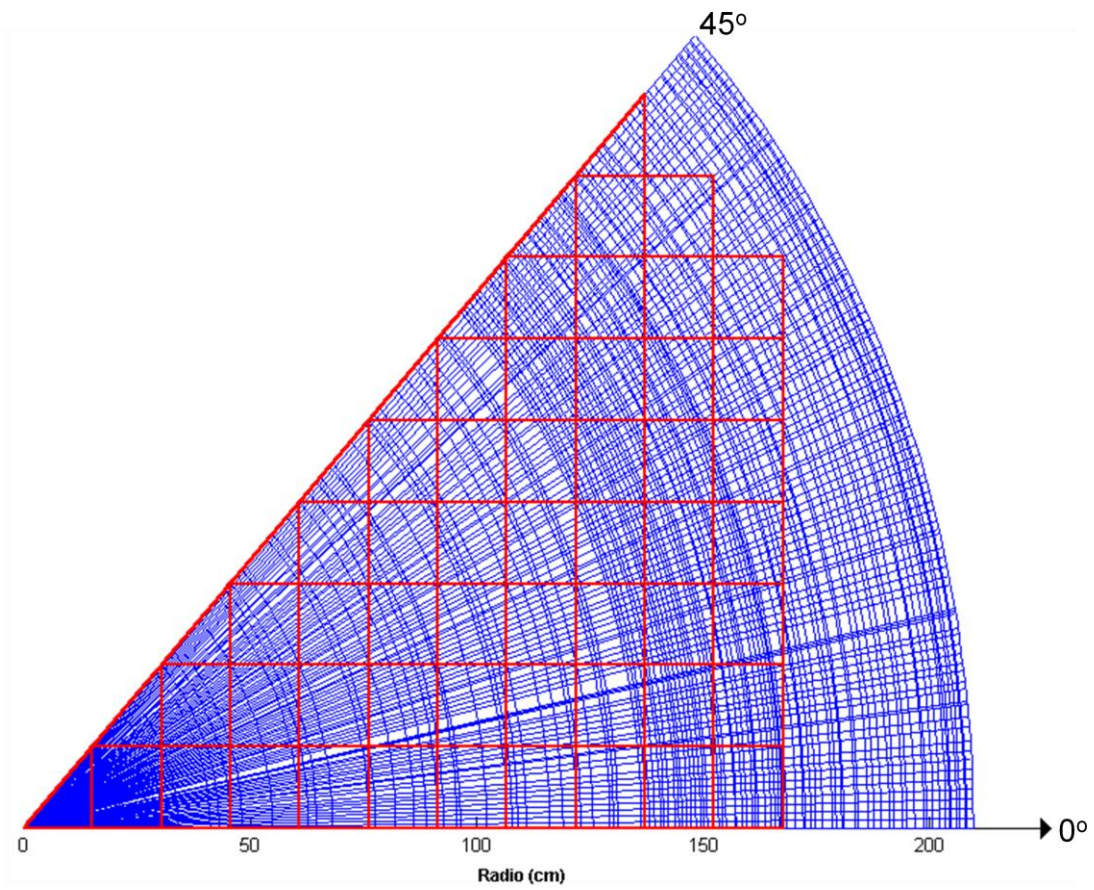


Figura 4.4. Malla espacial en geometría  $r-\theta$ .

# Capítulo 5

## Distribución de fuente fija neutrónica

### 5.0 Introducción

La mayoría de las guías estándar para el cálculo de flujos neutrónicos o fluencias en la vasija de un reactor nuclear, hacen énfasis en el cálculo adecuado de la fuente fija neutrónica que se le debe proporcionar al código de transporte utilizado (en este caso DORT), con el fin de encontrar valores de flujo lo suficientemente aproximados. Así mismo, consideran que el cálculo de la fuente neutrónica implica una dificultad considerable en el caso de la geometría  $r-\theta$ , ya que la configuración de los ensambles del núcleo de un reactor está basada en geometría  $x-y$ , por lo que es necesario hacer un mapeo adecuado para encontrar el término de fuente asociado a los intervalos  $r-\theta$  a partir de una distribución de fuente en coordenadas rectangulares. Por lo que investigadores del ININ desarrollaron el programa de cómputo auxiliar nombrado “Cálculo de la Distribución de Fuente usando Monte Carlo” (CDFMC) [12] el cual realiza los cálculos de la distribución de fuente fija axial y azimutal del núcleo, en base a las recomendaciones del NUREG/CR-6115, BNL-NUREG-52395 [13]. Este programa fue escrito en FORTRAN.

El cálculo de la distribución de fuente en coordenadas  $r-\theta$  está basado en una técnica de generación aleatoria de puntos con el objetivo de medir las áreas resultado de la superposición de las dos mallas (una en geometría  $r-\theta$  y otra en geometría  $x-y$ ). Como es de esperarse, el tiempo de ejecución aumenta considerablemente a medida que el número de puntos generados aleatoriamente es mayor, por lo que los tiempos de ejecución varían desde algunos minutos hasta algunas horas (dependiendo del procesador utilizado).

El programa de cómputo CDFMC se puede usar en conjunto con otros programas de cómputo para la obtención de las distribuciones de fuente en geometría

cilíndrica y en una dimensión. La Figura 5.1 muestra el uso de CDFMC y demás programas relacionados con los cálculos de flujo neutrónico de DORT.

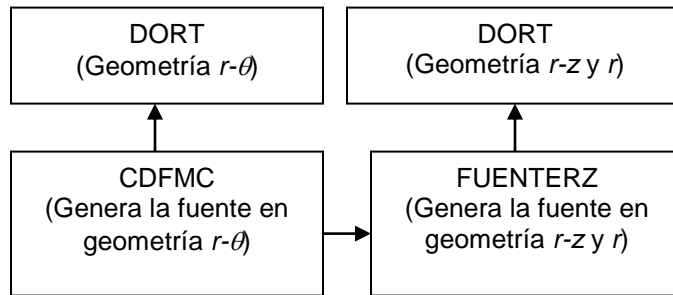


Figura 5.1. Programas relacionados para el cálculo de flujos neutrónicos con DORT.

El programa de cómputo FUENTERZ hace un promedio azimutal de la fuente obtenida con CDFMC (Fuente en geometría  $r-\theta$ ) para después hacer un promedio axial con el perfil de flujo que el usuario le dé como entrada. Este programa junto con el CDFMC fueron desarrollados por investigadores del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) [12]. Finalmente el código DORT resuelve la ecuación de transporte de neutrones en dos dimensiones para diferentes geometrías, en este caso la geometría  $r-\theta$  y la geometría  $x-y$ . Con dichos cálculos es posible aplicar el método de Síntesis para el cálculo del flujo neutrónico en tres dimensiones [1].

## 5.1 Cálculo de la distribución de fuente de neutrones en el núcleo

El primer paso en los cálculos de fuente fija para diferentes geometrías es la evaluación de la fuente neutrónica total, partiendo de la potencia térmica total del reactor. Dicha fuente neutrónica queda determinada en función del número de isótopos presentes en el combustible, de su espectro de fisión, del número promedio de neutrones por fisión y del quemado del combustible. En base a los datos disponibles se pueden hacer diversas simplificaciones al considerar los efectos de quemado directamente en la biblioteca de secciones eficaces y

considerar espectros de fisión promedio de los isótopos que contribuyen de manera más significativa a la fuente neutrónica.

Una vez que se tiene la fuente neutrónica total del reactor, se procede a obtener la fuente neutrónica en cada intervalo de la malla rectangular (en coordenadas  $x-y$ ), que delimita los ensambles de combustible o en su caso las barras de combustible.

El siguiente paso será obtener las distribuciones de fuente para los intervalos de la malla  $r-\theta$ , para lo cual se utiliza el programa de cómputo CDFMC. Finalmente, en base a la distribución de fuente fija en geometría  $r-\theta$  obtenida previamente, se utiliza el programa FUENTERZ para obtener un perfil radial resultado del promedio azimutal pesado en áreas el cual al combinarlo con un perfil axial de potencia proporcionado por el usuario da como resultado las distribuciones de fuente fija en geometrías  $r-z$  y  $r$ .

### 5.1.1 Determinación de la fuente fija

La distribución de potencia en un reactor nuclear típico experimenta cambios significativos durante la vida del reactor. Para la determinación de la distribución de la fuente neutrónica para cálculos de predicción de daños, se recomienda una distribución de potencia promediada en tiempo. Para métodos de multigrupos, la fuente neutrónica se puede determinar por medio de la siguiente ecuación [14]:

$$S_{rg} = \chi_g \bar{\nu} P_r \quad (5.1)$$

en donde:

$S$  = es la fuente de neutrones,

$r$  = es un nodo espacial,

$g$  = es un grupo de energía,

$\bar{\nu}$  = es el número promedio de neutrones por fisión,

$\chi_g$  = es la fracción del espectro de fisión en el grupo  $g$ , y

$P_r$  = es la razón de fisión en el nodo  $r$ .

La razón de fisión en el nodo  $r$  está dada en términos de la potencia térmica  $PT$  y un factor de conversión  $FC$ .

$$P_r = \frac{PT FC}{VTC} \quad (5.2)$$

Es importante resaltar en este punto que la mayoría de los códigos de transporte en ordenadas discretas necesitan que la distribución de fuente fija esté dada como una densidad, es decir, por unidad de volumen, por lo que el factor  $VTC$  es el volumen total del combustible en  $\text{cm}^3$ .

El factor de conversión  $FC$  está dado por:

$$FC = \left[ \frac{6.242 \times 10^{18} \text{ MeV/s}}{\text{MWt}} \right] \left[ \frac{\text{fisión}}{\text{ERF (MeV)}} \right] \quad (5.3)$$

en donde  $ERF$  es la energía recuperable por fisión la cual dependerá de los isótopos que haya y del quemado. Cuando los efectos del quemado se contemplan en la biblioteca de secciones eficaces utilizada, la energía recuperable por fisión ( $ERF$ ) queda dada únicamente como el promedio de las  $ERF$  de los isótopos que contribuyen de manera significativa al proceso de fisión, por lo que el factor  $ERF$  quedará dado por la siguiente ecuación:

$$ERF = \frac{\sum_{i=1}^{NI} ER(i)}{NI} \quad (5.4)$$

en donde  $ER(i)$  es la energía recuperable por fisión para el isótopo  $i$  y  $NI$  es el número total de isótopos.

De igual forma, el número promedio de neutrones por fisión  $\bar{\nu}$  dependerá del quemado y de los isótopos que componen el combustible así como de la energía del neutrón que produce la fisión.

En este caso, considerando que las fisiones se llevan a cabo con energías térmicas (lo cual es una buena aproximación debido a que el mayor porcentaje de fisiones se dan con neutrones térmicos), y además considerando nuevamente que los efectos del quemado se han tomado en cuenta en la biblioteca de secciones eficaces, se tendrá lo siguiente:

$$\bar{\nu} = \frac{\sum_{i=1}^{NI} \bar{\nu}(i)}{NI} \quad (5.5)$$

en donde  $\bar{\nu}(i)$  es el número promedio de neutrones por fisión del isótopo  $i$  en el intervalo térmico y  $NI$  es el número total de isótopos.

La fuente para un nodo  $r$ , para el grupo  $g$ , considerando  $NI$  isótopos diferentes quedará dada entonces por la siguiente ecuación:

$$S_{rg} = \bar{\nu} P_r \frac{\sum_{i=1}^{NI} \chi_g^i}{NI} \quad (5.6)$$

Tabla 5.1. Densidad de fuente de neutrones para el ciclo 4 de operación de la unidad 1 de la CNLV [10].

Potencia térmica	1931 MWt
Densidad de fuente	1.001169E+15 neutrones/cm <sup>3</sup> -s
Número promedio de neutrones por fisión $\bar{\nu}$	2.6445
Energía promedio recuperable por fisión	195.7 MeV/fisión

### 5.1.2 Metodología usada en CDFMC

El punto medular del procedimiento es poder calcular una distribución de fuente en geometría  $r-\theta$  a partir de una distribución de fuente en geometría  $x-y$ .

Con la teoría discutida en la sección anterior se puede calcular el término de fuente en cualquier intervalo de la malla  $x-y$ , partiendo de su distribución de potencia relativa por ensamble o por intervalo especificado, la distribución de potencia radial promedio por ensamble en el núcleo y la distribución axial de potencia promedio del núcleo, se tomaron de los reportes “Laguna Verde Unit 1 – Nuclear Design Report – GE” [15, 16]. La Figura 5.2 muestra la configuración de un octavo de núcleo de cualquiera de los reactores de la CNLV, en donde para cada uno de los ensambles se especifica una potencia relativa mostrada en la Figura 5.3, en este caso se toma la distribución radial de potencia para el ciclo 4 de la Unidad 1 de la CNLV.

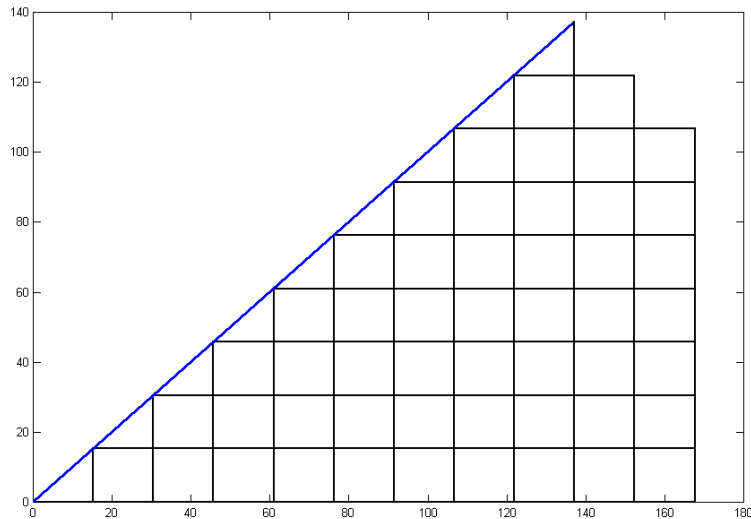


Figura 5.2. Configuración de un octavo del núcleo de cualquiera de los reactores de la CNLV.

								0.307			
							0.848	0.484	0.291		
						1.443	1.089	1.233	0.742	0.697	0.215
				1.155	1.239	1.417	1.029	0.884	0.784	0.334	
		1.043	1.026	1.500	1.290	0.933	0.967	0.854	0.371		
	1.545	1.299	1.528	1.378	1.484	1.100	1.247	0.899	0.395		
	1.028	1.232	1.531	1.184	1.536	1.020	1.382	1.072	0.894	0.404	
0.886	1.181	1.517	1.210	1.249	1.333	1.494	1.063	0.999	0.888	0.394	

Figura 5.3. Distribución de potencia promedio relativa por ensamble para un octavo de núcleo al final del ciclo 4 de la unidad 1 de la CNLV.

El problema del cálculo de la distribución de fuente en coordenadas  $r-\theta$  surge cuando en base a esta distribución se desea calcular la distribución pero en los intervalos  $r-\theta$  deseados, por ejemplo los mostrados en la Figura 5.4, en la cual se ha sobrepuesto una malla  $r-\theta$  en la configuración del núcleo en geometría  $x-y$ , mostrada en la Figura 5.2.

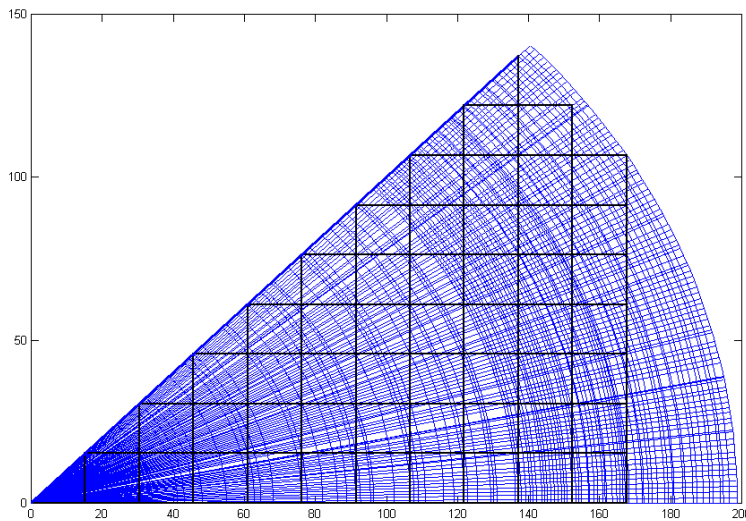


Figura 5.4. Malla  $x-y$  y  $r-\theta$  sobrepuestas para la configuración del núcleo de la unidad 1 de la CNLV.

Si se hace un acercamiento, a cualquiera de los intervalos de la malla  $r-\theta$ , se verá que el intervalo puede abarcar una parte de varios intervalos de la malla  $x-y$ , ó en

el mejor de los casos, estar contenido por completo en uno de los intervalos. En este último caso realmente no hay nada que hacer pues al tener una densidad de fuente en el intervalo  $x$ - $y$ , la densidad de fuente para el intervalo  $r$ - $\theta$  será la misma (recordando que se tienen términos de fuente por unidad de volumen). En la Figura 5.5 se ilustra este caso.

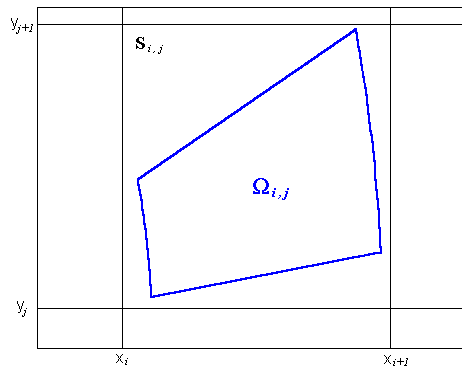


Figura 5.5. Intervalo de la malla  $r$ - $\theta$  que cae dentro del intervalo  $[x_i, x_{i+1}] \times [y_j, y_{j+1}]$ .

Si  $S_{i,j}$  es la densidad de fuente del intervalo  $[x_i, x_{i+1}] \times [y_j, y_{j+1}]$ , entonces la densidad de fuente del intervalo  $\Omega_{i,j}$  será  $S_{i,j}$ .

El problema surge en el primer caso cuando el intervalo  $r$ - $\theta$  abarca varios intervalos de la malla  $x$ - $y$ . La Figura 5.6 ejemplifica esta situación a detalle.

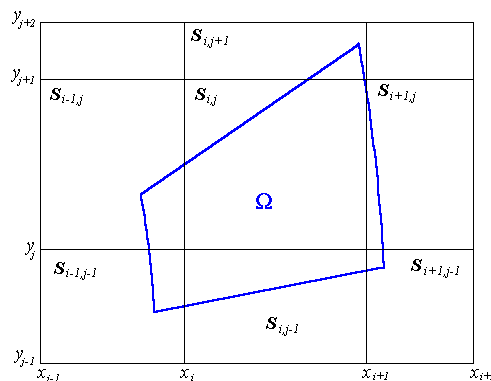


Figura 5.6. Intervalo de la malla  $r$ - $\theta$  que abarca más de un intervalo de la malla  $x$ - $y$ .

En este caso la densidad de fuente del intervalo  $r-\theta$  estará compuesta por contribuciones de todos los intervalos en los que está contenido (7 intervalos para este ejemplo).

El cálculo de dichas contribuciones se realiza usando el programa de cómputo CDFMC la Figura 5.7 ilustra paso a paso el cálculo y la secuencia del programa se describe a continuación.

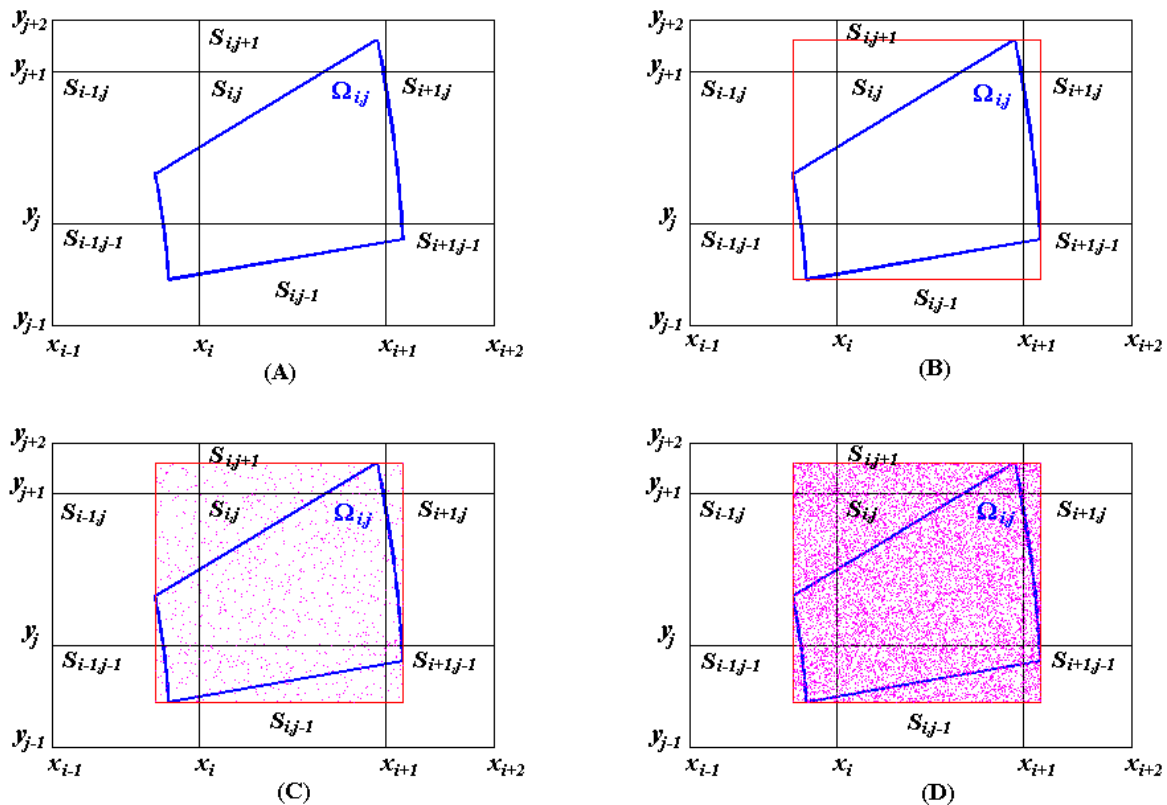


Figura 5.7. Pasos del programa CDFMC para el cálculo de la distribución de fuente en geometría  $r-\theta$ .

- (A). Se identifica entre qué intervalos  $x-y$  se encuentra el intervalo  $\Omega_{i,j}$ .
- (B). Se construye un rectángulo de área mínima que contenga a dicho intervalo  $\Omega_{i,j}$ .
- (C). Se crean puntos aleatorios en el intervalo  $[0,1]$  y mediante una transformación lineal se hace que dichos puntos queden dentro del rectángulo de área mínima construido en el inciso anterior.

(D). Se finaliza con la creación de puntos aleatorios y se cuentan los puntos que están dentro del intervalo  $\Omega_{i,j}$  los cuales se denotarán por la variable  $NTP$  y los que están dentro del intervalo  $\Omega_{i,j}$  pero además dentro del intervalo  $[x_k, x_{k+1}] \times [y_l, y_{l+1}]$ , los cuales se denotarán por la variable  $NP(k,l)$ .

La densidad de fuente para el intervalo  $\Omega_{i,j}$  estará denotada por la variable  $S(\Omega_{i,j})$  y estará dada por la siguiente ecuación:

$$S(\Omega_{i,j}) = \frac{\sum_{k=i-1}^{i+1} \sum_{l=j-1}^{j+1} NP(k,l) S_{k,l}}{NTP} \quad (5.7)$$

El programa de cómputo CDFMC da la opción para elegir el número de puntos aleatorios que se quieran utilizar en este proceso. Los análisis de sensibilidad realizados al programa muestran que tomando un millón de puntos, los resultados tienen errores menores o iguales al 1% [12].

El programa CDFMC tiene una opción para escribir el término de distribución de fuente en geometría  $r-\theta$  en un archivo ya con el formato requerido por el código DORT para el cálculo del flujo neutrónico, por lo que su implementación en el archivo de entrada de DORT es inmediata.

Además, esta distribución de fuente fija en geometría  $r-\theta$  se usa por el programa de cómputo FUENTERZ para obtener la distribución en geometría  $r-z$ .

# Capítulo 6

## Flujo y fluencia neutrónica

### 6.0 Introducción

El cálculo del flujo neutrónico en 47 grupos de energía, se llevó a cabo con el código DORT [5], código que resuelve la ecuación de transporte de neutrones en multigrupos de energía en dos dimensiones y fue descrito en el Capítulo 2, usando una biblioteca de secciones eficaces microscópicas en 47 grupos de energía, generada de la biblioteca maestra VITAMIN-B6 [9] discutido en el Capítulo 3. Para la aproximación de la distribución del flujo neutrónico en tres dimensiones en la envoltura y vasija del reactor, se utilizó el método de síntesis de flujo recomendado en la Guía Reguladora 1.190 [8]. La Figura 6.1 muestra una vista interna de la vasija de un reactor BWR, donde se puede ver la envoltura del núcleo remarcada en color rojo.

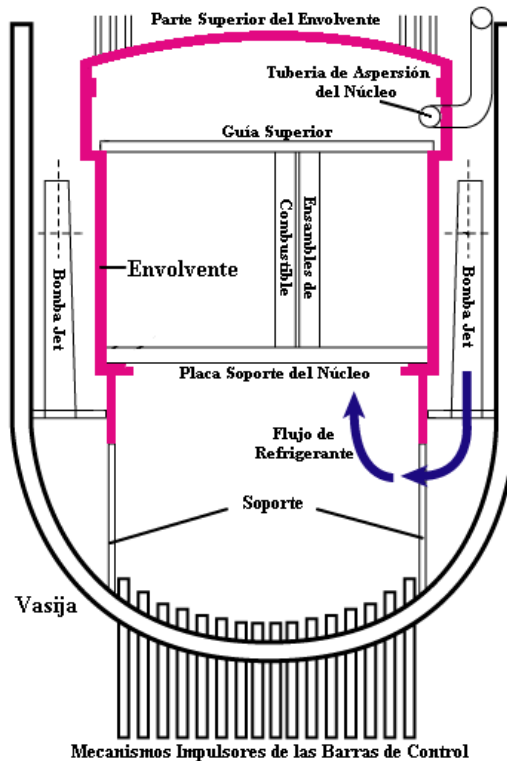


Figura 6.1. Vista interna de la vasija de presión de un reactor tipo BWR.

## 6.1 Método de síntesis

Debido a que los cálculos obtenidos con DORT son sólo en dos dimensiones, y es necesario tener una representación del flujo neutrónico en tres dimensiones, se utilizará el llamado método de síntesis de acuerdo a la Guía Reguladora 1.190. Se le llama así debido a que se hace una representación del flujo en 3D combinando o sintetizando los flujos calculados por DORT en  $r$ - $\theta$ ,  $r$ - $z$  y  $r$  de acuerdo a la siguiente relación:

$$\Phi_g(r, \theta, z) = \phi_g(r, \theta) L_g(r, z) \quad (6.1)$$

donde,  $\phi_g(r, \theta)$  es el flujo calculado para el grupo  $g$  en geometría  $r$ - $\theta$  para un plano representativo, y  $L_g(r, z)$  es un factor de forma axial dependiente del grupo de energía.

Para calcular el factor  $L_g(r, z)$ , se dispone de dos métodos:

- a) El primero de ellos se basa en la siguiente expresión:

$$L_g(r, z) = P(z) \quad (6.2)$$

donde  $P(z)$  es la distribución axial de potencia en el ensamble de la periferia. Este método solamente se aplica cuando la distribución axial de fuente es aproximadamente la misma para todos los ensambles de la periferia.

- b) Para el segundo método se tiene la siguiente expresión:

$$L_g(r, z) = \frac{\phi_g(r, z)}{\phi_g(r)} \quad (6.3)$$

donde  $\phi_g(r)$  y  $\phi_g(r, z)$  son las soluciones del flujo neutrónico en una y dos dimensiones para el grupo  $g$ , respectivamente, para una representación cilíndrica de la geometría del reactor, que preserva la importancia axial de la fuente de neutrones y sus atenuaciones características.

El plano  $r$ - $z$  corresponde a la localización azimutal de interés (por ejemplo: el pico de fluencia en la vasija o la localización de los dosímetros).

La fuente por unidad de altura, tanto para el modelo  $r$ - $\theta$  como el  $r$ , deberá ser la misma y la densidad axial de fuente real deberá ser usada en el modelo  $r$ - $z$ .

Este método se aplica cuando la distribución axial de fuente y las atenuaciones características varían radialmente pero no tienen una variación significativa en la dirección azimutal  $\theta$ . Por ejemplo, esta aproximación no es apropiada cuando axialmente se presentan fuertes variaciones en el enriquecimiento del combustible solamente en algunos ensambles de la periferia.

Cuando estas técnicas de síntesis no son aplicables, se pueden usar métodos de síntesis multicanal. En los cálculos con síntesis multicanal, la fluencia se calcula como se muestra en la siguiente expresión:

$$\Phi_g(r, \theta, z) = \sum_{i=1}^N \frac{a_i \phi_{gi}(r, \theta) \phi_{gi}(r, z)}{\phi_{gi}(r)} \quad (6.4)$$

donde,  $\phi_{gi}$  son soluciones del flujo, que representan regiones específicas de la geometría del núcleo y de la vasija, y los coeficientes de peso  $a_i$  se determinan para dar una predicción óptima del flujo en la vasija [6].

## 6.2 Flujo neutrónico

Para los cálculos del flujo y fluencia neutrónica se realizaron tres tipos diferentes de mallas:

$$MALLA 1(r, \theta, z) = (108, 45, 72);$$

$$MALLA 2(r, \theta, z) = (207, 90, 144);$$

$$MALLA 3(r, \theta, z) = (413, 180, 288);$$

De acuerdo con las recomendaciones de la Guía Reguladora 1.190 [1] la malla que recomiendan para el cálculo del flujo neutrónico es del tipo *MALLA 2*, pero uno de los objetivos de este trabajo es comparar los cálculo del flujo siendo una malla aproximadamente la mitad de la *MALLA 2* y la otra aproximadamente dos veces más fina.

Una vez realizado el cálculo de los flujos neutrónicos con DORT, el paso siguiente es aplicar el método de síntesis. Para poder aplicar en forma eficiente el método de síntesis, se utilizó un programa de cómputo llamado SÍNTESIS [17], el cual fue realizado por investigadores del ININ. El programa está basado principalmente en la expresión siguiente:

$$\Phi_g(r, \theta, z) = \phi_g(r, \theta) \frac{\phi_g(r, z)}{\phi_g(r)} \quad (6.5)$$

en donde:

$\phi_g(r, \theta)$  = es el flujo neutrónico en  $r$ - $\theta$ , para el grupo  $g$ ,

$\phi_g(r, z)$  = es el flujo neutrónico en  $r$ - $z$ , para el grupo  $g$ ,

$\phi_g(r)$  = es el flujo neutrónico en  $r$ , para el grupo  $g$ .

$\Phi_g(r, \theta, z)$  = es la aproximación del flujo neutrónico en 3D para el grupo  $g$ .

El programa SÍNTESIS tiene la particularidad de que a partir de los cálculos obtenidos con DORT en  $r-\theta$ ,  $r-z$  y  $r$ , se puede obtener una aproximación del flujo neutrónico en 3D, no sólo en un punto en particular, sino que se puede realizar un barrido del flujo neutrónico azimutalmente, axialmente o radialmente, en base a los modelos geométricos mostrados anteriormente.

### 6.2.1 Flujo neutrónico en la envolvente

El flujo neutrónico para el ciclo 4 de la unidad 1 de la CNLV para energías mayores a 1 MeV ( $E > 1 \text{ MeV}$ ), que de acuerdo a la estructura de los 47 grupos de energía con los que se calcularon las distribuciones de flujo, corresponden a los grupos 1 al 18, se cálculo con la siguiente ecuación:

$$\Phi(E > 1 \text{ MeV}) = \int_{E_1}^{E_{18}} \Phi(E) dE = \sum_{g=1}^{18} \Phi_g \Delta E_g \quad (6.6)$$

De los cálculos de transporte de neutrones en 47 grupos de energía se obtuvieron los flujos neutrónicos azimutales a través del espesor de la envolvente en las posiciones axiales (elevaciones) 67.30 cm, 239.07 cm y 413.99 cm respecto al origen del modelo geométrico  $r-z$  del reactor, que corresponden a las soldaduras circunferenciales H5, H4 y H3 mostrados en las Figuras 6.3, 6.4a, y 6.5. Y los flujos axiales en las posiciones de las soldaduras verticales V3 y V4 con longitud de 174.92 cm entre las soldaduras H3 y H4, y las soldaduras V5 y V6 con longitud de 171.77 cm entre las soldaduras H4 y H5 (Figura 6.2) mostrados en las Figuras 6.6 y 6.7. En la Figura 6.4b muestra la simetría de espejo usada para estos cálculos.

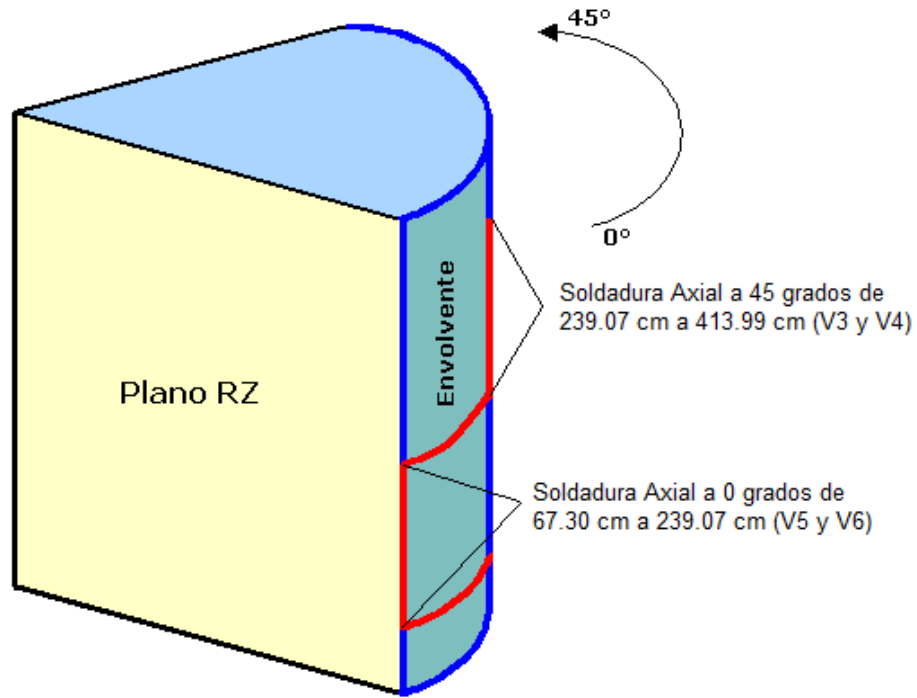


Figura 6.2. Modelo  $r-\theta-z$  que muestra las posiciones axiales V3, V4, V5 y V6.

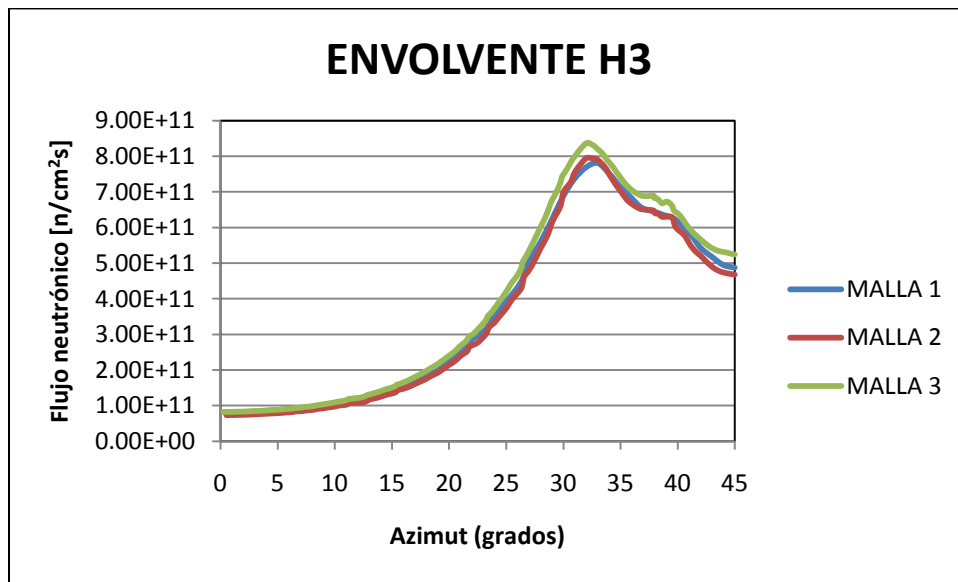


Figura 6.3. Distribución del flujo neutrónico azimut a una altura de H3 (413.99 cm), para  $E > 1$  MeV, con las diferentes mallas.

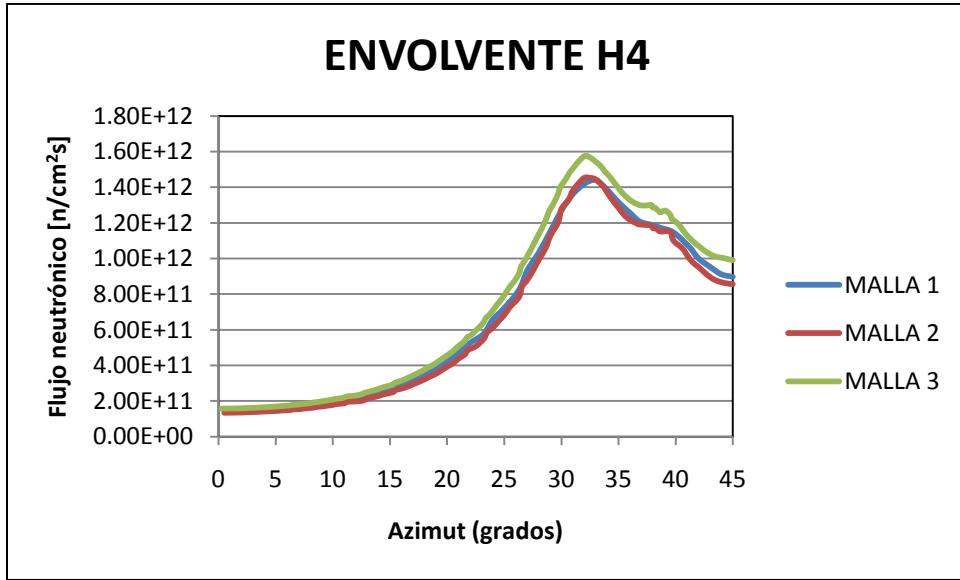


Figura 6.4a. Distribución del flujo neutrónico azimut a una altura de H4 (239.07 cm), para  $E > 1$  MeV, con las diferentes mallas.

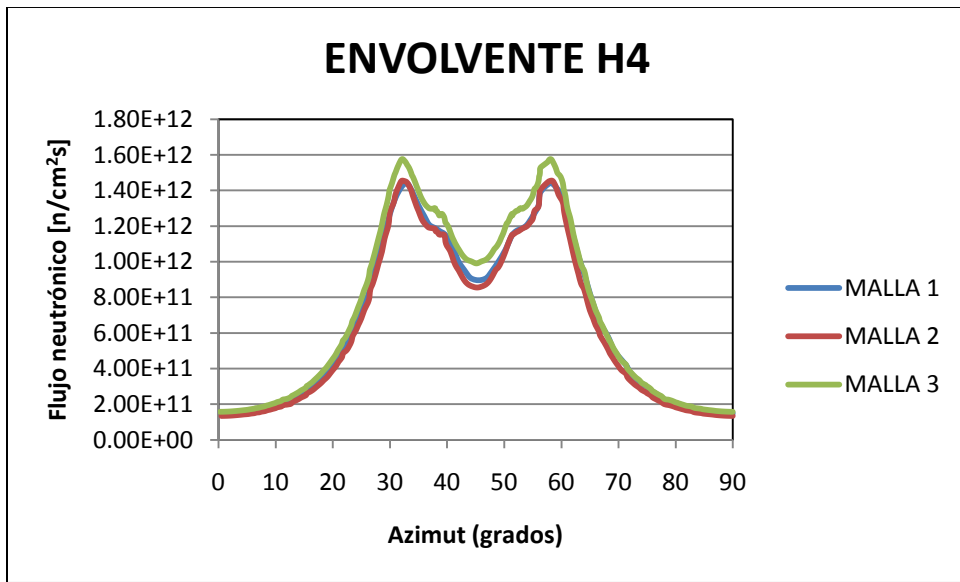


Figura 6.4b. Distribución del flujo neutrónico azimut (simetría de espejo) a una altura de H4 (239.07 cm), para  $E > 1$  MeV, con las diferentes mallas.

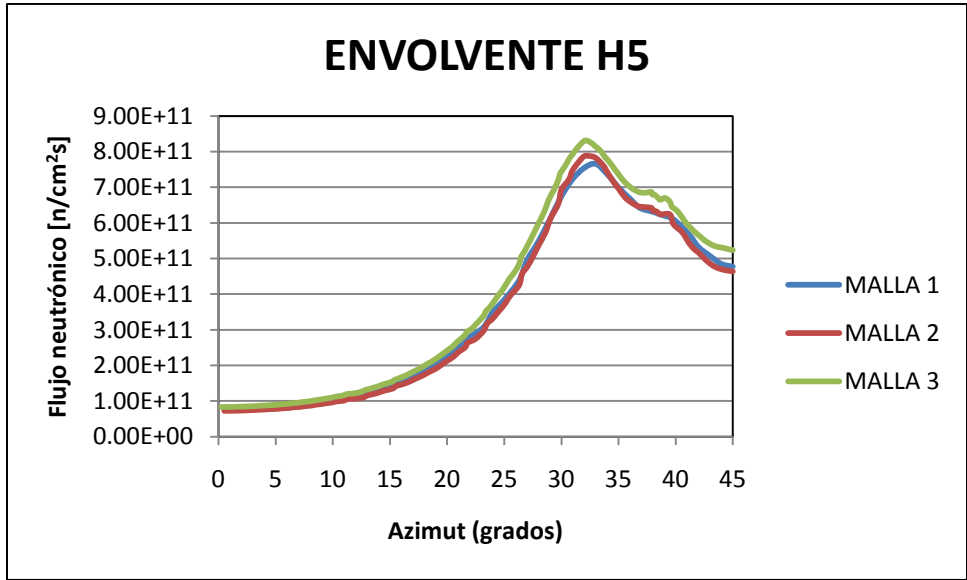


Figura 6.5. Distribución del flujo neutrónico azimut a una altura de H5 (67.30 cm), para  $E > 1$  MeV, con las diferentes mallas.

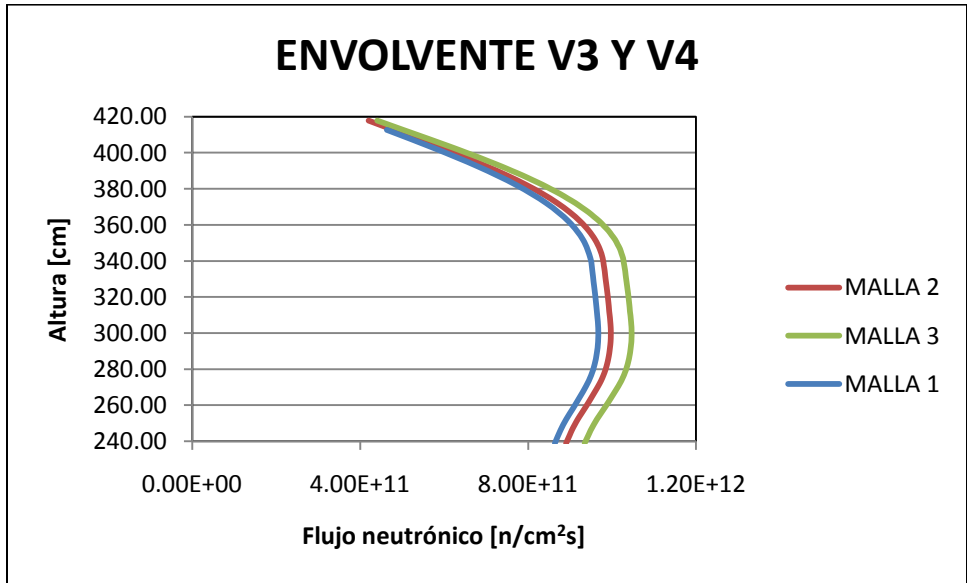


Figura 6.6. Distribución del flujo neutrónico axial a  $45^\circ$  (inicia en 239.07 y termina en 413.99 cm), para  $E > 1$  MeV, con las diferentes mallas.

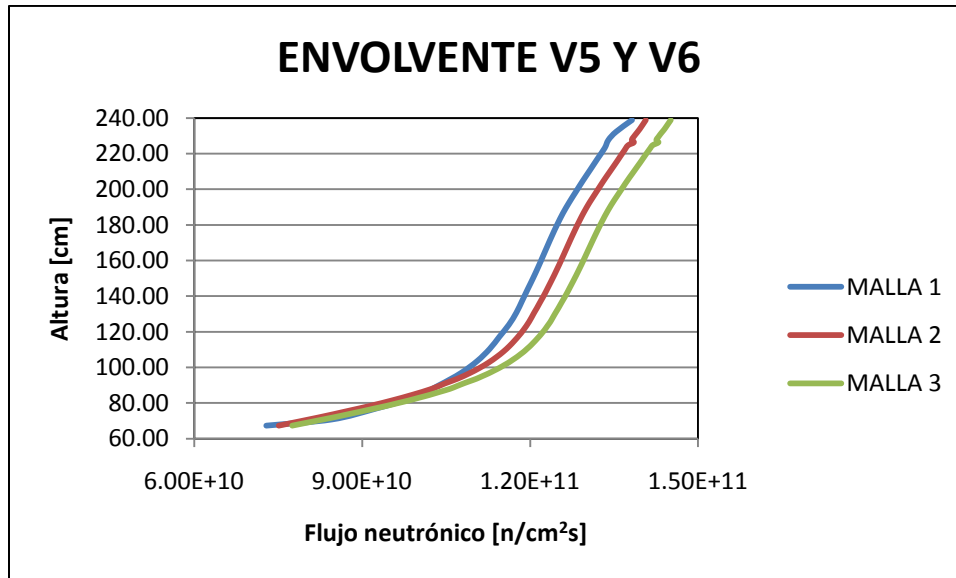


Figura 6.7. Distribución del flujo neutrónico axial a  $0^\circ$  (inicia en 67.30 y termina en 239.07 cm), para  $E > 1$  MeV, con las diferentes mallas.

## 6.2.2 Flujo neutrónico en la vasija

Se realizaron cálculos del flujo neutrónico para la vasija del reactor BWR de la CNLV unidad 1 para el ciclo de operación 4, en la pared interna ( $r = 255.27$  cm), 1/4 de espesor ( $r = 258.445$  cm), 1/2 de espesor ( $r = 261.62$  cm), 3/4 de espesor ( $r = 264.795$  cm) y en la pared externa ( $r = 267.97$  cm) de esta, respecto a los modelos geométricos DORT  $r-\theta$  y  $r-z$ . A continuación se mostrarán los gráficos obtenidos (Figura 6.7, 6.8 y 6.9) para las distintas mallas individualmente a la altura de H4 que es la región de mayor flujo neutrónico de  $0^\circ$  a  $45^\circ$ . En el Apéndice C se encuentren los gráficos para las alturas de H3 y H5.

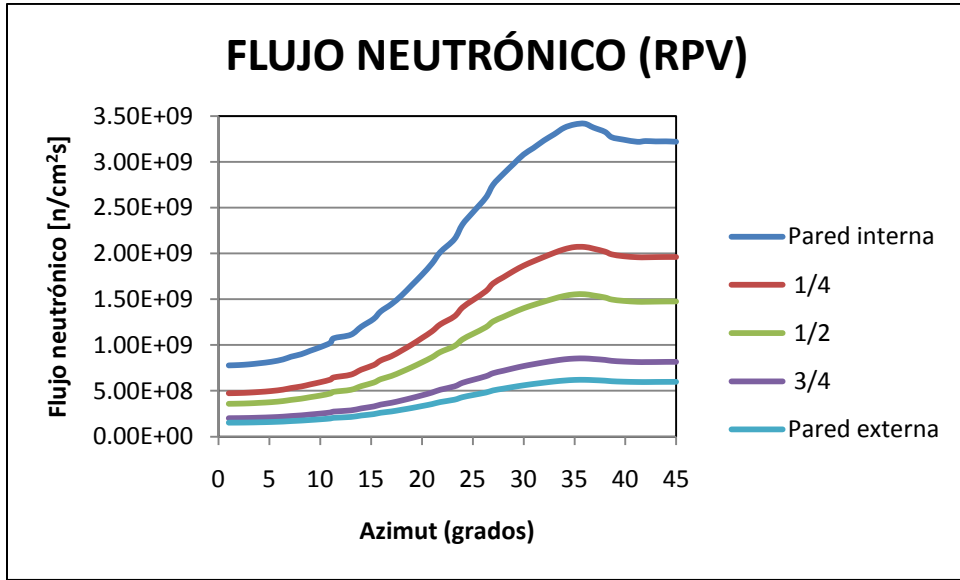


Figura 6.8. Distribución del flujo neutrónico en la vasija del reactor a una altura de 239.07 cm para la MALLA 1.

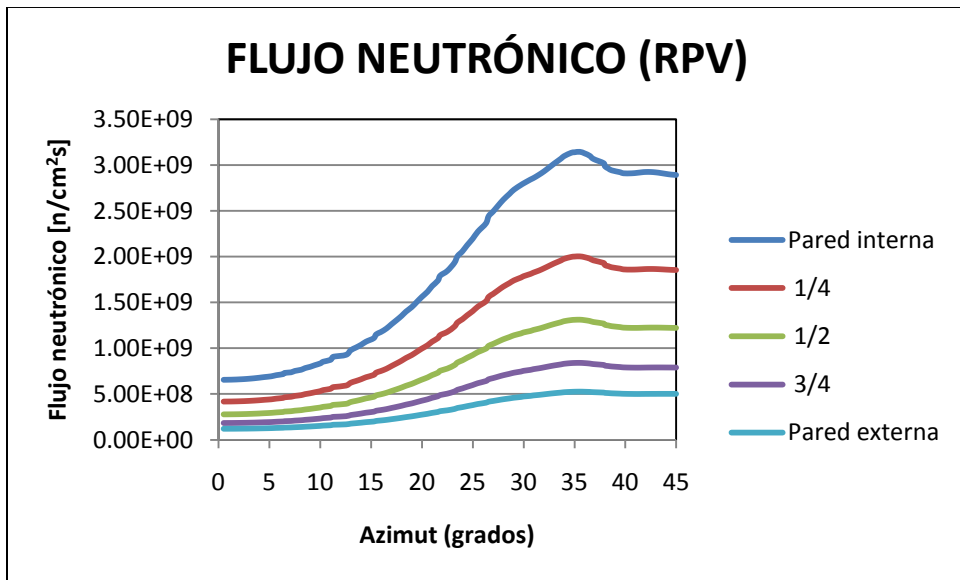


Figura 6.9. Distribución del flujo neutrónico en la vasija del reactor a una altura de 239.07 cm para la MALLA 2.

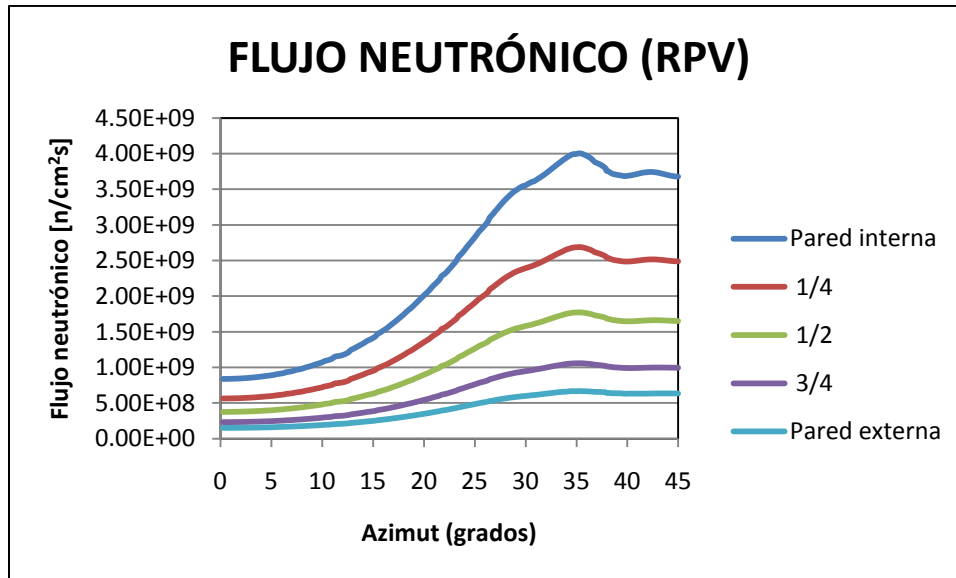


Figura 6.10. Distribución del flujo neutrónico en la vasija del reactor a una altura de 239.07 cm para la MALLA 3.

### 6.3 Fluencia neutrónica

Las distribuciones de fluencia neutrónica en las posiciones de las soldaduras H3, H4 y H5 de la envolvente del núcleo y la vasija del reactor tienen dos tipos de simetrías. Primero, las distribuciones de los valores de fluencia entre los ángulos (azimut) de 45° a 90° son una imagen espejo de las distribuciones de los valores de fluencia para los ángulos (azimut) de 0° a 45°. Segundo, las distribuciones de fluencia en los otros cuadrantes son simétricos con respecto al cuadrante de 0° a 90°. La fluencia neutrónica al final de ciclo 4 se obtuvo usando la ecuación siguiente:

$$\varphi = \Phi t P \quad (6.7)$$

donde:

$\Phi$  = Flujo neutrónico a potencia nominal, n/cm<sup>2</sup>s

$t$  = Tiempo de operación, s

$P$  = Fracción de potencia nominal (factor de capacidad)

Los resultados del cálculo de la distribución de fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de las soldaduras H3, H4, H5, V3, V4, V5 y V6 de la pared de la envolvente del núcleo y en la vasija del reactor en la posición de la cápsula ( $r = 255.27$  cm,  $\theta = 30^\circ$ ,  $z = 233.17$ , respecto a los modelos geométricos DORT  $r-\theta$  y  $r-z$ ) al final del ciclo 4 se dan en las Tablas 6.1, 6.2 y 6.3, en las que se puede observar una comparación del error porcentual de los cálculos realizados por los investigadores del ININ contra cada malla realizada en este trabajo para la envolvente del núcleo y una comparación de la fluencia neutrónica calculada contra la medida con la cápsula en la vasija del reactor.

La reacción de interés en los dosímetros que son utilizados para medir el flujo neutrónico son:  $^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$  and  $^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$ ; y están ubicados a la altura de 233.17 cm respecto al origen del modelo geométrico DORT  $r-z$  de la pared activa del combustible (región del BELTLINE) a  $30^\circ$ ,  $120^\circ$  y  $300^\circ$  [17]. Los resultados del dosímetro en la medición del flujo neutrónico ( $E > 1$  MeV) para el 100% del factor de capacidad fue de  $2.71 \times 10^9 \pm 3.28 \times 10^8$  n/cm<sup>2</sup>s [18].

Tabla 6.1. Resultados obtenidos en las posiciones de las soldaduras H3, H4 y H5 con las distintas mallas comparado con los resultados obtenidos en el ININ (Nota: la notación  $10E\pm AB$  representa  $10^{\pm AB}$  para los casos que se presenten).

CICLO 4 UNIDAD 1 CNLV				
Segundos Efectivos a Plena Potencia (SEPP) = 3.036E+07				
Factor de Capacidad (%) = 91.35 %				
PARED INTERNA DE LA ENVOLVENTE (E > 1 MeV)				
	H3	H4	H5	AZIMUT (grados)
<b>ININ [15,16]</b>				
FLUJO NEUTRÓNICO [n/cm <sup>2</sup> s]	8.20E+11	1.53E+12	8.10E+11	31.75°
FLUENCIA [n/cm <sup>2</sup> ]	2.27E+19	4.23E+19	2.25E+19	
<b>MALLA 1</b>				
FLUJO NEUTRÓNICO [n/cm <sup>2</sup> s]	7.81E+11	1.44E+12	7.66E+11	33°
FLUENCIA [n/cm <sup>2</sup> ]	2.17E+19	3.99E+19	2.12E+19	
DIFERENCIA (%)	-4.73	-5.85	-5.43	3.94°
<b>MALLA 2</b>				
FLUJO NEUTRÓNICO [n/cm <sup>2</sup> s]	7.95E+11	1.45E+12	7.88E+11	32.472°
FLUENCIA [n/cm <sup>2</sup> ]	2.20E+19	4.03E+19	2.19E+19	
DIFERENCIA (%)	-3.10	-5.07	-2.73	2.27°
<b>MALLA 3</b>				
FLUJO NEUTRÓNICO [n/cm <sup>2</sup> s]	8.37E+11	1.58E+12	8.31E+11	32.236°
FLUENCIA [n/cm <sup>2</sup> ]	2.32E+19	4.37E+19	2.31E+19	
DIFERENCIA (%)	2.06	3.04	2.63	1.53°

Tabla 6.2. Resultados obtenidos en las posiciones de las soldaduras V3, V4, V5 y V6 con las distintas mallas comparado con los resultados obtenidos en el ININ.

CICLO 4 UNIDAD 1 CNLV				
Segundos Efectivos a Plena Potencia (SEPP) = 3.036E+07				
Factor de Capacidad (%) = 91.35 %				
<b>PARED INTERNA DE LA ENVOLVENTE (E &gt; 1 MeV)</b>				
	V3 Y V4	ALTURA [cm]	V5 Y V6	ALTURA [cm]
<b>ININ [15, 16]</b>				
FLUJO NEUTRÓNICO [n/cm <sup>2</sup> s]	1.02E+12	298.985	1.43E+11	238.9
FLUENCIA [n/cm <sup>2</sup> ]	2.83E+19		3.97E+18	
<b>MALLA 1</b>				
FLUJO NEUTRÓNICO [n/cm <sup>2</sup> s]	9.67E+11	302.80	1.38E+11	239.93
FLUENCIA [n/cm <sup>2</sup> ]	2.68E+19		3.83E+18	
DIFERENCIA (%)	-5.24	1.27	-3.33	0.43
<b>MALLA 2</b>				
FLUJO NEUTRÓNICO [n/cm <sup>2</sup> s]	9.97E+11	298.98	1.41E+11	238.9
FLUENCIA [n/cm <sup>2</sup> ]	2.76E+19		3.90E+18	
DIFERENCIA (%)	-2.28	0.00	-1.64	0.00
<b>MALLA 3</b>				
FLUJO NEUTRÓNICO [n/cm <sup>2</sup> s]	1.05E+12	298.99	1.45E+11	238.90
FLUENCIA [n/cm <sup>2</sup> ]	2.90E+19		4.02E+18	
DIFERENCIA (%)	2.60	0.00	1.47	0.00

Tabla 6.3. Resultados obtenidos en las posiciones de la cápsula con las distintas mallas y lo obtenido por el ININ.

<b>POSICIÓN DE LA CÁPSULA EN LA VASIJA (E &gt; 1 MeV)</b>					
	MEDIDO [17, 18]	ININ [10, 11]	MALLA 1	MALLA 2	MALLA3
FLUJO NEUTRÓNICO [n/cm <sup>2</sup> s]	2.05E+09	1.92E+09	1.85E+09	1.90E+09	1.96E+09
FLUENCIA [n/cm <sup>2</sup> ]	8.08E+16	7.57E+16	7.30E+16	7.49E+16	7.72E+16
DIFERENCIA %		6.34	9.61	7.28	4.47

# CONCLUSIONES

En el presente trabajo se aplicó la metodología para obtener el flujo de neutrones así como la fluencia neutrónica en la envolvente del núcleo y la vasija del reactor BWR de la CNLV para la Unidad 1 en el Ciclo 4. Como base de esta metodología se usaron varias herramientas computacionales con las que se realizaron diversas tareas entre las que destacan la obtención de la biblioteca de secciones eficaces, la solución de la ecuación de transporte de neutrones en tres distintas geometrías para diferentes mallados tanto espaciales como angulares. Estos mallados, denotados como *MALLA 1*, *MALLA 2* y *MALLA 3* permitieron realizar un estudio de sensibilidad que apoya la congruencia de los resultados obtenidos. Particularmente la *MALLA 2* fue elaborada de acuerdo con las recomendaciones de la Guía Reguladora 1.190 [1] y partiendo de ésta se elaboraron la *MALLA 1*, que es aproximadamente dos veces más gruesa que la *MALLA 2*, y la *MALLA 3*, la cual es aproximadamente dos veces más delgada que la *MALLA 2*.

De los resultados obtenidos se puede ver que la fluencia neutrónica máxima en la envolvente del núcleo es de  $4.37\text{E}+19$  n/cm<sup>2</sup> a la altura de H4 con un azimut de  $32.236^\circ$  con una diferencia porcentual del 3.04% y 1.53% respectivamente, esto comparado con los resultados obtenidos por los investigadores del ININ (ver Tabla 6.1), el azimut donde se da la máxima fluencia es debido a que en esa zona el núcleo del reactor está más cercano a la envolvente del núcleo (ver Figura 4.1). En el caso de la vasija del reactor se calculó una fluencia neutrónica de  $7.72\text{E}+16$  n/cm<sup>2</sup> y se comparó con lo medido experimentalmente obteniendo una diferencia porcentual del 4.47% (ver Tabla 6.3) en la posición de la cápsula. De acuerdo con la Guía Reguladora 1.190 [8] el valor calculado del flujo y fluencia neutrónica no debe sobrepasar de una diferencia porcentual del  $\pm 10\%$  comparado con lo medido experimentalmente.

Los resultados mostrados en el párrafo anterior fueron obtenidos con la *MALLA 3* ya que fue la que menor diferencia porcentual mostró al ser comparados con la

medición experimental y lo calculado por los investigadores del ININ debido a que es una malla más fina y esto hace que se aproxime más a una solución asintótica que las mallas 1 y 2 (ver Tablas 6.1, 6.2 y 6.3).

Además se aplicó una metodología para formar una biblioteca de secciones eficaces en pocos grupos de energía a partir de la biblioteca maestra VITAMIN-B6 con el paquete de cómputo SCALE4.4a y en el presente caso fue de 47 grupos de energía para neutrones y un grupo de energía para gammas. También se aplicó el método de síntesis para obtener una aproximación del flujo neutrónico en 3D a partir de los flujos obtenidos en 2D con el código DORT es una forma práctica de realizar los cálculos, puesto que el tiempo de cómputo empleado con DORT es mucho menor que si se utilizan otros códigos como MCNP o TORT. De las Referencias 6, 17 y 18 la región de valides del cálculo es sólo en la parte (altura) activa del combustible (región del BELTLINE).

Finalmente, el Apéndice H del 10CFR50 señala que durante la vida de operación del reactor la vasija de presión no deberá ser expuesta a una fluencia neutrónica mayor a  $10^{17}$  n/cm<sup>2</sup> para neutrones con energías mayores a 1 MeV, lo cual se comprobó en este trabajo obteniendo un pico de fluencia neutrónica de  $1.11E+17$  n/cm<sup>2</sup> en el azimut de  $35.27^\circ$  con la *MALLA 3* (ver Figura C17).

Además el umbral para la fluencia neutrónica acumulada a la altura de la región activa del combustible (región del BELTLINE) es de  $10^{21}$  n/cm<sup>2</sup> y para los puntos de la soldadura en la envolvente del núcleo es de  $10^{25}$  n/cm<sup>2</sup>. Sin embargo se ha observado que en valores de  $10^{20}$  se inducen cambios en el comportamiento integral en los materiales de la envolvente [17]. Por estos motivos es necesario realizar cálculos de fluencia neutrónica acumulada para los ciclos de combustible previstos para el futuro incluyendo el aumento de potencia y el programa de extensión de vida de Laguna Verde. Además, el método de síntesis no debe utilizarse para las regiones fuera de la altura activa del combustible, por lo que se requiere otros códigos para los cálculos. Todo ello con la intención

de establecer una metodología computacional fiable, en el programa de vigilancia de los materiales del reactor, dentro de límites razonables y degradación, debido a la edad y la exposición de radiación.

# REFERENCIAS

1. Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence, Regulatory Guide 1.190, U.S. Nuclear Regulatory Commission (March 2001).
2. Jesús Romero Carranza, Rogelio Hernández Callejas, Miguel Rocamontes Alarcón, Norberto Pérez Reyes “Estudios y desarrollos de sistemas necesarios en el programa de vigilancia, potencial extensión de vida de la vasija y curva maestra en nucleoelectricas,” Departamento de Automatización e Instrumentación, *Contribuciones del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares al Avance de la Ciencia y la Tecnología en México*, Edición conmemorativa – 2010.
3. Carlos Rosendo Arganis Juárez, Aida Liliana Medina Almazán “Evaluación tecnológica para la extensión de la licencia de operación de la Central Nucleoelectrica Laguna Verde” Departamento de Tecnología de Materiales, *Contribuciones del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares al Avance de la Ciencia y la Tecnología en México*, Edición conmemorativa – 2010.
4. “SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation,” Oak Ridge National Laboratory, NUREG/CR-0200 REVISION 5 (ORNL/NUREG/CSD-2/R5), Vols. I, II and III (March 1997).
5. “TORT-DORT-PC: Two and Three Dimensional Discrete Ordinates Transport Version 2.7.3”, CCC-543, Oak Ridge Tennessee (June 1996).
6. J. Vicente Xolocostli Munguía, Armando M. Gómez Torres, Javier C. Palacios Hernández, “Aplicación del Método de Síntesis al Cálculo del Flujo Neutrónico en 3D en la Envolvente de un Reactor BWR con el código DORT”, *Memorias del XVII Congreso Anual de la SNM*, Acapulco, México, 4-8 septiembre de 2006.
7. “Neutron and Gamma-Ray Cross Sections for Nuclear Radiation Protection Calculations for Nuclear Power Plants,” American National Standard, ANSI/ANS-6.1.2-1989
8. J. E. White, R. Q. Wright, D. T. Ingersoll, R.W. Roussin, N. M. Greene, and R. E. MacFarlane, “VITAMIN-B6: A Fine-Group Cross Section Library Based on ENDF/B-VI for Radiation Transport Applications,” pp 733-36 in *Nuclear Data for Science and Technology, Proc. Of the International Conference*, ed. J. K. Dickens, Oak Ridge National Laboratory (1995).

9. M. A. Lucatero, H. Hernández L. y J.R. Ramírez S., "Formación de bibliotecas de Secciones Eficaces en 199 y 47 Grupos de Neutrones para Cálculos del Flujo Neutrónico en la Vasija del Reactor de la CNLV", IT.GCA/DSN-406 ININ, (1999).
10. M. A. Lucatero, J. V. Xolocostli M., A. M. Gómez T., "Cálculo del Flujo de Neutrones con Energía Mayor a 1 MeV en la Posición de las Soldaduras H3, H4, H5, V3, V4, V5 y V6 de la Envolvente del Núcleo del Reactor de la CNLV U-1, al Final de los Ciclos 1 al 11 de Operación", IT.GCA/DSN-008/06 ININ, (2006).
11. M. A. Lucatero, J. V. Xolocostli M., A. M. Gómez T., "Cálculo de la Fluencia Neutrónica con Energía Mayor a 1 MeV en las Soldaduras H3, H4, H5 de la Envolvente del Núcleo del Reactor de la CNLV U-1, al Final de los Ciclos 11 de Operación y Predicción de la Fluencia Neutrónica al Final del Ciclo 12 al 18 de Operación", GCA-DSN/IT-006/06 ININ, (2006).
12. Armando M. Gómez Torres, J. Vicente Xolocostli Munguía, Javier C. Palacios Hernández, "CDFMC: Un Programa que Calcula la Distribución de Fuente Fija Neutrónica para un BWR Usando Monte Carlo", *Memorias del XVII Congreso Anual de la SNM*, Acapulco, México, 4-8 septiembre de 2006.
13. "PWR and BWR Pressure Vessel Fluence Calculation Benchmark Problems and Solutions", NUREG/CR-6115, BNL-NUREG-52395, September 2001.
14. ASTM Standards, "Standard Guide for Application of Neutron Transport Methods for Reactor Vessel Surveillance", *ASTM E482-01*.
15. "Cycle Management Report for LAGUNA VERDE 1-Cycle1", GE Nuclear Energy (Ciclo 1 al Ciclo 11).
16. "Laguna Verde Unit 1 – Reload 1– Nuclear Design Report", Global Nuclear Fuel. (Ciclo 1 al Ciclo 11).
17. Marco Antonio Lucatero, Javier Palacios, and R.T.Perry. "Neutronic Flux Calculation for the inner wall of a typical BWR Vessel", *Proc. of the PHYSOR 2002*, Seoul, Korea, October 7-10, 2002.
18. Marco A. Lucatero, Javier C. Palacios Hernández, Javier Ortiz Villafuerte, J. Vicente Xolocostli Munguía, Armando M. Gómez Torres, "Fast neutron fluence calculations as support for a BWR pressure vessel and internals surveillance program", *Nuclear Engineering and Design* 240 (2010) 1271–1280.

19. Kussmaul, K., "Specific Problems of Reactor Pressure Vessels Related to Irradiation Effects," *Radiation Embrittlement and Surveillance of Nuclear Reactor Pressure Vessel: An International Study*, ASTM STP 819, L. E. Steele, Ed., American Society for Testing and Materials, 1983, pp 86-99.
20. Serpan, C. Z. Jr., and Randall, P. N., "Irradiation Effects in Reactor Pressure Vessel Steels: A Nuclear Regulatory Commission Perspective," *Radiation Embrittlement and Surveillance of Nuclear Reactor Pressure Vessel: An International Review (Second Volume)*, ASTM STP 909, L. E. Steele, Ed., American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1986, pp 5-12.
21. Sivaramakrishnan, K. S., Chatterjee, S., Anantharaman, S., Balakrishnan, K. S., Viswanatha, U. K., and Roy, P. R., "Boiling Water Reactor (BWR) Pressure Vessel Surveillance Program," *Radiation Embrittlement and Surveillance of Nuclear Reactor Pressure Vessel: An International Review (Second Volume)*, ASTM STP 909, L. E. Steele, Ed., American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1986, pp 106-117.
22. M. Moranchel y R. "Análisis de Daño por Irradiación Neutrónica en la Vasija de Presión de los Reactores Nucleares de Laguna Verde," Tesis Doctoral, ESFM-IPN, en proceso de elaboración.
23. "Nuclides and Isotopes Chart of the Nuclides," 16th Edition, Knolls Atomic Power Laboratory, KAPL, Inc. 2002.

# **APÉNDICE A**

Listados de las entradas de los códigos utilizados en el procedimiento  
de generación de la biblioteca de secciones eficaces usando  
SCALE 4.4a

Tabla A1. Proceso de selección de núclidos de la biblioteca maestra VITAMIN-B6.

```
=aim
0$$ 51 20 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 52 21 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 53 22 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 54 23 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 55 24 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 56 25 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 57 26 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 58 27 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 59 28 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 60 29 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 70 30 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 71 31 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 72 32 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 73 33 1$$ 1 t
```

```

2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 74 34 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 75 35 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 76 36 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 77 37 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 78 38 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 79 39 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 90 40 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 91 41 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 92 42 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 93 43 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 94 44 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 95 45 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 96 46 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 97 47 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t

```

```

end
=aim
0$$ 98 48 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 99 49 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
=aim
0$$ 61 50 1$$ 1 t
2$$ 0 -1 1 0 t
end
#ajax
0$$ 1 e 1$$ 31 t
2$$ 51 1 t
3$$ 1001 t
2$$ 52 1 t
3$$ 5010 t
2$$ 53 1 t
3$$ 8016 t
2$$ 54 1 t
3$$ 24050 t
2$$ 55 1 t
3$$ 24052 t
2$$ 56 1 t
3$$ 24053 t
2$$ 57 1 t
3$$ 24054 t
2$$ 58 1 t
3$$ 26054 t
2$$ 59 1 t
3$$ 26056 t
2$$ 60 1 t
3$$ 26057 t
2$$ 70 1 t
3$$ 26058 t
2$$ 71 1 t
3$$ 28058 t
2$$ 72 1 t
3$$ 28060 t
2$$ 73 1 t
3$$ 28061 t
2$$ 74 1 t
3$$ 28062 t
2$$ 75 1 t
3$$ 28064 t
2$$ 76 1 t
3$$ 40000 t
2$$ 77 1 t
3$$ 92235 t
2$$ 78 1 t
3$$ 92238 t
2$$ 79 1 t
3$$ 25055 t
2$$ 90 1 t
3$$ 6012 t

```

2\$\$ 91 1 t  
3\$\$ 11023 t  
2\$\$ 92 1 t  
3\$\$ 12000 t  
2\$\$ 93 1 t  
3\$\$ 13027 t  
2\$\$ 94 1 t  
3\$\$ 14000 t  
2\$\$ 95 1 t  
3\$\$ 19000 t  
2\$\$ 96 1 t  
3\$\$ 20000 t  
2\$\$ 97 1 t  
3\$\$ 7014 t  
2\$\$ 98 1 t  
3\$\$ 94239 t  
2\$\$ 99 1 t  
3\$\$ 94240 t  
2\$\$ 61 1 t  
3\$\$ 94241 t  
End

Tabla A2. Proceso para la generación de las secciones con auto blindajes de los núclidos del BWR.

```

#bonami
' EDUARDO TESIS FUELL CELL G-12
0$$ 65 0 18 82
1$$ 2 3 9 1 1 2 2** 0.001 1.0 t
3$$ 6R1 1R2 2R3
4$$ 92235 92238 8016 94239 94240 94241
    40000
    1001 8016
5** 8.6897-4 2.2565-2 4.6870-2 1.0-8 1.0-8 1.0-8
    4.3246-2
    4.9500-2 2.4730-2
6$$ 1 2 3
7** 0.44704 0.51308 0.73076
8** 739.0 600.0 560.0
10$$ 7I300 380
11$$ 0 1 1 T
end
#bonami
' EDUARDO TESIS ENVOLVENTE
0$$ 65 0 18 83
1$$ 0 1 16 1 1 0 T
3$$ F1
4$$ 24050 24052 24053 24054 26054 26056 26057 26058
    28058 28060 28061 28062 28064 25055 6012 14000
5** 5.5182-6 1.0641-4 1.2065-5 3.0036-6 4.8321-3 7.5119-2 1.7199-3
    2.2932-4 3.0039-4 1.1484-4 4.9720-6 1.5796-5 4.0048-6 1.1200-3
    9.8100-4 3.7100-4
6$$ 1
7** 10.00
8** 590.0
10$$ 14I400 550
11$$ 1 T
end
#bonami
' EDUARDO TESIS DOWNCOMER + JET PUMP
0$$ 65 0 18 84
1$$ 0 1 15 1 1 0 T
3$$ F1
4$$ 1001 8016
    24050 24052 24053 24054 26054 26056 26057 26058
    28058 28060 28061 28062 28064
5** 4.9502-2 2.4751-2
    5.5182-6 1.0641-4 1.2065-5 3.0036-6 4.8321-3 7.5119-2 1.7199-3
    2.2932-4 3.0039-4 1.1484-4 4.9720-6 1.5796-5 4.0048-6
6$$ 1
7** 10.00
8** 590.0
10$$ 13I600 740
11$$ 1 T
end
#bonami
' EDUARDO TESIS VASIJA RPV
0$$ 65 0 18 85

```

```

1$$ 0 1 16 1 1 0 T
3$$ F1
4$$ 24050 24052 24053 24054 26054 26056 26057 26058
28058 28060 28061 28062 28064 25055 6012 14000
5** 5.5182-6 1.0641-4 1.2065-5 3.0036-6 4.8321-3 7.5119-2 1.7199-3
2.2932-4 3.0039-4 1.1484-4 4.9720-6 1.5796-5 4.0048-6 1.1200-3
9.8100-4 3.7100-4
6$$ 1
7** 10.00
8** 300.0
10$$ 14I800 950
11$$ 1 T
end
#bonami
' EDUARDO TESIS CONCRETO
0$$ 65 0 18 86
1$$ 0 1 13 1 1 0 T
3$$ F1
4$$ 1001 5010 26054 26056 26057 26058 6012 11023 12000 13027 14000
19000 20000
5** 8.6-3 4.33-2 2.0355-5 3.16434-4 7.245-6 9.66-7 1.15-4 9.64-4
1.24-4 1.74-4 1.66-3 4.6-4 4.5-3
6$$ 1
7** 10.00
8** 300.0
10$$ 11I1000 1120
11$$ 1 T
end
#bonami
' EDUARDO TESIS CAVIDAD
0$$ 65 0 18 87
1$$ 0 1 3 1 1 0 T
3$$ F1
4$$ 1001 8016 7014
5** 1.23326-6 1.11125-5 3.89983-5
6$$ 1
7** 35.0
8** 300.0
10$$ 1200 1210 1220
11$$ 1 T
end
#AJAX
0$$ 75 82 E 1$$ 6 T
2$$ 82 9 T
3$$ 7I300 380 T
2$$ 83 16 T
3$$ 14I400 550 T
2$$ 84 15 T
3$$ 13I600 740 T
2$$ 85 16 T
3$$ 14I800 950 T
2$$ 86 13 T
3$$ 11I1000 1120 T
2$$ 87 3 T
3$$ 1200 1210 1220 T
end

```

Tabla A3. Proceso para el cálculo de los espectros pesados del BWR.

```

#XSDRNPM
  TESIS EDUARDO CALCULO DE XS' 2010
-1$$ 900000
1$$ 2 6 144 1 0
    6 72 8 3 0
    200 1 0 0 3
2$$ -1 33 0 3Z -1 1 E
3$$ 1 1 0 0 0
    0 0 1 0 0
    0 0
4$$ 0 48 31 -1 3
    4 51 -1 0
5** 0.001 0.001 7.46419+17 2Z
    1.420892 4Z
    0.001 0.75 T
13$$ 9R1 16R2 15R3 16R4 3R5 13R6
'    FUEL-MOD-ENVOLVENTE-DOWNCOMER-RPV-CAVIDAD-CONCRETO
14$$ 7I300 380
    14I400 550
    13I600 740
    14I800 950
    1200 1210 1220
    11I1000 1120
15** 8.4646-4 2.1981-2 4.5656-2 1.0-8 1.0-8 1.0-8 4.2700-2 4.9502-2
    2.4751-2
    5.5182-6 1.0641-4 1.2065-5 3.0036-6 4.8321-3 7.5119-2 1.7199-3
    2.2932-4 3.0039-4 1.1484-4 4.9720-6 1.5796-5 4.0048-6 1.1200-3
    9.8100-4 3.7100-4
    4.9502-2 2.4751-2 5.5182-6 1.0641-4 1.2065-5 3.0036-6 4.8321-3
    7.5119-2 1.7199-3 2.2932-4 3.0039-4 1.1484-4 4.9720-6 1.5796-5
    4.0048-6
    5.5182-6 1.0641-4 1.2065-5 3.0036-6 4.8321-3 7.5119-2 1.7199-3
    2.2932-4 3.0039-4 1.1484-4 4.9720-6 1.5796-5 4.0048-6 1.1200-3
    9.8100-4 3.7100-4
    1.23326-6 1.11125-5 3.89983-5
    8.6-3 4.33-2 2.0355-5 3.16434-4 7.245-6 9.66-7 1.15-4 9.64-4
    1.24-4 1.74-4 1.66-3 4.6-4 4.5-3
    T
30$$ 64R1 F0
'    LWR SOURCE SPECTRUM FOR 199-GROUP STRUCTURE
31** 944991-14 408572-11 410082-11 140700-08 234600-08 167600-08
    212000-07 266900-08 331800-08 921200-08 689696-10 689304-10
    202200-07 289200-07 405900-07 558300-07 752500-07 996300-07
    129700-06 166000-05 209200-06 259700-06 317900-06 383900-06
    144000-05 313700-06 539000-05 627400-06 722400-06 822900-06
    928200-06 103700-05 114800-05 263200-05 307200-05 348200-05
    188000-04 196500-05 203858-07 210743-07 216400-05 221200-05
    149600-05 378700-06 376900-06 758000-05 152300-05 230000-03
    231000-04 231200-05 230600-05 229000-04 226600-05 223700-05
    220200-05 216200-05 211100-05 206280-06 200921-07 195300-05
    189000-04 359100-05 142200-05 191200-05 156800-05 150300-05
    143800-05 137300-05 131000-04 124800-05 118800-05 112800-05
    107100-05 101500-05 964300-06 909900-06 167200-05 148800-05
    680400-06 640500-06 116800-05 103100-05 111318-08 408612-09

```

857095-09 230500-06 439500-06 797800-06 361400-06 338200-06  
316400-06 296000-05 276500-06 258400-06 241700-06 225300-06  
210700-06 196200-06 183400-06 170800-06 159500-06 148700-06  
138300-06 129100-06 285300-06 238600-06 800687-09 588195-09  
142617-08 846046-09 187900-06 669600-07 965200-07 803600-07  
903700-07 321500-07 412869-09 179031-09 110000-05 145200-07  
687300-08 662400-08 184600-07 265400-07 403600-07 278100-07  
766153-10 114985-09 131900-07 907700-08 624500-08 276800-08  
152800-08 131600-08 113200-08 505600-09 469300-09 839500-09  
722700-09 139700-08 960200-09 660100-09 452800-09 311900-09  
214400-09 147411-11 101289-11 696200-10 478400-10 329000-09  
226000-09 155300-10 106700-10 733900-11 504437-13 345483-13  
239380-12 163763-13 112537-13 773700-12 531700-12 365400-12  
251200-12 172700-12 118600-12 813315-15 562685-15 385000-12  
112103-15 152962-15 299068-16 274697-16 285471-16 960036-16  
456260-15 793822-16 302382-16 556619-16 144778-16 446222-16  
971150-16 970882-17 134050-15 161026-16 161422-16 163938-16  
146302-16 179059-16 596373-18 562593-18 373104-18 810140-18  
596373-18 619278-18 621267-18 115897-17 153207-17 231793-17  
654104-17 F0.0

T

33\*\* F0.0

T

35\*\* 49I 0. 3I 200.0 4I 210.0 4I 225.0 14I 235.15 2I 253.75  
19I 258.83 15I 302.26 317.5 8I 318.0 345.0 4I 347.22 9I 357.0  
390.0

36\$\$ 64R1 15R2 3R3 20R4 16R5 11R6 15R7

38\*\* 118R1.0 11R 1.0-10 F1.0

39\$\$ 1 2 3 4 5 6

40\$\$ F3

51\$\$ 17r1 87r2 24r3 35r4 14r5 22r6 4r7 10r8 8r9 10r10 10r11

T

end

Tabla A4. Proceso del colapsamiento de las secciones de los núclidos del núcleo del BWR.

```

#AJAX
0$$ 82 75 E 1$$ 1 T
2$$ 75 9 T
3$$ 7I300 380 T
end
#MALOCS
1$$ 199 47 42 1 E 2$$ 82 95 3$$ 0 0 1 1 A7 2 F0 T
4$$
    6R1 5R2 4R3 3R4 3R5 5R6 4R7 4R8 3R9 2R10
    2R11 2R12 2R13 2R14 3R15 3R16 4R17 5R18 4R19 2R20
    4R21 4R22 4R23 4R24 10R25 10R26 6R27 4R28 2R29 3R30
    2R31 2R32 2R33 4R34 4R35 7R36 5R37 3R38 3R39 4R40
    5R41 3R42 4R43 7R44 6R45 8R46 11R47
5**
'NEUTRON WEIGHTING FLUX FOR BWR CORE TESIS EDUARDO ININ
3.80E+04 1.45E+07 1.65E+07 5.47E+07 8.98E+07 6.42E+07
8.13E+07 1.01E+08 1.07E+15 3.25E+15 2.64E+14 1.15E+14
2.05E+14 1.63E+14 1.32E+14 1.03E+14 7.44E+13 6.83E+13
3.13E+16 2.56E+15 1.69E+15 1.84E+15 1.30E+15 1.30E+15
3.52E+14 6.96E+14 9.21E+14 8.85E+14 8.30E+14 8.50E+14
8.27E+14 8.43E+14 7.70E+14 1.52E+15 1.41E+15 1.41E+15
8.09E+14 9.38E+14 5.85E+15 1.89E+15 1.55E+15 1.56E+15
1.11E+15 3.02E+14 3.10E+14 6.04E+14 1.05E+15 1.41E+15
1.35E+15 1.37E+15 1.33E+15 1.55E+15 1.52E+15 1.47E+15
1.53E+15 1.63E+15 1.61E+15 1.34E+15 3.69E+16 1.23E+16
7.37E+15 1.14E+16 4.90E+15 6.24E+15 5.23E+15 6.09E+15
7.00E+15 6.35E+15 5.77E+15 5.29E+15 5.05E+15 4.84E+15
4.70E+15 4.53E+15 4.42E+15 4.31E+15 6.84E+15 5.15E+15
4.38E+15 3.39E+15 7.55E+15 8.27E+15 9.16E+14 3.36E+14
7.04E+14 1.90E+15 3.76E+15 1.24E+16 4.25E+15 3.96E+15
4.01E+15 3.92E+15 3.64E+15 3.39E+15 3.27E+15 3.17E+15
3.09E+15 4.89E+15 3.46E+15 3.15E+15 3.05E+15 2.99E+15
2.90E+15 2.79E+15 6.72E+15 6.37E+15 2.36E+15 7.48E+15
7.32E+15 4.33E+15 1.03E+16 4.01E+15 6.29E+15 5.83E+15
8.78E+15 3.56E+15 7.74E+15 2.83E+15 1.78E+15 2.52E+15
1.19E+15 1.19E+15 3.66E+15 5.61E+15 1.16E+16 1.11E+16
4.35E+15 6.35E+15 1.03E+16 1.06E+16 1.02E+16 6.03E+15
4.07E+15 3.97E+15 3.78E+15 1.71E+15 2.37E+15 3.92E+15
4.02E+15 9.60E+15 9.63E+15 9.54E+15 9.37E+15 9.23E+15
9.09E+15 1.07E+16 9.43E+15 9.03E+15 8.96E+15 8.79E+15
8.01E+15 8.77E+15 8.31E+15 8.12E+15 8.24E+15 7.75E+15
7.68E+15 6.39E+15 7.19E+15 7.01E+15 6.70E+15 5.09E+15
5.43E+15 6.23E+15 6.18E+15 6.33E+15 6.29E+15 6.28E+15
2.58E+15 3.39E+15 8.36E+16 1.14E+16 8.76E+15 2.24E+16
1.25E+16 1.95E+16 9.93E+15 3.79E+16 8.47E+15 2.40E+16
1.40E+16 1.27E+16 1.63E+16 1.81E+16 1.64E+16 1.47E+16
1.14E+16 1.20E+16 1.54E+16 9.84E+15 4.47E+15 1.18E+17
2.17E+16 1.00E+16 4.62E+15 3.25E+15 9.40E+14 1.76E+14
8.55E+15
6$$ 42R1
7**
' PHOTN WEIGHTING FLUX FOR BWR CORE TESIS EDUARDO ININ
9.99E+05 3.36E+08 4.14E+09 1.49E+10 1.04E+13 1.97E+14
6.96E+14 1.33E+15 3.15E+15 4.60E+15 6.03E+15 7.46E+15

```

```
1.62E+16 2.53E+16 3.91E+16 6.91E+16 1.21E+17 1.14E+17
7.07E+16 8.76E+16 6.13E+15 2.32E+17 1.80E+17 1.04E+17
1.14E+17 9.85E+16 4.99E+16 6.97E+16 5.26E+16 8.86E+16
5.51E+16 1.06E+16 3.44E+15 9.42E+14 8.66E+13 1.05E+14
1.12E+14 1.76E+13 1.56E+13 6.64E+12 5.12E+12 4.47E+11
T
end
```

Tabla A5. Proceso de generación de la biblioteca de secciones en “pocos grupos”, todos los núclidos del modelo BWR.

```
#AJAX
0$$ 77 95 E 1$$ 6 T
2$$ 95 9 T
3$$ 7I300 380 T
2$$ 96 16 T
3$$ 14I400 550 T
2$$ 97 15 T
3$$ 13I600 740 T
2$$ 98 16 T
3$$ 14I800 950 T
2$$ 92 3 t
3$$ 1200 1210 1220 t
2$$ 94 13 T
3$$ 11I1000 1120 T
end
#NITAWL
' XSDRN LIBRARY WILL BE PRODUCED ON UNIT 78
0$$ 77 A4 78 E 1$$ A2 72 A11 -1 E T
2$$ 7I300 380 14I400 550 13I600 740 14I800 950 1200 1210 1220
11I1000 1120
4** 6R739.0 600.0 2R559.0 16R590.0 15R590.0 16R300.0 3R300.0 13R300.0
T
end
```

## **APÉNDICE B**

Listados de las entradas para los cálculos del flujo neutrónico con el código DORT para las distintas mallas

Tabla B1. DORT geometría  $r-\theta$  MALLA 1.

```

"Geometría RT, cálculo del flujo neutrónico reactor BWR CNLV unidad 1
ciclo 4 EMC"
61$$ 0 16 8 0 12 6r0 e
62$$ 0 3
a3 16 108 45 48 3 4 51 3z 232
a14 0 48
a16 2 1 0 1 1 1 100 0
a24 5 0 2 0 0 2
a30 1 0 0 0 0
a35 0 -1 1 0 1
a45 1 1
a51 4 100 2 0
a62 0
a63 400
a67 47 e
63** 0 0
a3 1.0-4 1.0-3 0 1.0-3
a20 1.0 1.0
a26 0.01 0.1 0.0 e
t
t
81** 0.0 0.30247-1 0.30247-1 0.0 4r0.22685-1 0.0
0.22685-1 0.23148-1 0.22685-1
0.22685-1 0.23148-1 0.22685-1 0.0 0.30247-1 2r0.22685-1 0.30247-1
0.30247-1 2r0.22685-1 0.30247-1 0.0 2r0.30247-1 0.0 4r0.22685-1
0.0 0.22685-1 0.23148-1 0.22685-1 n4
0.30247-1 2r0.22685-1 0.30247-1 n4
82** -0.30861 -0.21822 0.21822 -0.61721 -0.57735 -0.21822 0.21822
0.57735 /
-0.81650 -0.78680 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735 0.78680 -0.97590
-0.95119 -0.78680 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735 0.78680 0.95119
-0.30861 -0.21822 0.21822 -0.61721 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735
-0.81650 -0.78680 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735 0.78680 -0.97590
-0.95119 -0.78680 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735 0.78680 0.95119
83** 3r-0.95119 -0.78680 4r-0.78680 4r-0.57735 3r-0.57735 -0.21822
4r-0.21822 4r-0.21822 3r0.95119 0.78680 4r0.78680
4r0.57735 3r0.57735 0.21822 4r0.21822 4r0.21822
85** 0.00 2.77778-03 5.55556-03 8.33333-03 1.11111-02 1.44300-02
1.76100-02 1.97900-02 2.25800-02 2.50000-02 2.77778-02
3.05556-02 3.14200-02 3.61111-02 3.89900-02 4.23800-02
4.42900-02 4.72222-02 5.00000-02 5.27778-02 5.55100-02
5.83333-02 6.05600-02 6.44400-02 6.66100-02 6.94444-02
7.30500-02 7.50000-02 7.77777-02 8.07000-02 8.33333-02
8.60100-02 8.88900-02 9.16667-02 9.43900-02 9.72222-02
1.00000-01 1.02400-01 1.05556-01 1.07400-01 1.10600-01
1.14400-01 1.16667-01 1.19444-01 1.22222-01 1.25000-01
/ R direction
86** 0 13.716 20.574 27.432 34.080 43.11 48.190 60.960 64.66 76.200
82.070 88.860 92.700 96.390 106.680 109.070 116.060 121.920
125.670 130.210 136.310 /
138.000 140.510 142.240 144.580 146.304 148.336 150.100 152.400
154.200 156.910 158.496 160.840 162.000 164.850 166.624 167.640 /
168.3300 172.0000 173.7600 176.2447 179.2700 181.0000 184.1500
187.5100 190.9600 193.9700 196.5800 199.1905 202.0588 204.2970 /

```



```

22r1 16r2 12r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
22r1 16r2 12r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
23r1 16r2 11r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
23r1 16r2 11r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
23r1 16r2 11r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
24r1 16r2 10r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
24r1 16r2 10r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
25r1 15r2 10r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
25r1 16r2 9r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
26r1 16r2 8r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
26r1 16r2 8r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
27r1 16r2 7r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
27r1 16r2 7r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
28r1 16r2 6r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
29r1 15r2 6r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
29r1 15r2 6r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
30r1 15r2 5r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
31r1 15r2 4r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
32r1 15r2 3r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
33r1 15r2 2r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
31r1 15r2 4r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
29r1 15r2 6r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
28r1 15r2 7r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
29r1 15r2 6r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
30r1 15r2 5r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
31r1 15r2 4r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
30r1 15r2 5r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
29r1 15r2 6r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
27r1 15r2 8r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
28r1 15r2 7r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
29r1 15r2 6r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
30r1 15r2 5r3 3r4 30r5 10 7r11 2r12 13 2r14 7r15 5r16
9$$ 25 97 153 161 169 169 169 169 185 193 201 209 217 201 225 /
t
93** f1.0 t
95** f1.0 t
96** "Distribución de fuente de neutrones en el reactor BWR"; esta parte
del archive de entrada se encuentra en la carpeta Malla 1 en la cual se
encuentra la carpeta RT y dentro de ésta el archivo RT.DAT.
t
96** f0
t
=end

```

Tabla B2. DORT geometría *r-z* MALLA 1.

"Geometría RZ, cálculo del flujo neutrónico reactor BWR CNLV unidad 1  
ciclo 4 EMC"

```

61$$ 0 16 8 0 12 0 0 17 e
62$$ 0 3
a3 29 108 72 48 3 4 51 0 0 0 232
a14 0 160
a16 1 1 3z 5 10 0
a24 5 0 2 0 0 0
a30 1 0 0 0 0
a35 0 -1 1 0 1
a45 15 15
a51 4 100 2 0
a62 1
a63 400
a67 47 e
63** 0 0
a3 1.0-4 1.0-3 0 1.0-3
a26 0.01 0.1 0.0 e
t
t
81** 0.0 2r0.13586-1 0.0 4r0.97681-2 0.0 0.64738-2 0.50390-2
2r0.64738-2 0.50390-2 0.64738-2 0.0 0.64634-2 2r0.71124-2
2r0.64634-2 2r0.71124-2 0.64634-2 0.0 0.64634-2 0.14381-2
0.36342-2 0.14384-2 2r0.64634-2 0.14361-2 0.363426-2
0.14381-2 0.64634-2 0.0 0.64738-2 0.71124-2 2r0.36342-2
0.71124-2 2r0.64738-2 0.71124-2 2r0.36342-2 0.71124-2
0.64738-2 0.0 0.97681-2 0.50390-2 0.71124-2 0.14381-2
0.71124-2 0.50390-2 2r0.97681-2 0.50390-2 0.71124-2 0.14381-2
0.71124-2 0.50390-2 0.97681-2 0.0 0.13586-1 0.97681-2
0.64738-2 2r0.64634-2 0.64738-2 0.97681-2 2r0.13586-1 0.97681-2
0.64738-2 2r0.64634-2 0.64738-2 0.97681-2 0.13586-1 0.0
2r0.13586-1 0.0 4r0.97681-2 0.0 0.64738-2 0.50390-2 2r0.64738-2
0.50390-2 0.64738-2 0.0 0.64634-2 2r0.71124-2 2r0.64634-2
2r0.71124-2 0.64634-2 0.0 0.64634-2 0.14381-2 0.36342-2
0.14381-2 2r0.64634-2 0.14381-2 0.36342-2 0.14381-2 0.64634-2
0.0 0.64738-2 0.71124-2 2r0.36342-2 0.71124-2 2r0.64738-2
0.71124-2 2r0.36342-2 0.71124-2 0.64738-2 0.0 0.97681-2
0.50390-2 0.71124-2 0.14381-2 0.71124-2 0.50390-2 2r0.97681-2
0.50390-2 0.71124-2 0.14381-2 0.71124-2 0.50390-2 0.97681-2
0.0 0.13586-1 0.97681-2 0.64738-2 0.64634-2 0.64634-2
0.64738-2 0.97681-2 2r0.13586-1 0.97681-2 0.64738-2 2r0.64634-2
0.64738-2 0.97681-2 0.13586-1
82** -0.21082 -0.14907 0.14907 -0.42164 -0.39441 -0.14907
0.14907 0.39441 -0.55777 -0.53748 -0.39441 -0.14907 0.14907
0.39441 0.53748 -0.66667 -0.64979 -0.53748 -0.39441 -0.14907
0.14907 0.39441 0.53748 0.64979 -0.76012 -0.74536 -0.64979
-0.53748 -0.39441 -0.14907 0.14907 0.39441 0.53748 0.64979
0.74536 -0.84327 -0.82999 -0.74536 -0.64979 -0.53748 -0.39441
-0.14907 0.14907 0.39441 0.53748 0.64979 0.74536 0.82999
-0.91894 -0.90676 -0.82999 -0.74536 -0.64979 -0.53748 -0.39441
-0.14907 0.14907 0.39441 0.53748 0.64979 0.74536 0.82999 0.90676
-0.98883 -0.97753 -0.90676 -0.82999 -0.74536 -0.64979 -0.53748
-0.39441 -0.14907 0.14907 0.39441 0.53748 0.64979 0.74536 0.82999

```

0.90676 0.97753 q80  
 83\*\* 3r-0.97753 5r-0.90676 7r-0.82999 9r-0.74536 11r-0.64979  
 13r-0.53748 15r-0.39441 17r-0.14907 g80  
 85\*\* 0.0 6.19500 12.3900 /  
 18.5633 24.7367 30.9100 37.0833 43.2567 49.4300 /  
 55.5260 61.6220 67.7180 73.8140 79.9100 /  
 86.6830 93.4560 100.229 107.003 113.776 120.549 127.323 134.096  
 140.87 /  
 146.966 153.062 159.158 165.254 171.350 177.446 183.542 189.638  
 195.734 201.830 /  
 207.926 214.022 220.118 226.212 229.262 235.430 244.430 250.598  
 256.694 262.790 /  
 268.886 274.982 281.078 287.174 293.270 300.890 308.510 313.430  
 319.430 326.798 332.894 338.990 /  
 349.150 359.310 369.470 379.630 389.790 399.950 /  
 410.110 420.270 430.430 /  
 442.777 455.123 467.470 /  
 476.730 485.990 /  
 507.240 528.490 549.740 570.990 /  
 86\*\* 0 13.716 20.574 27.432 34.080 43.11 48.190 60.960 64.66 76.200  
 82.070 88.860 92.700 96.390 106.680 109.070 116.060 121.920  
 125.670 130.210 136.310 /  
 138.000 140.510 142.240 144.580 146.304 148.336 150.100 152.400  
 154.200 156.910 158.496 160.840 162.000 164.850 166.624 167.640  
 168.3300 172.0000 173.7600 176.2447 179.2700 181.0000 184.1500  
 187.5100 190.9600 193.9700 196.5800 199.1905 202.0588 204.2970 /  
 204.6500 206.5550 208.1070 /  
 209.5322 211.8579 213.4083 214.9587 215.7340 217.7920 218.8348  
 220.3853 221.9357 223.3030 225.0366 226.5870 228.1374 229.6879  
 231.4440 232.7887 234.3392 235.8896 237.4400 238.9905 240.5409  
 242.0913 243.6418 245.0970 246.7426 248.2931 249.8435 251.3939  
 252.9444 254.7940 /  
 255.2700 /  
 256.2469 258.2008 260.1564 262.1085 264.0623 266.0162 267.9700 /  
 271.3488 278.1063 /  
 281.4850 /  
 284.5150 290.5750 /  
 296.0293 306.9379 317.8464 328.7550 339.6636 350.5721 364.4807 /  
 370.6277 378.0132 389.0914 396.4768 403.8623 /  
 t  
 2\*\* 0.0 6.19500 12.3900 /  
 18.5633 24.7367 30.9100 37.0833 43.2567 49.4300 /  
 55.5260 61.6220 67.7180 73.8140 79.9100 /  
 86.6830 93.4560 100.229 107.003 113.776 120.549 127.323 134.096  
 140.87 /  
 146.966 153.062 159.158 165.254 171.350 177.446 183.542 189.638  
 195.734 201.830 /  
 207.926 214.022 220.118 226.212 229.262 235.430 244.430 250.598  
 256.694 262.790 /  
 268.886 274.982 281.078 287.174 293.270 300.890 308.510 313.430  
 319.430 326.798 332.894 338.990 /  
 349.150 359.310 369.470 379.630 389.790 399.950 /  
 410.110 420.270 430.430 /  
 442.777 455.123 467.470 /  
 476.730 485.990 /  
 507.240 528.490 549.740 570.990 /  
 4\*\* 0 13.716 20.574 27.432 34.080 43.11 48.190 60.960 64.66 76.200



```

20r4 16r10 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r4 16r10 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r4 16r10 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r4 16r10 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r5 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r6 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r6 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r6 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r6 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r6 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r6 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r6 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r6 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r6 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r7 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r7 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r7 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
20r7 16r8 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
36r17 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
36r17 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
36r17 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
36r18 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
36r18 14r20 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
50r19 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
50r19 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
50r19 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
50r19 3r21 30r22 23 7r24 2r25 26 2r27 7r28 5r29
9$$ 1 9 17 25 33 41 49 57 65 73 81 89 97 105 113 121 129
137 145 153 161 169 185 193 201 209 217 201 225 /

```

```

t
96** "Distribución de fuente de neutrones en el reactor BWR"; esta parte
del archivo de entrada se encuentra en la carpeta Malla 1 en la cual se
encuentra la carpeta RZ y dentro de ésta el archivo RZ.DAT.
t
96** f0
t
=end

```

Tabla B3. DORT geometría r MALLA 1.

```

"Geometría R, cálculo del flujo neutrónico reactor BWR CNLV unidad 1
ciclo 4 EMC"
61$$ 0 0 8 0 1 e
62$$ 0 3
a3 12 108 1 48 3 4 51 0 0 0 232
a14 0 48
a16 1 1 0 1 1 1 250 0
a24 4 0 2 0 0 0
a30 1 0 0 0 0
a35 0 -1 1 0 1
a51 50 2 0
a62 1
a67 47 e
63** 0 0
a3 1.0-4 1.0-3 0 1.0-3
a26 0.01 0.1 0.0 e
t
t
81** 0.0 0.30247-1 0.30247-1 0.0 4r0.22685-1 0.0
0.22685-1 0.23148-1 0.22685-1
0.22685-1 0.23148-1 0.22685-1 0.0 0.30247-1 2r0.22685-1 0.30247-1
0.30247-1 2r0.22685-1 0.30247-1 0.0 2r0.30247-1 0.0 4r0.22685-1
0.0 0.22685-1 0.23148-1 0.22685-1 n4
0.30247-1 2r0.22685-1 0.30247-1 n4
82** -0.30861 -0.21822 0.21822 -0.61721 -0.57735 -0.21822 0.21822
0.57735 /
-0.81650 -0.78680 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735 0.78680 -0.97590
-0.95119 -0.78680 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735 0.78680 0.95119
-0.30861 -0.21822 0.21822 -0.61721 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735
-0.81650 -0.78680 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735 0.78680 -0.97590
-0.95119 -0.78680 -0.57735 -0.21822 0.21822 0.57735 0.78680 0.95119
83** 3r-0.95119 -0.78680 4r-0.78680 4r-0.57735 3r-0.57735 -0.21822
4r-0.21822 4r-0.21822 3r0.95119 0.78680 4r0.78680
4r0.57735 3r0.57735 0.21822 4r0.21822 4r0.21822
85** 0.0 1
86** 0 13.716 20.574 27.432 34.080 43.11 48.190 60.960 64.66 76.200
82.070 88.860 92.700 96.390 106.680 109.070 116.060 121.920
125.670 130.210 136.310 /
138.000 140.510 142.240 144.580 146.304 148.336 150.100 152.400
154.200 156.910 158.496 160.840 162.000 164.850 166.624 167.640 /
168.3300 172.0000 173.7600 176.2447 179.2700 181.0000 184.1500
187.5100 190.9600 193.9700 196.5800 199.1905 202.0588 204.2970 /
204.6500 206.5550 208.1070 /
209.5322 211.8579 213.4083 214.9587 215.7340 217.7920 218.8348
220.3853 221.9357 223.3030 225.0366 226.5870 228.1374 229.6879
231.4440 232.7887 234.3392 235.8896 237.4400 238.9905 240.5409
242.0913 243.6418 245.0970 246.7426 248.2931 249.8435 251.3939
252.9444 254.7940 /
255.2700 /
256.2469 258.2008 260.1564 262.1085 264.0623 266.0162 267.9700 /
271.3488 278.1063 /
281.4850 /

```

```

284.5150 290.5750 /
296.0293 306.9379 317.8464 328.7550 339.6636 350.5721 364.4807 /
370.6277 378.0132 389.0914 396.4768 403.8623 /
t
2** 0.0 1
4** 0 13.716 20.574 27.432 34.080 43.11 48.190 60.960 64.66 76.200
82.070 88.860 92.700 96.390 106.680 109.070 116.060 121.920
125.670 130.210 136.310 /
138.000 140.510 142.240 144.580 146.304 148.336 150.100 152.400
154.200 156.910 158.496 160.840 162.000 164.850 166.624 167.640 /
168.3300 172.0000 173.7600 176.2447 179.2700 181.0000 184.1500
187.5100 190.9600 193.9700 196.5800 199.1905 202.0588 204.2970 /
204.6500 206.5550 208.1070 /
209.5322 211.8579 213.4083 214.9587 215.7340 217.7920 218.8348
220.3853 221.9357 223.3030 225.0366 226.5870 228.1374 229.6879
231.4440 232.7887 234.3392 235.8896 237.4400 238.9905 240.5409
242.0913 243.6418 245.0970 246.7426 248.2931 249.8435 251.3939
252.9444 254.7940 /
255.2700 /
256.2469 258.2008 260.1564 262.1085 264.0623 266.0162 267.9700 /
271.3488 278.1063 /
281.4850 /
284.5150 290.5750 /
296.0293 306.9379 317.8464 328.7550 339.6636 350.5721 364.4807 /
370.6277 378.0132 389.0914 396.4768 403.8623 /
8$$ 20r1 16r2 14r3 3r4 30r5 6 7r7 2r8 9 2r10 7r11 5r12 /
9$$ 25 97 153 161 169 185 193 201 209 217 201 225 /
t
96** "Distribución de fuente de neutrones en el reactor BWR"; esta parte
del archivo de entrada se encuentra en la carpeta Malla 1 en la cual se
encuentra la carpeta R y dentro de ésta el archivo R.DAT.
t
96** f0
t
=end

```

Los archivos de entrada de DORT para las tres geometrías con las mallas 2 y 3 son similares a las tablas presentadas en este apéndice lo único que cambia son los intervalos para cada malla en las tarjetas que así lo requieran y además se podrán ver estos archivos dentro de las carpetas Malla 2 y Malla 3.

## **APÉNDICE C**

Figuras de fluencia neutrónica en la envolvente del núcleo y la vasija del reactor BWR unidad 1 de la CNLV para el ciclo de operación 4 con las diferentes mallas.

En este apéndice se muestran las figuras obtenidas de los cálculos de la fluencia neutrónica para la envolvente del núcleo y la vasija del reactor respecto al Azimut con las diferentes mallas a las alturas de H3, H4 y H5; para la envolvente del núcleo el análisis se realizó en la pared interna ( $r = 204.297$  cm), 1/2 de espesor ( $r = 206.202$  cm) y pared externa ( $r = 208.107$  cm); y para la vasija del reactor fue en la pared interna ( $r = 255.27$  cm), 1/4 de espesor ( $r = 258.445$  cm), 1/2 de espesor ( $r = 261.62$  cm), 3/4 de espesor ( $r = 264.795$  cm) y pared externa ( $r = 267.97$ ) con respecto a los modelos geométricos DORT  $r-\theta$  y  $r-z$ .

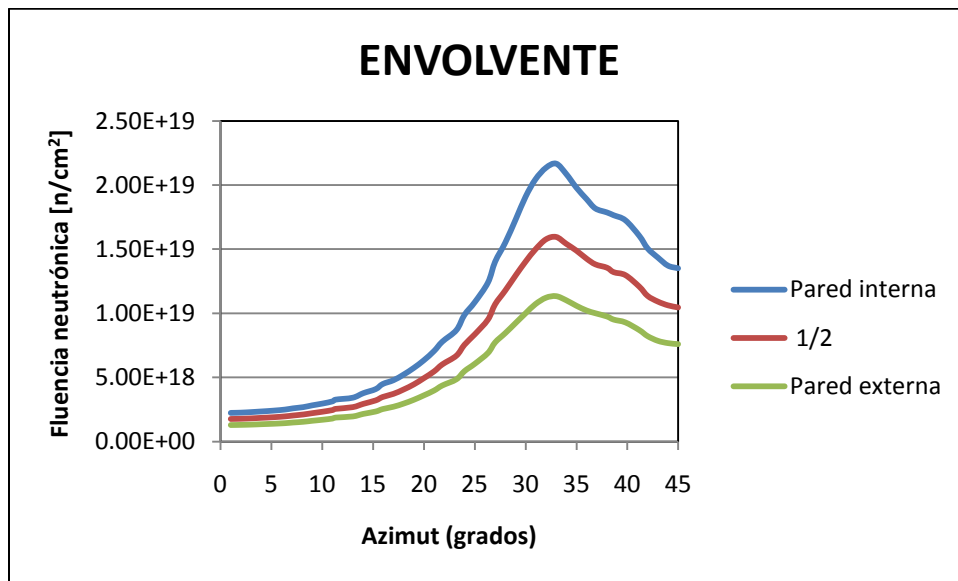


Figura C1. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de la soldadura H3 de la envolvente del núcleo obtenido con la MALLA 1.

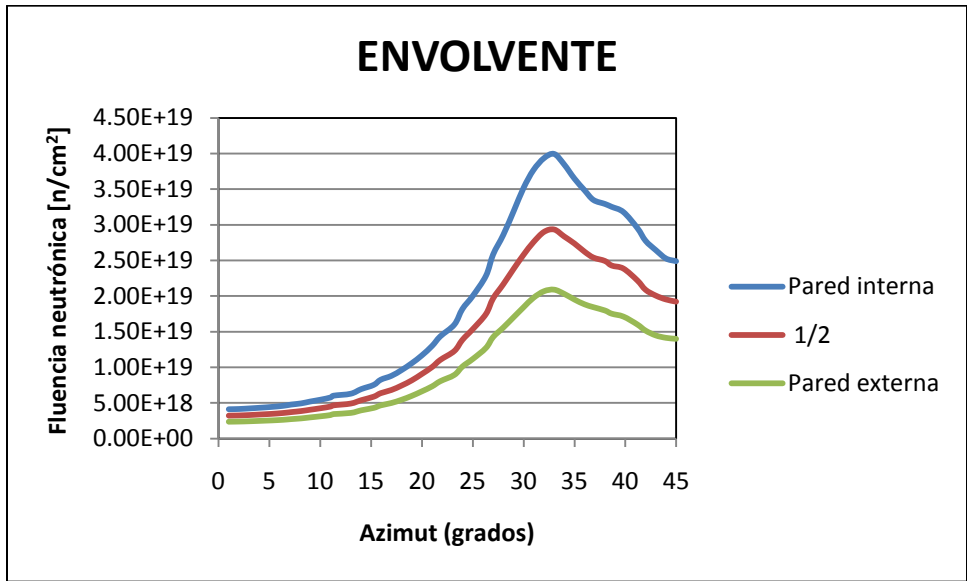


Figura C2. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de la soldadura H4 de la envoltura del núcleo obtenido con la MALLA 1.

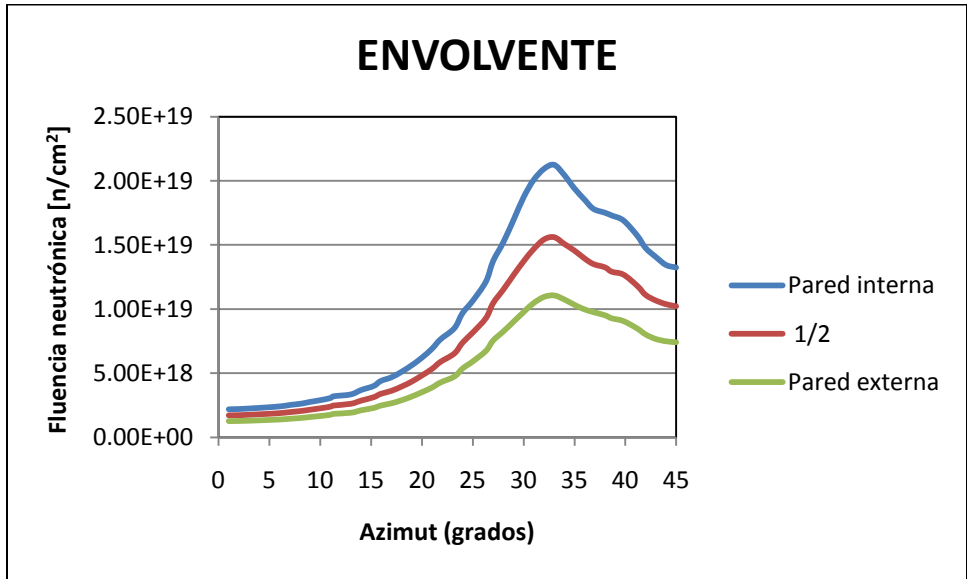


Figura C3. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de la soldadura H5 de la envoltura del núcleo obtenido con la MALLA 1.

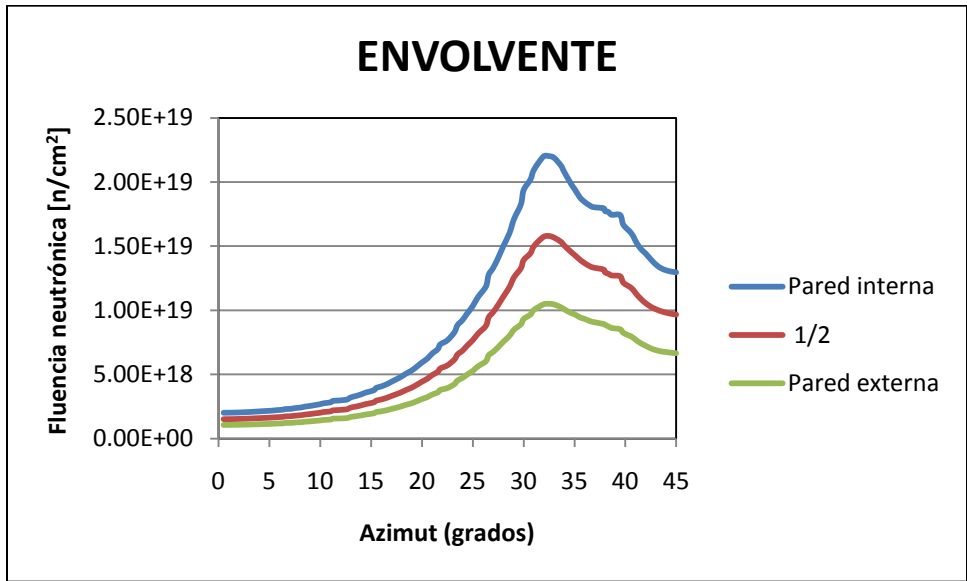


Figura C4. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de la soldadura H3 de la envoltura del núcleo obtenido con la MALLA 2.

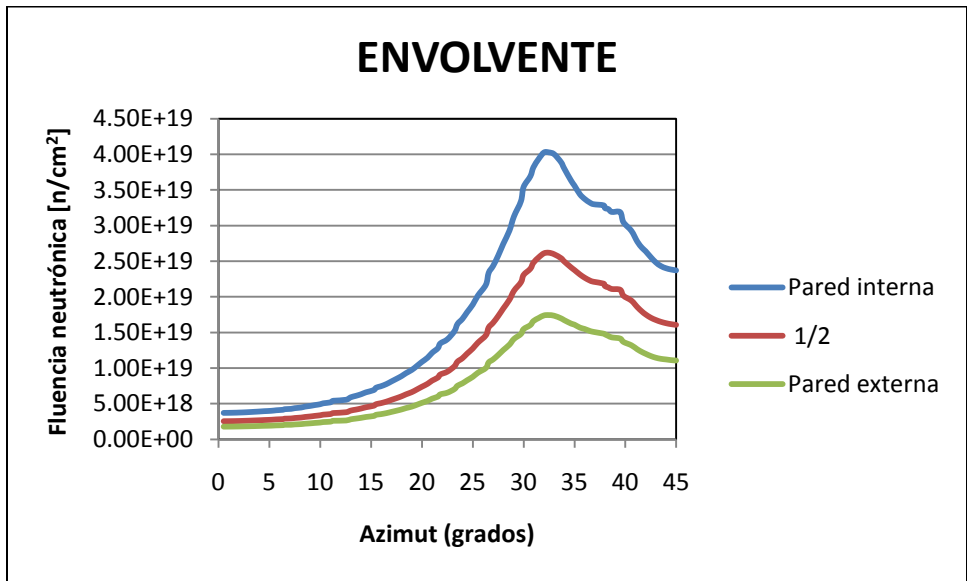


Figura C5. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de la soldadura H4 de la envoltura del núcleo obtenido con la MALLA 2.

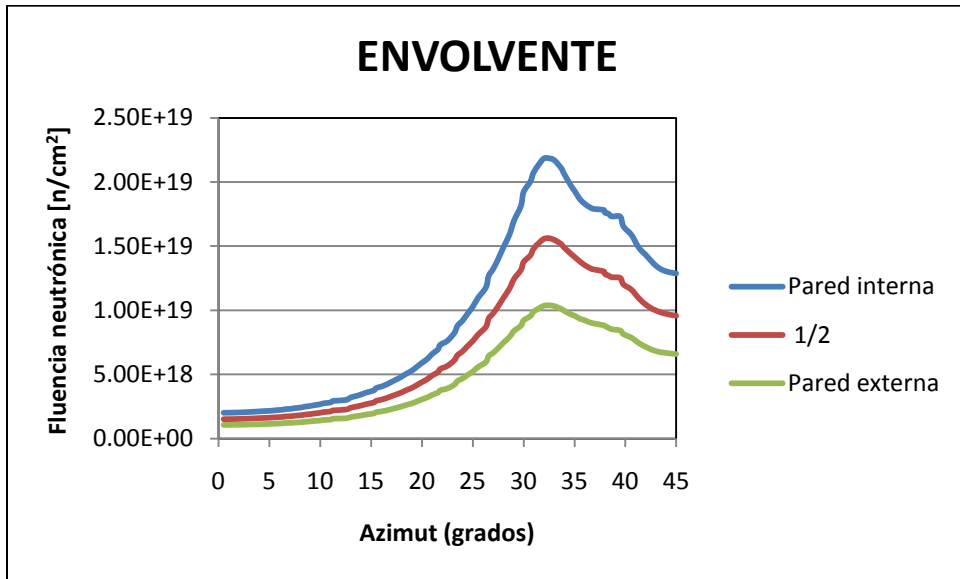


Figura C6. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de la soldadura H5 de la envoltura del núcleo obtenido con la MALLA 2.

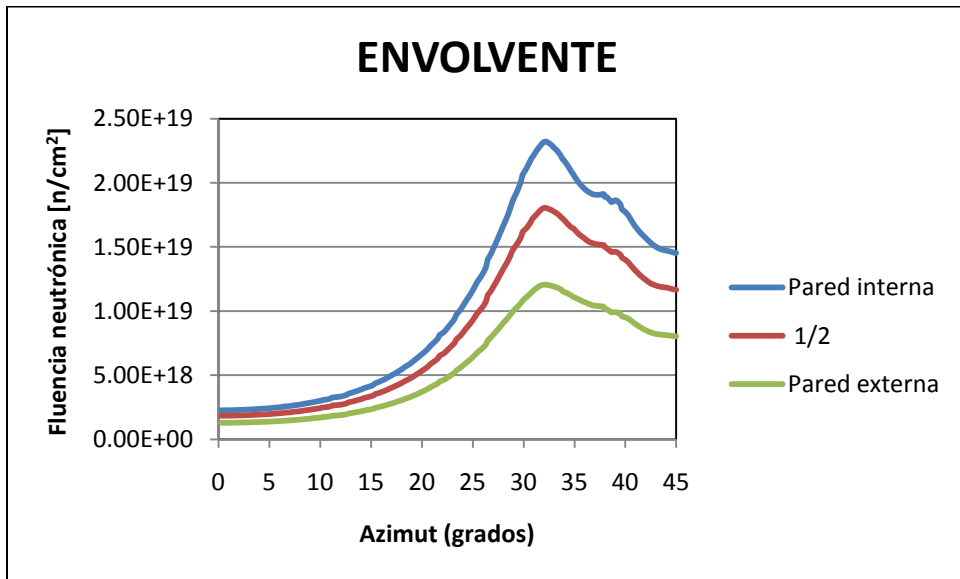


Figura C7. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de la soldadura H3 de la envoltura del núcleo obtenido con la MALLA 3.

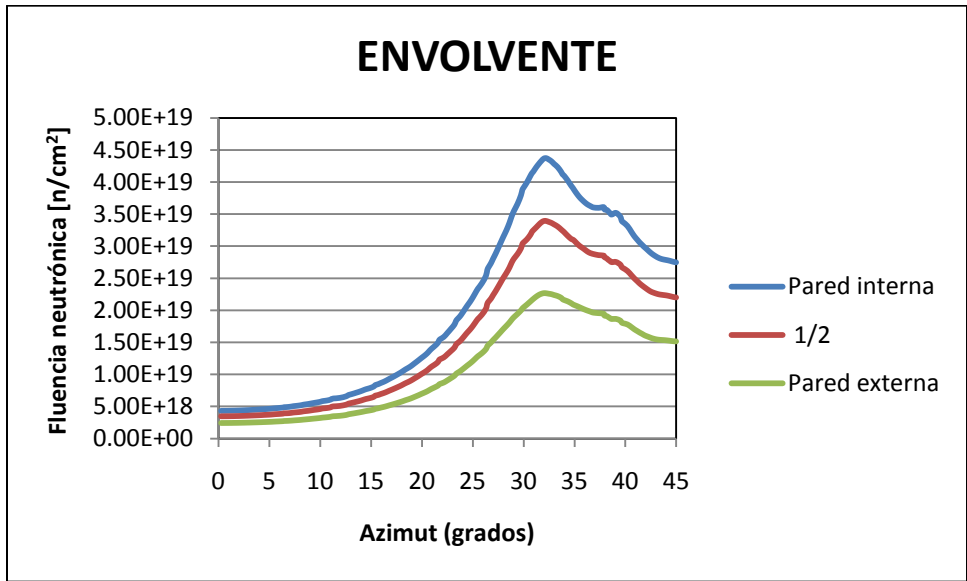


Figura C8. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de la soldadura H4 de la envoltura del núcleo obtenido con la MALLA 3.

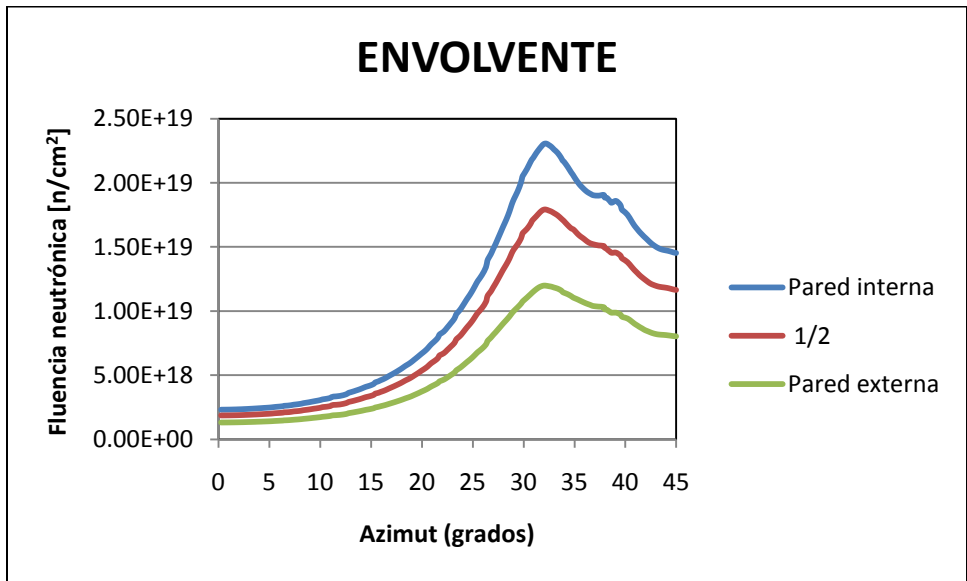


Figura C9. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a través del espesor de la soldadura H5 de la envoltura del núcleo obtenido con la MALLA 3.

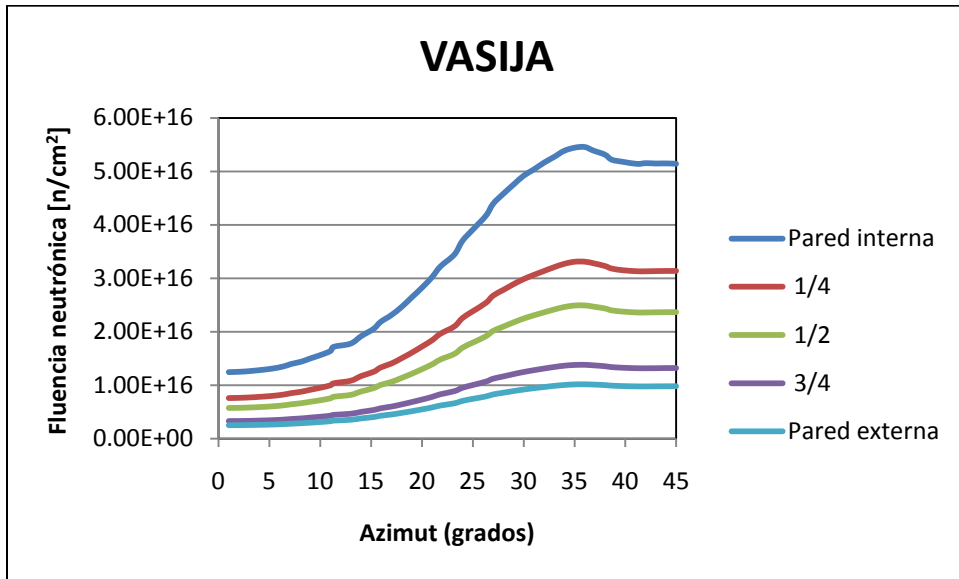


Figura C10. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a la altura de H3 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 1.

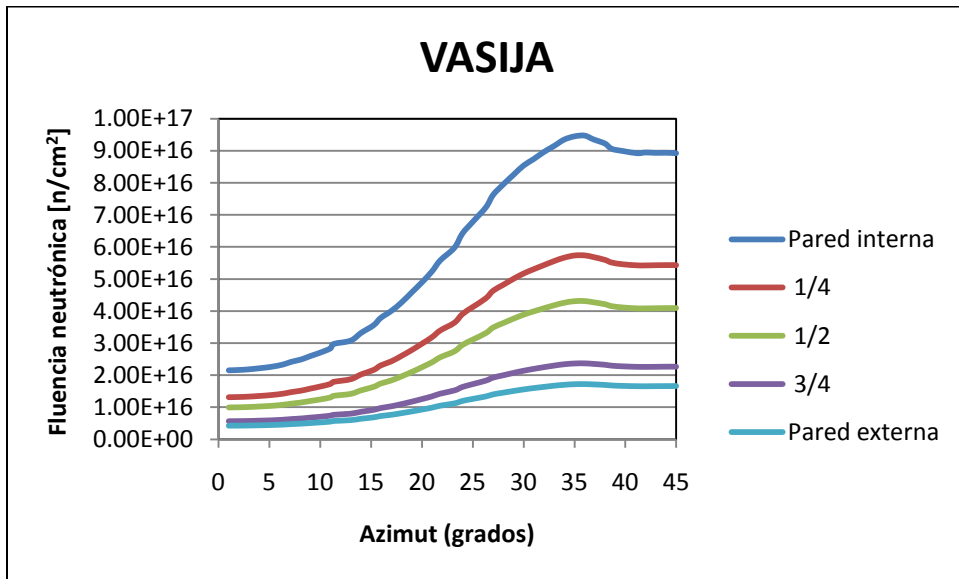


Figura C11. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a la altura de H4 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 1.

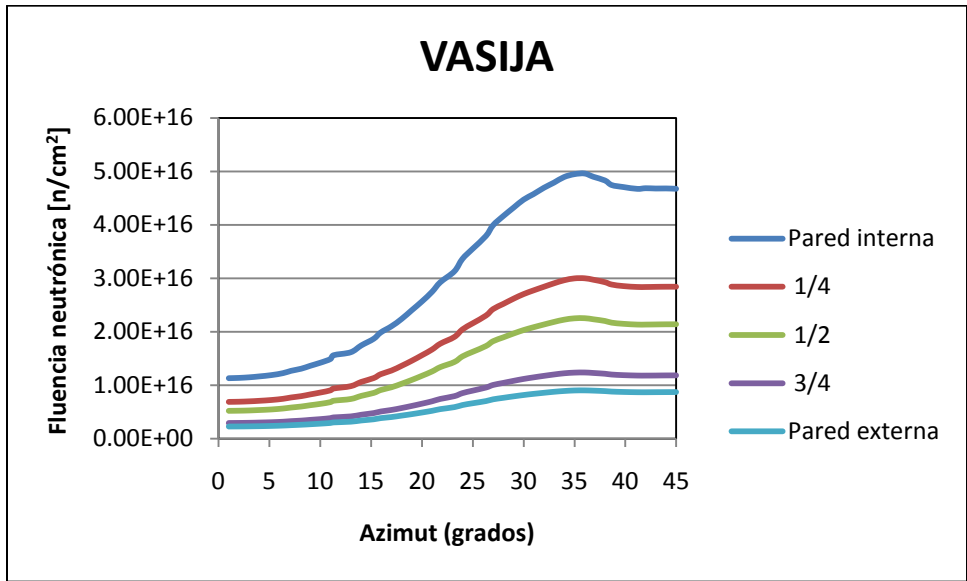


Figura C12. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a la altura de H5 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 1.

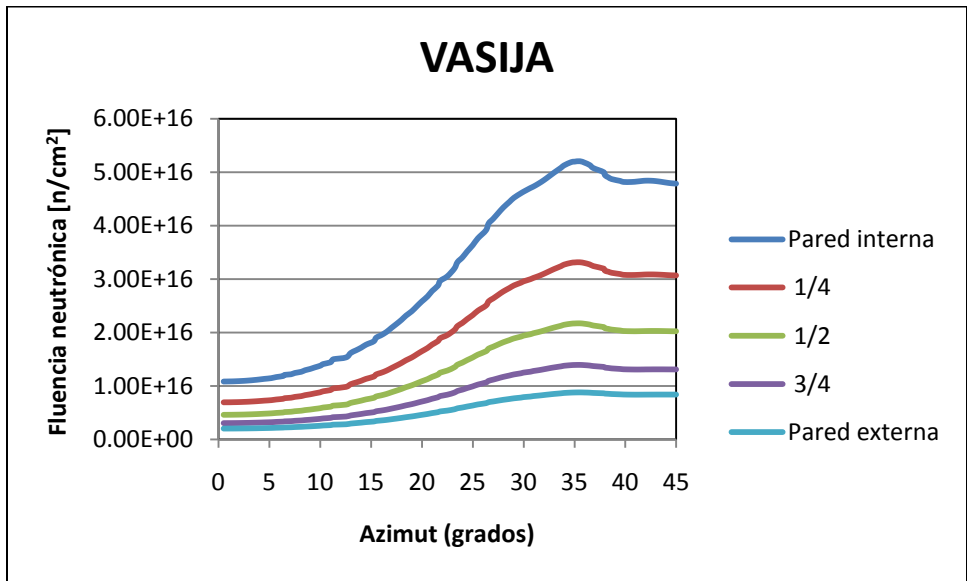


Figura C13. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a la altura de H3 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 2.

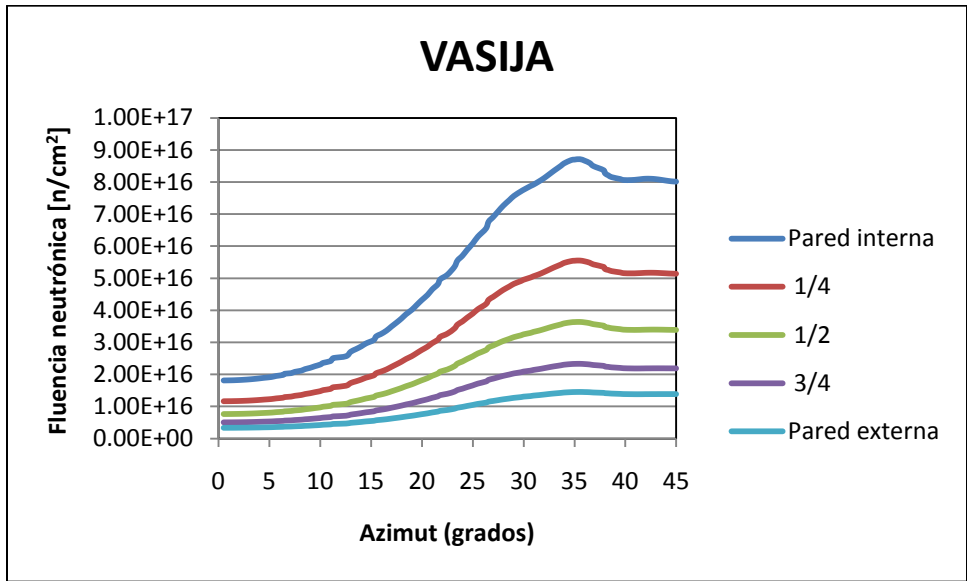


Figura C14. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a la altura de H4 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 2.

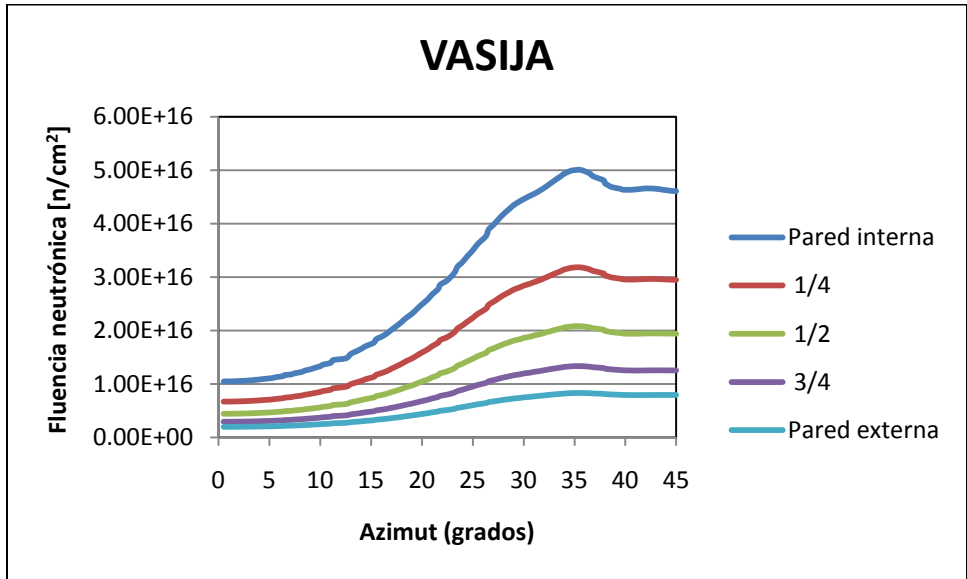


Figura C15. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a la altura de H5 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 2.

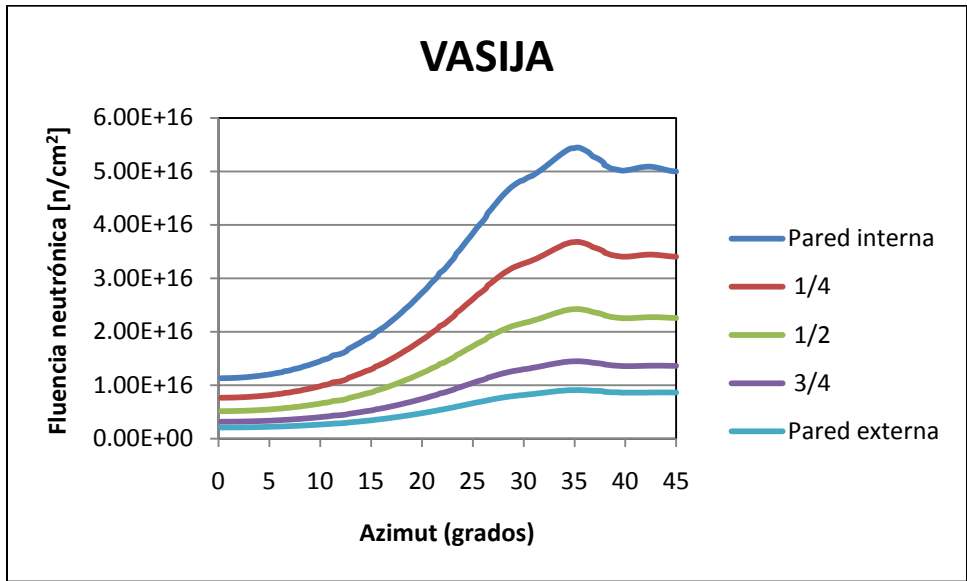


Figura C16. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a la altura de H3 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 3.

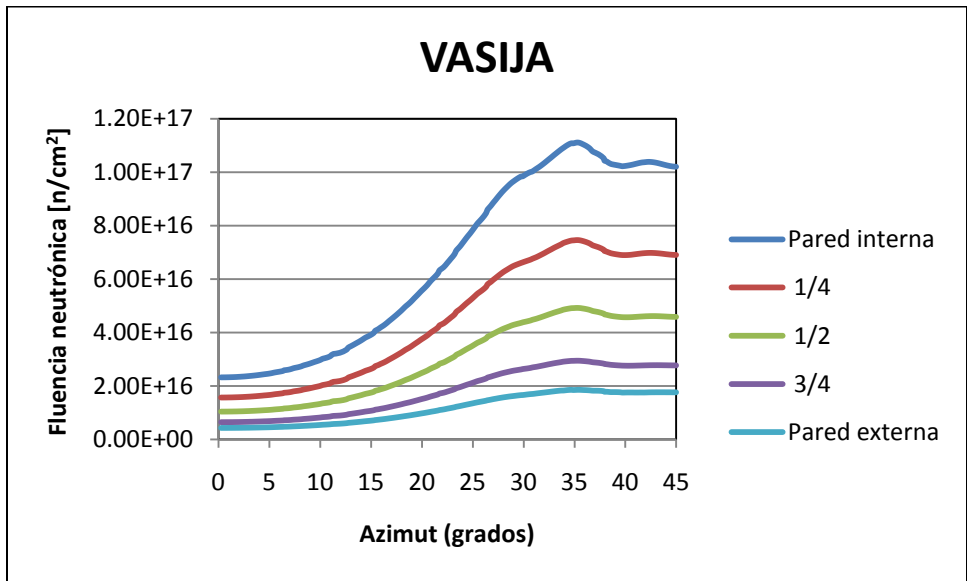


Figura C17. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a la altura de H4 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 3.

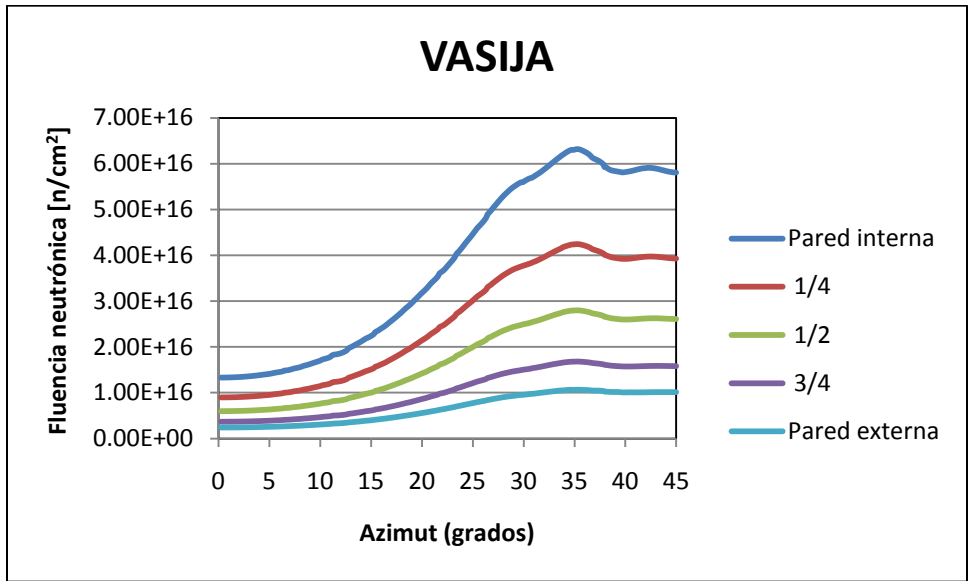


Figura C18. Fluencia neutrónica con  $E > 1$  MeV a la altura de H5 a través del espesor de la vasija del reactor obtenido con la MALLA 3.