

Determinación de la Fluencia Neutrónica en las Soldaduras del “Core Shroud” del Núcleo de un Reactor BWR.

M. A. Lucatero, J. Vicente Xolocostli M., Armando M. Gómez T., Javier C. Palacios H.

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Carretera México-Toluca s/n,

La Marquesa, Ocoyoacac, C.P. 52750, Edo. de México, México.

mal@nuclear.inin.mx; vxm@nuclear.inin.mx; amgt@nuclear.inin.mx; palacios@nuclear.inin.mx

Resumen

Con el propósito de definir la frecuencia de inspección, en función de la fragilización de los materiales que componen las soldaduras del “Core Shroud” o envolvente del núcleo de un reactor tipo BWR, es necesario conocer la fluencia neutrónica recibida por dichas soldaduras. En el trabajo se presentan los valores calculados de fluencia neutrónica máxima acumulada ($E > 1$ MeV) durante los primeros 8 ciclos de operación del reactor. Los cálculos se realizaron conforme a la Guía Reguladora 1.190 de la NRC, haciendo uso del código DORT, el cual resuelve la ecuación de transporte en ordenadas discretas en dos dimensiones (xy , $r\theta$, y rz). Los resultados en 3D se obtuvieron aplicando el Método de Síntesis conforme a la guía antes mencionada. Se presentan resultados para las soldaduras horizontales H3, H4, y H5, mostrando las curvas correspondientes a la fluencia acumulada al ciclo 8 y se presente una proyección para el ciclo 14.

1. INTRODUCCIÓN

En 1990 se descubrió la primera formación de grietas en la envolvente del núcleo de un reactor BWR, desde entonces, se han encontrado grietas en un número significativo de reactores BWR. Se han encontrado indicaciones de grietas tanto en soldaduras horizontales como en soldaduras verticales de la envolvente. La mayoría de las grietas se han identificado como agrietamiento por corrosión intergranular bajo tensión y en soldaduras dentro de la región del “beltline” también se han observado agrietamiento por corrosión bajo tensión asistida por irradiación.

Los patrones de deformación de grietas en las envolventes de los núcleos de los BWR, son consistentes con los criterios susceptibles de agrietamiento por corrosión bajo tensión (química del agua, contenido de carbón en el material, historia de fabricación, fluencia neutrónica y tiempo de operación a potencia nominal).

Resultados de inspecciones practicadas a muestras tomadas de los reactores Brunswick-1 y KKM, no indicaron que la fluencia neutrónica sea un contribuyente primario para el agrietamiento progresivo, por lo cual; la fluencia no se selecciono dentro de los factores de susceptibilidad para la formación de grietas, pero es usada para determinar los intervalos de inspección de las soldaduras.

Los intervalos o frecuencia de inspección para soldaduras que se encuentran fuera del “beltline”, se basarán en los resultados del límite de carga. Y para las soldaduras que se encuentran dentro del “beltline” con fluencia mayor que 3×10^{20} n/cm² ($E > 1$ MeV), los intervalos de inspección se basarán en los resultados del análisis de integridad estructural por los métodos de la mecánica de fractura elástica lineal y de límite de carga.

Se realizan los cálculos de la distribución flujo neutrónico en las soldaduras horizontales H3, H4 y H5 de la envolvente, que se encuentran dentro del “beltline”, al final de cada ciclo de operación tomado en cuenta las distribuciones de potencia radial y axial del núcleo y contenido de isótopos de uranio y plutonio. Posteriormente, se realizan los cálculos de la fluencia neutrónica acumulada ($E > 1$ MeV) a final de cada ciclo de operación.

2. CÁLCULO DEL FLUJO NEUTRÓNICO

El cálculo del flujo neutrónico se realiza en 47 grupos de energía con el código DORT-4 [1] y una biblioteca de secciones eficaces microscópicas en 47 grupos de energía, generada de la biblioteca maestra VITAMIN-B6 [2]. El código DORT-4 resuelve la ecuación de transporte de neutrones en multigrupos de energía y en dos dimensiones (r-z, r- θ y x-y). La estructura de los 47 grupos de energía utilizada se muestra en la Tabla I.

Para tener una representación del flujo neutrónico en tres dimensiones se utiliza el método de síntesis de flujo, de acuerdo a la Guía Reguladora 1.190 [3]. La distribución del flujo neutrónico por grupo de energía, en tres dimensiones, se obtiene a partir de la expresión del método de síntesis:

$$\varphi_g(r, \theta, z) = \varphi_g(r, \theta) \times \frac{\varphi_g(r, z)}{\varphi_g(r)} \quad (2)$$

donde, $\varphi_g(r, \theta)$ es el flujo neutrónico obtenido de los cálculos de transporte para el grupo-g en geometría (r, θ) para un plano representativo, y $\varphi_g(r)$ y $\varphi_g(r, z)$ son los flujos neutrónicos obtenidos para el grupo g en una y dos dimensiones, respectivamente, para una representación cilíndrica de la geometría del reactor que preserve la importancia de la fuente axial de neutrones y sus atenuaciones características.

Tabla I. Estructura de los 47 grupos de energía de neutrones

Grupo	Energía superior (MeV)	Energía inferior (MeV)	Grupo	Energía superior (MeV)	Energía inferior (MeV)
1	19.64	14.19	25	2.98×10^{-1}	1.83×10^{-1}
2	14.19	12.21	26	1.83×10^{-1}	1.11×10^{-1}
3	12.21	10.00	27	1.11×10^{-1}	6.76×10^{-2}
4	10.00	8.61	28	6.76×10^{-2}	4.09×10^{-2}
5	8.61	7.41	29	4.09×10^{-2}	3.18×10^{-2}
6	7.41	6.07	30	3.18×10^{-2}	2.61×10^{-2}
7	6.07	4.97	31	2.61×10^{-2}	2.42×10^{-2}
8	4.97	3.68	32	2.42×10^{-2}	2.19×10^{-2}
9	3.68	3.01	33	2.19×10^{-2}	1.50×10^{-2}
10	3.01	2.73	34	1.50×10^{-2}	7.10×10^{-3}
11	2.73	2.47	35	7.10×10^{-3}	3.36×10^{-3}
12	2.47	2.37	36	3.36×10^{-3}	1.59×10^{-3}
13	2.37	2.35	37	1.59×10^{-3}	4.54×10^{-4}
14	2.35	2.23	38	4.54×10^{-4}	2.14×10^{-4}
15	2.23	1.92	39	2.14×10^{-4}	1.01×10^{-4}
16	1.92	1.65	40	1.01×10^{-4}	3.73×10^{-5}
17	1.65	1.35	41	3.73×10^{-5}	1.07×10^{-5}
18	1.35	1.00	42	1.07×10^{-5}	5.04×10^{-6}
19	1.00	8.21×10^{-1}	43	5.04×10^{-6}	1.86×10^{-6}
20	8.21×10^{-1}	7.43×10^{-1}	44	1.86×10^{-6}	8.76×10^{-7}
21	7.43×10^{-1}	6.08×10^{-1}	45	8.76×10^{-7}	4.14×10^{-7}
22	6.08×10^{-1}	4.98×10^{-1}	46	4.14×10^{-7}	1.00×10^{-7}
23	4.98×10^{-1}	3.69×10^{-1}	47	1.00×10^{-7}	0.00
24	3.69×10^{-1}	2.98×10^{-1}			

2.1 Modelos Geométricos del Reactor en los Cálculos de Transporte

El cálculo de la distribución azimutal de flujo $\varphi_g(r, \theta)$, se llevó a cabo con un modelo explícito en geometría (r, θ) , asumiendo que el núcleo del reactor BWR tiene simetría de un octavo con condiciones de fronteras reflectivas en 0° y 45° . El modelo incluye la región del núcleo, la región de refrigerante, la envolvente del núcleo, la región del downcomer, la vasija, etc. (hasta la pared de concreto) como se muestra en la Figura 1. La geometría (r, θ) corresponde a un cilindro de altura infinita en el cual la fuente de neutrones, composición de los materiales y el flujo varían azimutal y radialmente. Las formas irregulares de las fronteras del núcleo se representan por diferentes radios en función de θ , causando que el flujo fuera del núcleo también varíe significativamente en función de θ . La composición del material de la región del núcleo y densidad de fuente de neutrones en el modelo geométrico (r, θ) 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 densidad de fuente de neutrones para el modelo (r, θ) se calcula en función de la distribución de potencia radial promedio por ensamble combustible en el núcleo.

El cálculo de la distribución de flujo axial $\varphi_g(r, z)$ por grupo de energía, se realizó con un modelo geométrico (r,z) del reactor 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 diferente densidades de refrigerante (concentraciones de vacíos) y 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.

En la geometría (r,z), se asume 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 preserve 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 2.

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

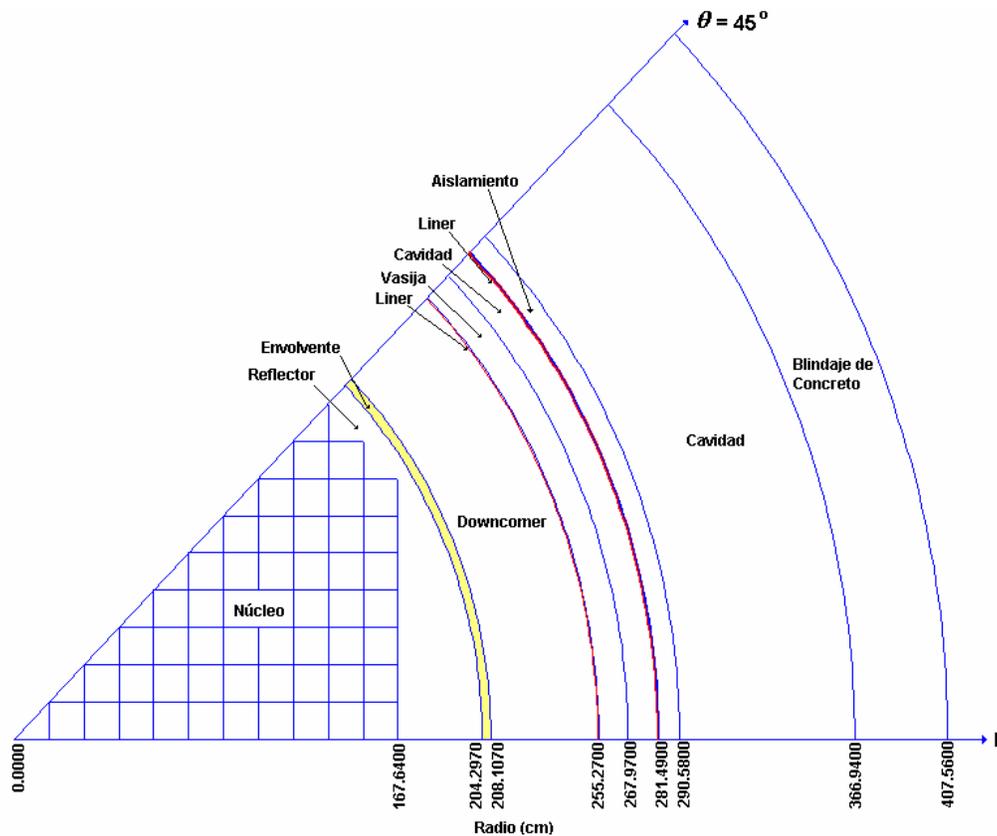


Figura 1. Modelo geométrico (r,θ). Plano horizontal a través del plano medio del núcleo

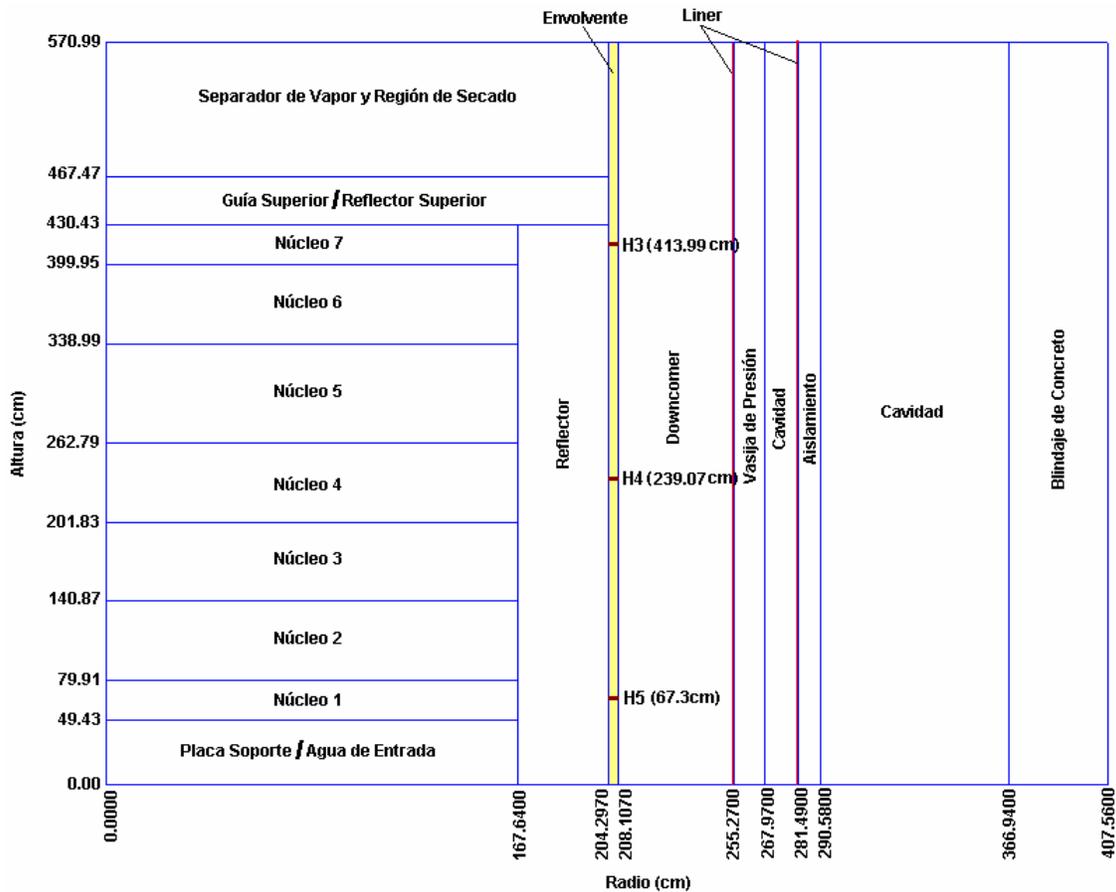


Figura 2. Modelo geométrico (r,z) del reactor BWR

Las composiciones de los materiales en las regiones (núcleo, reflector, envolvente, vasija etc.) de los modelos DORT, son mezclas homogenizadas de los materiales que contiene cada región, en las cuales se toman en cuenta las fracciones de volumen de los materiales contenidos en cada región.

2.2 Densidades Atómicas Utilizadas en los Cálculos

Como los cálculos de la fluencia neutrónica se realizan a final de cada ciclo de operación del reactor, se calculó el contenido de uranio y plutonio del combustible al final de cada uno de los ocho ciclos de operación del reactor. Los cálculos se realizaron bajo la suposición de que todos los ensambles combustibles tienen el mismo quemado promedio del núcleo al inicio de ciclo y el mismo quemado promedio del núcleo alcanzado al final de ciclo.

El cálculo se llevó a cabo con el código ORIGEN2 [4] en la forma el siguiente: Se homogeniza el ensamble combustible GE9 y/o GE12 de acuerdo a su carga en el ciclo; del peso total de uranio en el núcleo al inicio del ciclo se calcula el peso promedio por ensamble, el enriquecimiento inicial del ensamble se toma igual al enriquecimiento promedio en núcleo al inicio del ciclo y se calcula el peso en gramos de isótopos al inicio de ciclo tomando en cuenta los ensambles nuevos de recarga y el quemado promedio del núcleo al inicio del ciclo.

Para el cálculo del contenido de isótopos al final del ciclo, se toma el contenido de isótopos al inicio del ciclo e incremento de quemado del núcleo en el ciclo; se calcula la densidad de potencia de acuerdo al quemado promedio del núcleo alcanzado al final del ciclo y tiempo de operación.

Los datos de quemado promedio al inicio de ciclo, incremento de quemado del núcleo en el ciclo, número de ensambles frescos de recarga, peso total de uranio al inicio del ciclo, enriquecimiento promedio en el núcleo al inicio del ciclo, potencia térmica y días de operación por ciclo se tomaron de los “Cycle Management Report” de GE Nuclear Energy (CMR’s).

Las densidades atómicas de los isótopos que contienen los materiales de las otras regiones homogenizadas en que se dividió el reactor se tomaron del NUREG/CR-6115, BNL-NUREG-52395 [5].

2.3 Fuente de Neutrones en el Núcleo

Para cada final de ciclo de operación, se calculó la distribución de densidad de fuente fija del núcleo en función de la distribución radial de potencia promedio por ensamble, de la distribución axial de potencia del núcleo, de los isótopos fisionables (U^{235} y Pu^{239}) y espectro de fisión, para la la región del núcleo por ensamble combustible. Los efectos del quemado se consideran en las densidades de los isótopos fisionables a final de ciclo.

La distribución de densidad de fuente fija para el modelo DORT en geometría $r-\theta$ del núcleo, se obtiene para cada uno de los 8 ciclos de operación del reactor por medio del código auxiliar CDFMC (Cálculo de **D**istribución de **F**uente por **M**onte **C**arlo), el cual realiza un mapeo de la densidad de la fuente fija en coordenadas X-Y a coordenadas $r-\theta$ mediante la técnica de Monte Carlo.

La distribución axial de fuente fija para el modelo DORT en geometría $r-z$ en la región del núcleo, se obtuvo del promedio azimutal de la distribución de fuente fija en geometría $r-\theta$ pesado por las áreas de cada intervalo $r-\theta$ y multiplicado por la distribución axial de potencia promedio del núcleo al final de ciclo, utilizando el código auxiliar FUETERZ (**FUENTE** en **R-Z**).

La densidad de fuente de neutrones total del núcleo, se calculó en función de la potencia total, número de neutrones por fisión, energía promedio total recuperable por fisión y volumen del combustible en el núcleo.

Los cálculos de la distribución de fuente fija axial y azimutal del núcleo, se llevó a cabo en base a las recomendaciones del NUREG/CR-6115, BNL-NUREG-52395.

La distribución de potencia radial promedio por ensamble en el núcleo por ciclo y la distribución axial de potencia promedio del núcleo por ciclo, se tomaron de los reportes “Nuclear Desing Report – GE”.

2.4 Flujos Neutrónicos para $E > 1$ MeV en las Posiciones de las Soldaduras de la Envolvente

La malla usada en los cálculos en geometría (r,θ) , consistió de 182 intervalos radiales y 90 intervalos azimutales. La composición del material de la región del núcleo y densidad de fuente de neutrones en el modelo geométrico (r,θ) representan las condiciones del núcleo en el plano medio de la longitud activa (beltline) a 190.5 cm respecto al fondo de la longitud activa. Se usó una fracción de vacíos de alrededor del 50% que corresponde aproximadamente a la fracción de vacíos en el plano medio de la altura activa.

En los cálculos en geometría (r,z) , se utilizó una malla de 182 x 146 y se empleó una cuadratura S_6 con un polinomio P_5 de Legendre para la expansión de las secciones eficaces.

De los cálculos de transporte de neutrones en 47 grupos de energía se obtuvieron las distribuciones de 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.

El flujo neutrónico para energías mayores a 1 MeV ($E > 1$ 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 obtuvo con la siguiente ecuación:

$$\varphi(E > 1 \text{ MeV}) = \int_{E_1}^{E_{18}} \varphi(E) dE = \sum_{g_1}^{g_{18}} \varphi_g(E) \Delta E$$

Los cálculos muestran que se alcanza un flujo neutrónico máximo ($E > 1$ MeV) en el azimut 31.75° en la pared interior (cero espesor - 0T) de las soldaduras circunferenciales H3, H4 y H5 al final de ciclo. En la Tabla II, se dan los flujos máximos alcanzados al final de cada uno de los 8 ciclos.

Tabla II. Flujos neutrónicos máximos ($E > 1$ MeV) en la pared interna de las soldaduras H3, H4 y H5 de la envolvente a final de ciclo

Ciclo	Soldadura		
	H3	H4	H5
	Flujo neutrónico ($E > 1$ MeV) (n/cm^2s)		
1	9.28×10^{11}	1.70×10^{12}	8.58×10^{11}
2	1.03×10^{12}	1.68×10^{12}	8.38×10^{11}
3	9.79×10^{11}	1.75×10^{12}	9.67×10^{11}
4	8.46×10^{11}	1.61×10^{12}	8.65×10^{11}
5	1.03×10^{12}	1.74×10^{12}	7.10×10^{11}
6	9.70×10^{11}	1.79×10^{12}	8.22×10^{11}
7	6.80×10^{11}	1.54×10^{12}	5.94×10^{11}
8	8.38×10^{11}	1.70×10^{12}	5.90×10^{11}

3. CÁLCULO DE LA FLUENCIA NEUTRÓNICA

3.1 Fluencia Neutrónica Acumulada ($E > 1$ MeV) en las Soldaduras H3, H4 y H5 al Final del Ciclo 8.

Las distribuciones de fluencia neutrónica en las posiciones de las soldaduras H3, H4 y H5 de la envolvente del núcleo 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° - 90° .

Los cálculos de las distribuciones de fluencias neutrónicas para $E > 1$ MeV en las soldaduras H3, H4 y H5 al final de cada ciclo de operación, se realizan para las distribuciones de flujo neutrónico con $E > 1$ MeV obtenidas al final de ciclo para las potencias nominales de operación. Las fluencias neutrónicas al final de ciclo se obtienen usando la ecuación siguiente:

$$\Phi = \varphi t p$$

donde: φ = flujo neutrónico a potencia nominal, n/cm^2s
 t = tiempo de operación, s
 p = factor de capacidad

Las potencias de operación nominal por ciclo, el tiempo de operación y los factores de capacidad por los 8 primeros ciclos de operación, se dan en la Tabla III.

Tabla III. Parámetros de operación por ciclo

Ciclo	Potencia nominal (MW _T)	Días efectivos a plena potencia	Factor de capacidad (%)
1	1931	417.10	74.88
2	1931	351.10	88.52
3	1931	389.59	88.21
4	1931	378.28	71.47
5	2027	458.05	78.60
6	2027	448.15	92.63
7	2027	469.87	91.21*
8	2027	488.42	94.93*

En la Tabla IV, se dan las fluencias máximas alcanzadas. Las distribuciones de fluencia acumulada al final del ciclo 8 (suma de fluencias) a través de espesor de las soldaduras H3, H4 y H5, se muestran en las Figuras 3, 4 y 5.

La estimación de la distribución de fluencia neutrónica acumulada al final del ciclo 14 de operación con $E > 1$ MeV a través de las soldaduras H3, H4 y H5 de la envolvente, se obtuvieron asumiendo que las distribución axial, radial de potencia y de flujo neutrónico al final del ciclo 8 son las mismas para el final de los ciclos 9 al 14, la potencia nominal para el ciclo 9 al 14 es de 2027 MW_t, los días efectivos a potencia nominal para los ciclos 9 al 14 son de 491.76 d y factores de capacidad de 94.93%. En la Figuras 6 a 8 se muestran las predicciones de distribución de fluencia neutrónica acumulada a través del espesor de las soldaduras H3, H4 y H5 al final del ciclo 14.

Tabla IV. Fluencias neutrónicas máximas ($E > 1$ MeV), azimut de 31.75° , en la pared interna de las soldaduras H3, H4 y H5 de la envolvente a EOC

Ciclo de operación	Fluencia neutrónica (n/cm ²)	Fluencia neutrónica (n/cm ²)	Fluencia neutrónica (n/cm ²)
	Soldadura H3	Soldadura H4	Soldadura H5
1	2.50×10^{19}	4.59×10^{19}	2.32×10^{19}
2	2.76×10^{19}	4.38×10^{19}	2.25×10^{19}
3	2.90×10^{19}	5.21×10^{19}	2.87×10^{19}
4	1.97×10^{19}	3.77×10^{19}	2.02×10^{19}
5	3.21×10^{19}	5.40×10^{19}	2.21×10^{19}
6	3.25×10^{19}	6.43×10^{19}	2.95×10^{19}
7	2.52×10^{19}	5.71×10^{19}	2.20×10^{19}
8	3.35×10^{19}	6.81×10^{19}	2.37×10^{19}
Ciclo 8 (acumulada)	2.25×10^{20}	4.23×10^{20}	1.82×10^{20}
Ciclo 14 (acumulada)	4.26×10^{20}	8.32×10^{20}	3.24×10^{20}

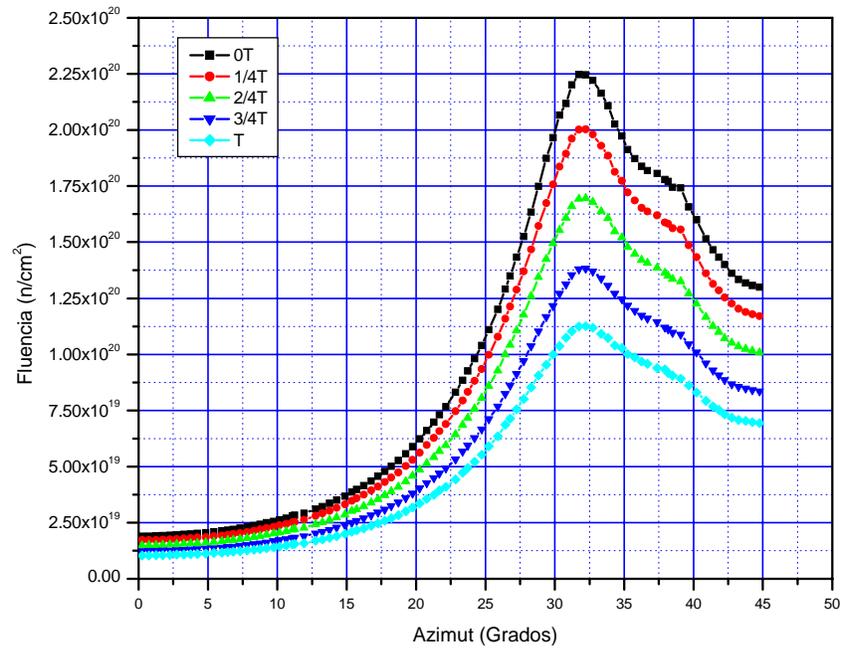


Figura 3. Distribución de fluencia neutrónica acumulada con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H3 al final del ciclo 8

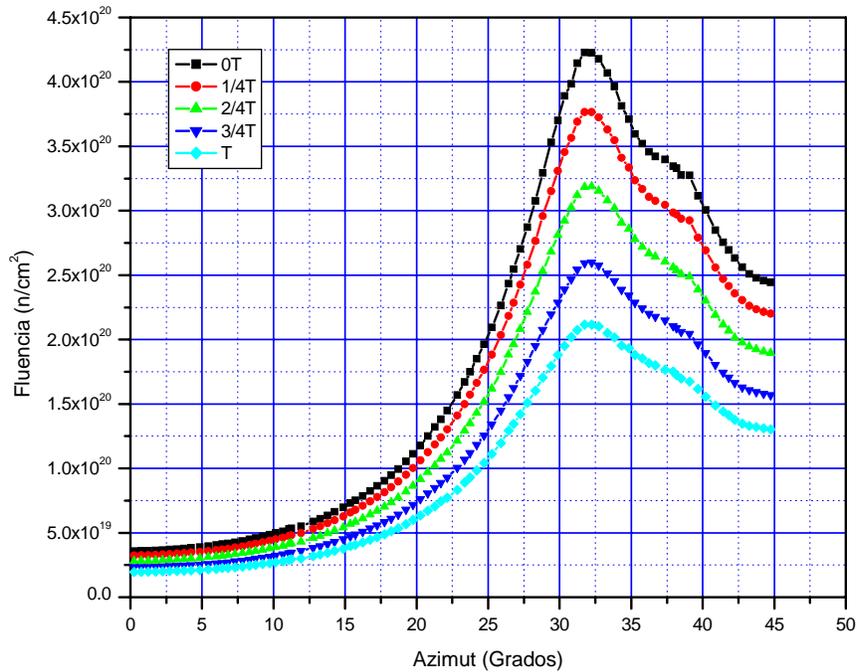


Figura 4. Distribución de fluencia neutrónica acumulada con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H4 al final del ciclo 8

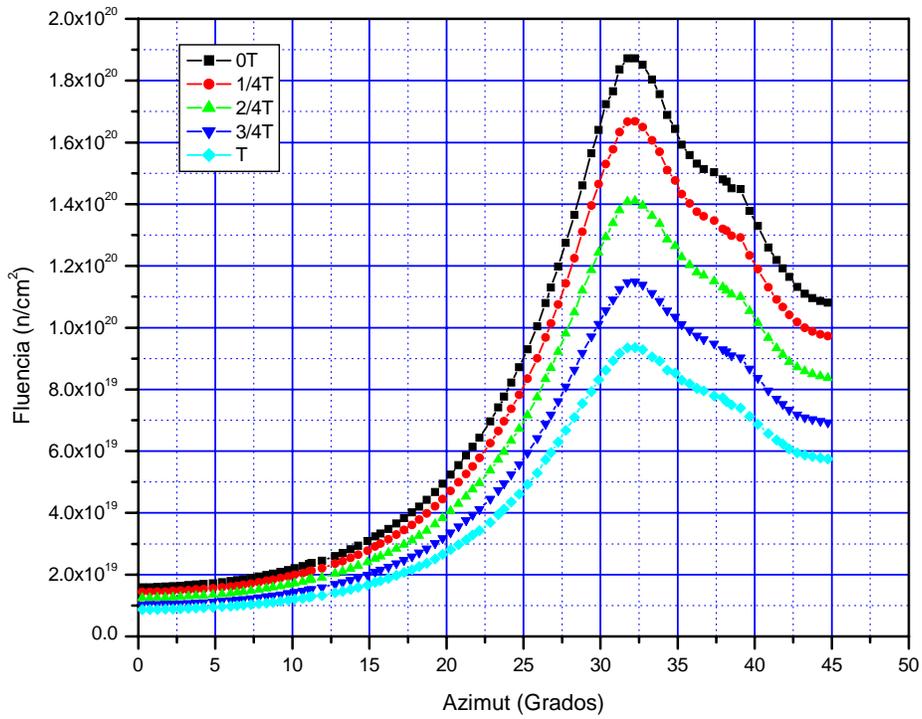


Figura 5. Distribución de fluencia neutrónica acumulada con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H5 al final del ciclo 8

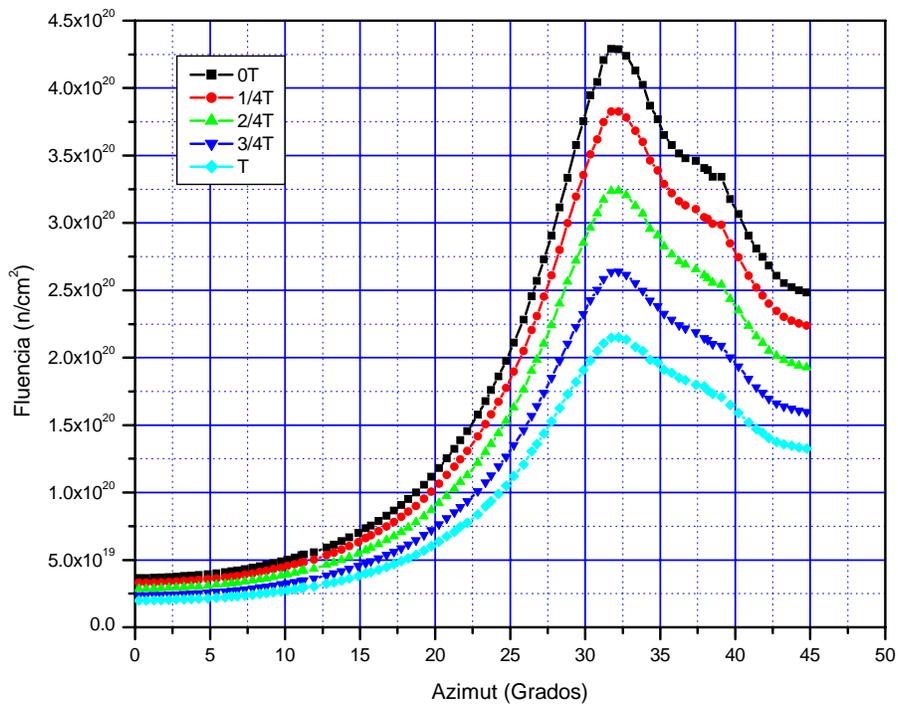


Figura 6. Distribución de fluencia neutrónica acumulada con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H3 al final del ciclo 14

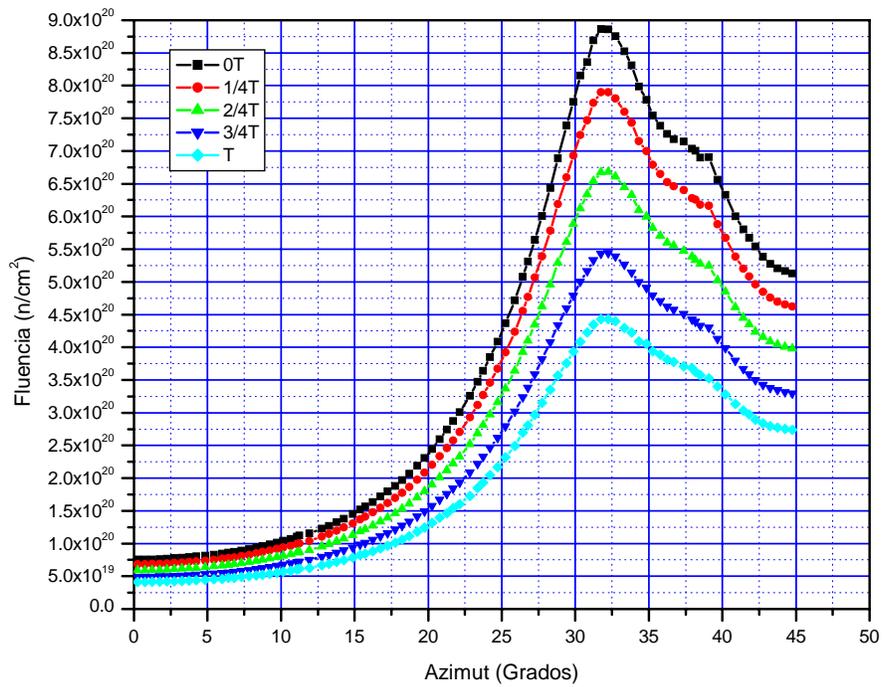


Figura 7. Distribución de fluencia neutrónica acumulada con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H4 al final del ciclo 14

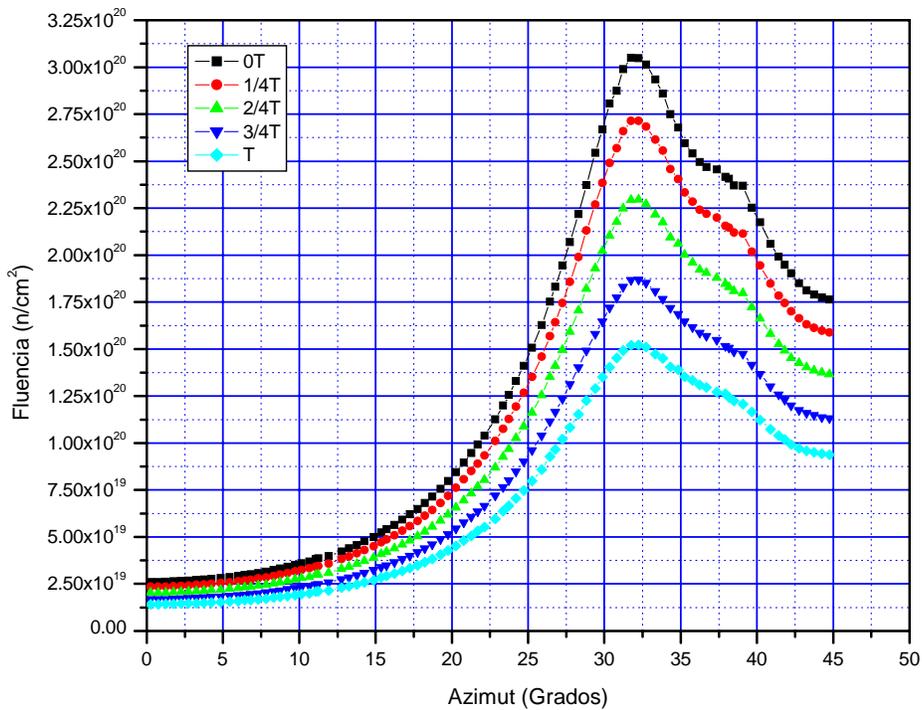


Figura 8. Distribución de fluencia neutrónica acumulada con $E > 1$ MeV a través del espesor de la soldadura H5 al final del ciclo 14

4. CONCLUSIONES

Las Figuras 3 a 8 muestran la varia significativamente la fluencia neutrónica en las soldaduras horizontales H3, H4 y H5 de la envolvente del núcleo. De las figuras se puede observar que la posición del pico de fluencia esta limitada en longitud.

De los resultados se concluye que para el caso de la fluencia acumulada al final del ciclo 8, la frecuencia de inspección para las soldaduras H3 y H5 (fluencia $< 3 \times 10^2$ n/cm²) se basaría en el análisis de integridad estructural de carga límite y para la soldadura H5 con regiones con fluencia mayor o igual a 3×10^2 n/cm², la frecuencia de inspección, se basaría en los análisis de integridad estructural de carga límite y el de mecánica de fractura elástica lineal.

Y para el caso de la proyección de la fluencia acumulada al final del ciclo 14 de operación, la frecuencia de inspección para las tres soldaduras (con regiones con fluencia mayor o igual a 3×10^2 n/cm²) de la envolvente del núcleo se basaría en los análisis de integridad estructural tanto de carga límite como el de mecánica de fractura elástica lineal.

5. REFERENCIAS

1. "TORT-DORT-PC: Two and Three Dimensional Discrete Ordinates Transport Version 2.7.3," CCC-543, Oak Ridge, Tennessee, (June 1996)
2. 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).
3. Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence, Regulatory Guide 1.190, U.S. Nuclear Regulatory Commission, March 2001.
4. "ORIGEN2 – Isotope Generation and Depletion Code – Matrix Exponential Method", CCC-371, RSIC Computer Code Collection, Oak Ridge National Laboratory.
5. "PWR and BWR Pressure Vessel Fluence Calculation Benchmark Problems and Solutions", NUREG/CR-6115, BNL-NUREG-52395, September 2001.