

Propuesta de dosimetría Ex-Vessel para el recipiente de presión de Atucha II

Chiaraviglio, N. Bazzana, S.
Departamento de Reactores y Radiaciones
Centro Atómico Bariloche
Comisión Nacional de Energía Atómica

nico.chiaraviglio@gmail.com

RESUMEN

Las tareas de dosimetría en una central nuclear tienen la misión de garantizar que los cambios en las propiedades mecánicas de componentes críticos del reactor no comprometan la seguridad de la planta. En reactores de agua liviana, en los cuales se tiene acceso al interior del recipiente de presión (RPV), es factible la utilización de probetas para determinar dichas propiedades mediante ensayos mecánicos.

La central nuclear Atucha II es un reactor en el cual el recambio de combustible se efectúa durante la operación por lo cual el acceso al interior del RPV es limitado. Es debido a esto que las tareas de dosimetría de la central deben ser realizadas desde el exterior del recipiente de presión, infiriendo las propiedades mecánicas del mismo a través de la estimación del daño por irradiación. Este daño puede ser calculado utilizando secciones eficaces de desplazamiento por átomo utilizando un código de transporte (como MCNP).

Para aumentar la confiabilidad de los resultados obtenidos se propone realizar una consolidación del espectro neutrónico utilizando dosímetros de activación irradiados durante un ciclo de operación de la central.

En este trabajo se presenta una propuesta de dosímetros para ejecutar la dosimetría del recipiente de presión de Atucha II, realizada en base a procedimientos de consolidación de espectros neutrónicos.

ABSTRACT

Nuclear reactor dosimetry has the purpose of guarantee that changes in material mechanical properties of critical materials do not compromise the reactor safety. In PWR in which the top of the reactor vessel is open once a year, is possible to use Charpy specimens to measure the change in mechanical properties.

Atucha II nuclear power plant is a reactor with on-line refueling so there is no access to the inside of the pressure vessel. Because of this, ex-vessel dosimetry must be performed and mechanical properties changes must be inferred from radiation damage estimations. This

damage can be calculated using displacement per atom cross sections and a transport code such as MCNP.

To increase results reliability it is proposed to make a neutron spectrum unfolding using activation dosimeters irradiated during one operation cycle of the power plant.

In this work we present a dosimetry proposal for such end, made in base of unfolding procedures and experimental background.

1. INTRODUCCIÓN

El recipiente de presión (RPV por sus siglas en inglés) de una central nuclear es el componente más crítico y la falla del mismo no resulta admisible. Es por esto que deben realizarse campañas de vigilancia del mismo.

Debido a las características de la central nuclear Atucha II no es posible abrir el RPV para colocar probetas y realizar pruebas de materiales. Es por esto que se propone realizar una consolidación del espectro neutrónico desde el exterior del recipiente de presión para posteriormente realizar cálculos que permitan estimar el daño por irradiación del mismo de forma más confiable.

2. DESPLAZAMIENTO POR ÁTOMO COMO PARÁMETRO DE MEDICIÓN DEL DAÑO

La generación de defectos en materiales ferrosos, como el constitutivo del RPV, genera un desplazamiento de la temperatura de transición dúctil-frágil de los mismos. Un ejemplo de esto puede verse en la Figura 1, extraída de la referencia [1].

Es por este motivo que la U.S. Regulatory Commission recomienda en [2] la utilización del DPA total como parámetro de cuantificación del daño. Dicho parámetro surge de la integración energética y volumétrica del ritmo de DPA.

3. DOSÍMETROS DE ACTIVACIÓN

La norma [3] de ASTM recomienda para evaluar el daño en el recipiente de presión de un reactor la utilización de las reacciones $^{237}\text{Np}(n,f)$ y $^{93}\text{Nb}(n,n')$ por ser las que poseen mejor solapamiento con las sección eficaz de DPA del hierro. Dado que una consolidación del espectro no es posible con solo estas dos reacciones se propone a su vez la utilización de las reacciones $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)$, $^{46}\text{Ti}(n,p)$, $^{54}\text{Fe}(n,p)$, $^{58}\text{Ni}(n,p)$ y $^{238}\text{U}(n,f)$. De esta forma es posible caracterizar el rango rápido del espectro.

La correcta caracterización del rango térmico/epitérmico es necesaria para la validación total de los cálculos realizados pero no es importante para la determinación del DPA. Es

por esto que ASTM no recomienda reacciones específicas con respuesta en este rango sino que permite la utilización de todas las reacciones (n, γ) en conjunto con $^{235}\text{U}(n,f)$ y $^{239}\text{Pu}(n,f)$.

Para la dosimetría de Atucha II se propone la utilización de dos tipos de dosímetros:

- Cápsulas porta dosímetros: con un conjunto de hojuelas que permita la consolidación del espectro en las zonas críticas.
- Dosímetro acimutal: cable de un material con sensibilidad a neutrones rápidos para evaluar el correcto posicionamiento de las cápsulas portadosímetros.

Estos dosímetros se ubicarían en la cavidad ubicada entre el RPV y el aislante térmico del hormigón, mostrado en la Figura 2.

Las reacciones elegidas son similares a aquellas elegidas para la dosimetría de la central nuclear Atucha I (ver [4], [5] y [6]). La principal diferencia es que se propone no utilizar reacciones con respuesta térmica debido a que las mismas no aportan información relevante al encontrarse afectadas por la termalización de neutrones en el hormigón.

Se estimó la masa de los dosímetros considerando un tiempo de irradiación de un año a plena potencia, estimando el ritmo de reacción de los mismos a tres grupos de energía. Los materiales propuestos se muestran en la Tabla 1.

4. POSICIONES DE IRRADIACIÓN

Se propone la colocación de portacápsulas en cuatro sectores azimutales, representativos de las zonas detectadas como críticas. Las mismas se muestran en la Figura 3, siendo equivalentes las zonas A y C y las B y D respectivamente. Estas posiciones se corresponden con 25°, 145°, 205° y 325°. Axialmente las muestras se colocaran a la mitad del núcleo del reactor.

Para la colocación de los dosímetros se propone un arreglo como el que se muestra en la Figura 4. El mismo consta de un sujetador magnético del cual pende un arreglo con 3 carros. El carro central posee un portacápsula con los dosímetros que permiten la consolidación del espectro, mientras que los dos restantes, distantes 60 cm del central, se utilizarán para fijar el dosímetro azimutal de hierro.

Cada carro posee un peso por debajo para nivelarlo y mantener la verticalidad de los carros.

5. ESTIMACIÓN DE RITMOS DE ACTIVACIÓN

Para la estimación de ritmos de activación se condensaron secciones eficaces de IRDF-2002 [7] con una estructura de grupos BUGLE-96 [8] utilizando el código X333[9] y un

espectro a 640 grupos obtenido con MCNP [10]. Los ritmos estimados se muestran en las Tabla 2Tabla 3.

6. SENSIBILIDAD AL POSICIONAMIENTO AZIMUTAL

Es de interés analizar cuánto varían los ritmos de activación ante un error en el posicionamiento de las muestras. En la Figura 5 se muestra la variación en los ritmos de reacción calculados en función de la posición azimutal para el sector B. Puede verse como entre 143° y 150° los ritmos varían menos de un 4%, valor que se encuentra generalmente dentro de las incertezas de medición.

Dado que la posición de irradiación se encuentra a 398cm del centro del núcleo una variación de 4° implica 28 cm de arco, lo cual no resulta excesivo si se considera como error de posicionamiento de los portacápsulas dada la dificultad del acceso a la zona.

A medida que se alejan las muestras de la posición central la variación en los ritmos es mayor (20% entre 157° y 159°). El alambre de hierro propuesto cubre un sector azimutal de 20° y tiene como finalidad determinar en qué posición azimutal fueron colocados los portamuestras para poder realizar las consideraciones necesarias al momento de contrastar cálculo y medición.

7. CONCLUSIÓN

Se presentó un conjunto de dosímetros para la consolidación del espectro en el exterior del recipiente de presión de Atucha II. Se presentó una estimación de las masas necesarias, el ritmo de activación de las mismas y se realizó un análisis de sensibilidad respecto a la posición azimutal de los detectores.

8. REREFENCIAS

- [1]. Anderko, K: Stells for nuclear applications in fision and fusion reactors, 1984
- [2]. Randall, P.N.: Basis for revision 2 of the U.S. Regulatory Commission's regulatory guide, 1.99, 1988.
- [3]. ASTM: Standard guide for application of neutron spectrum adjustment methods in reactor survelliance. ASTM Standards E 706 (IIA), 2007
- [4]. Longhino, J.M., Blaumann, H.R., Sánchez, F.A. y Scotti, G.: 47/002/13 Determinación de las actividades de saturación de los dosímetros irradiados en el RPVde CNA-I en el período 2000-2002. Informe técnico, CNEA-CAB, 2003.
- [5]. Albornoz, A.F., Blaumann, H., Longhino, J. y Lopasso, E.: 47/009/03 – Análisis de la dosimetría Ex-vessel de CNA-I y consolidación del espectro neutrónico en el Recipiente de Presión. Informe técnico, CNEA-CAB, 2003.

- [6]. Alborno, A.F. y Blaumann, H.: 47/005/99 Cálculo y consolidación del espectro de flujo neutrónico sobre el recipiente de presión de la CNA-I. Informe técnico, CNEA-CAB, 1999
- [7]. IAEA: International Reactor Dosimetry File - 2002. IAEA, 2002.
- [8]. RSICC DLC: BUGLE-96: Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications, 1996.
- [9]. Szondi, E.J. and Nolthenius: User's guide to the cross section processing code X333. Institute of nuclear techniques, Technical University of Budapest, May 1995.
- [10]. LA-CP-03-0245 "A general Monte Carlo N-particle transport code, version 5". Volumen II. X-5 Montecarlo Team MCNP .April 24, 2003 (Revised 10/3/05)
- [11]. Chiaraviglio, Nicolás: Evaluación de técnicas experimentales y parámetros de cálculo para la dosimetría ex-vessel de Atucha II. Maestría en Ingeniería, Instituto Balseiro, 2013

9. FIGURAS

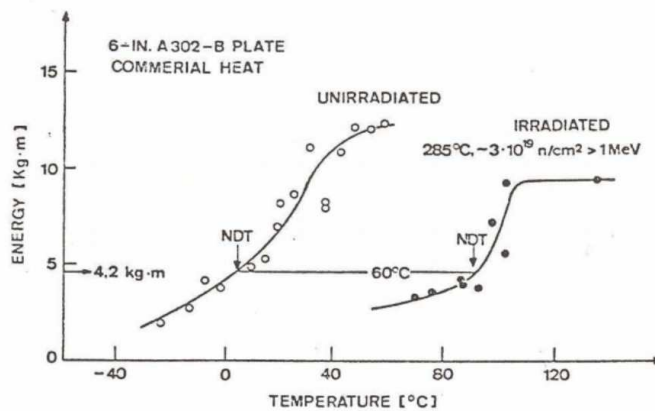


Figura 1 Resultados de ensayos tipo Charpy-V para un acero irradiado y sin irradiar (figura extraída de [1]).

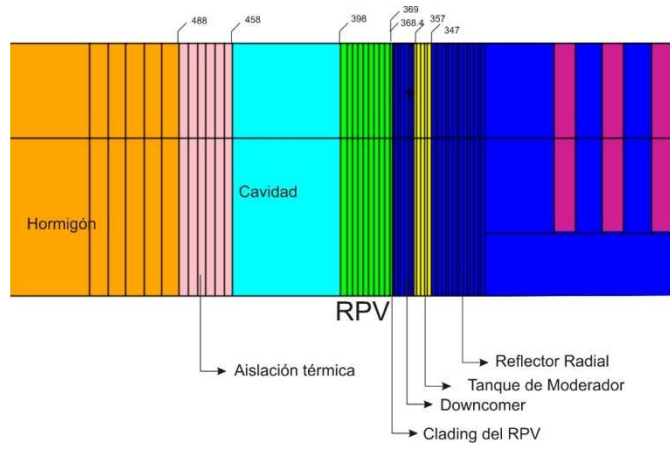


Figura 2 Corte radial del RPV.

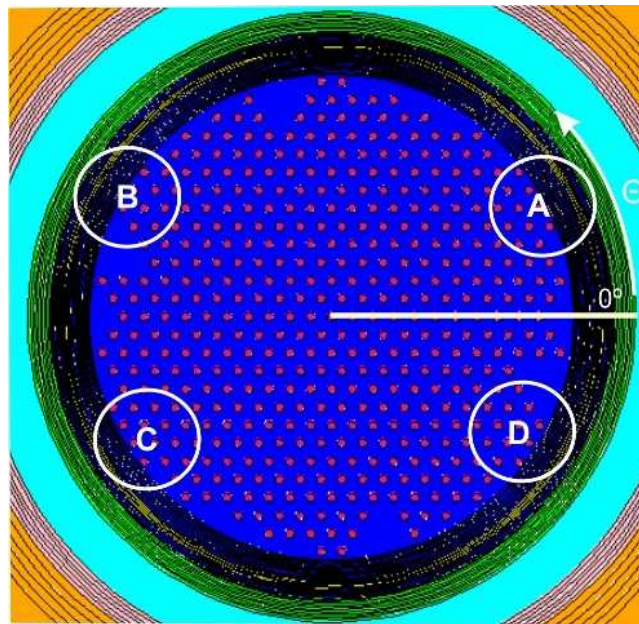


Figura 3 Zonas de máximo DPA sobre la pared interna del RPV.

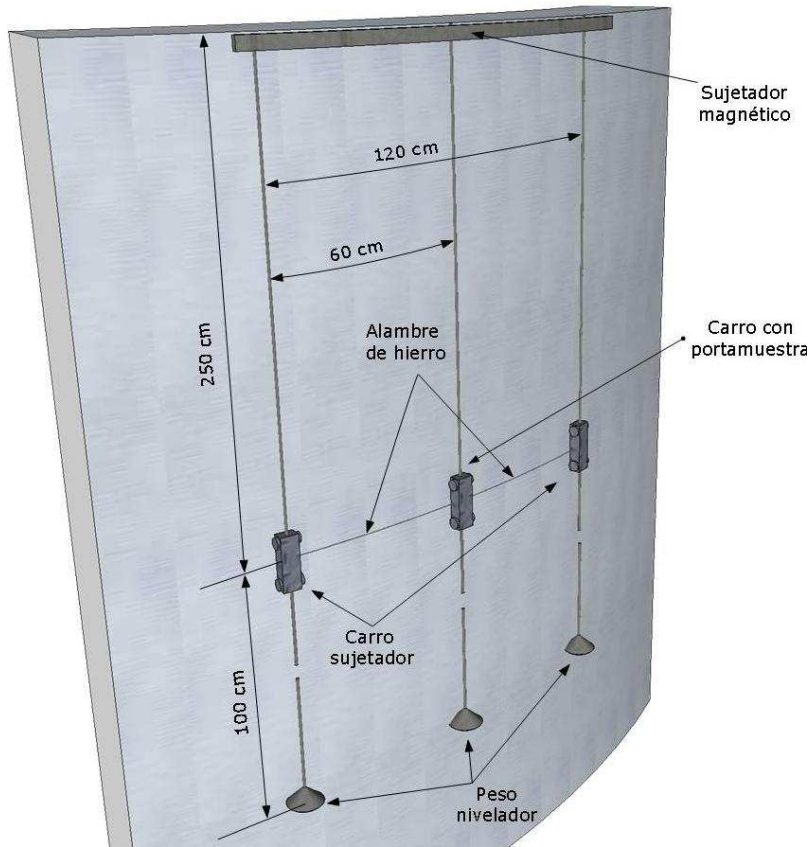


Figura 4 Esquema del arreglo propuesto

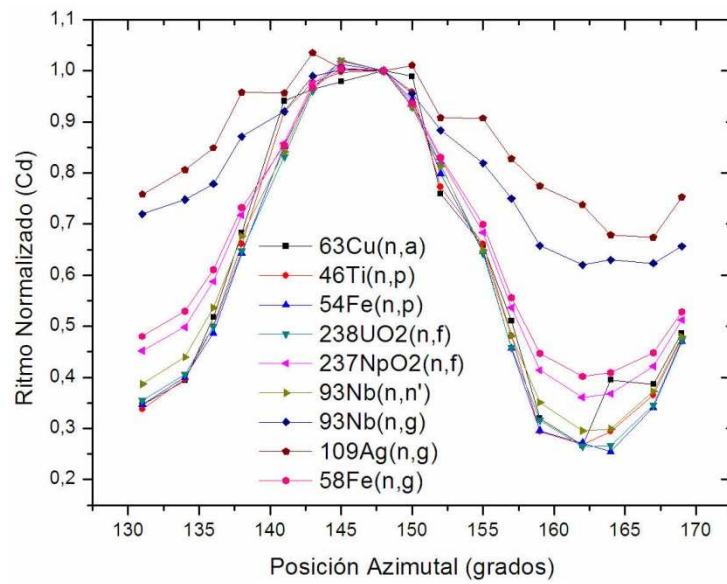


Figura 5 Sensibilidad al posicionamiento azimutal

10. TABLAS

Material	Masa[mg]	Proveedor	Espesor[mm]
Niobio	90	Reactor Experiments	0.508
Hierro	100	Reactor Experiments	0.254
Plata	10	Reactor Experiments	0.127
Dióxido de Neptunio	30	IRMM	Diam. 1mm
Cobre	300	Reactor Experiments	0.127
Titanio	100	GoodFellow	1
Dióxido de Uranio	50	IRMM	Diam. 1mm
Cable de hierro		120cm	Diam. 2mm

Tabla 1 Materiales propuestos

Sector	R[1/at.s]					
	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)$	$^{46}\text{Ti}(n, p)$	$^{54}\text{Fe}(n, p)$	$^{238}\text{U}(n, f)$	$^{237}\text{Np}(n, f)$	$^{93}\text{Nb}(n, n')$
B	1.05E-20	1.44E-19	7.58E-19	5.65E-18	1.67E-16	6.29E-18
C	7.72E-21	1.40E-19	9.27E-19	6.56E-18	1.93E-16	7.36E-18

Tabla 2 Ritmos estimados para las reacciones con respuesta rápida

Sector	R[1/at.s]		
	$^{93}\text{Nb}(n, \gamma)$	$^{109}\text{Ag}(n, \gamma)$	$^{58}\text{Fe}(n, \gamma)$
B	5.86E-16	2.06E-15	3.20E-18
C	6.87E-16	2.42E-15	3.67E-18

Tabla 3 Ritmos de reacción estimados para las reacciones con respuesta epitérmica