



CARACTERIZACIÓN DE LA TENACIDAD A LA FRACTURA DE TUBOS DE GENERADORES DE VAPOR NUCLEARES

Marcos A. Bergant^{(1)*}, Alejandro A. Yawny⁽²⁾, Juan E. Perez Ipiña⁽³⁾

⁽¹⁾Gerencia CAREM, Centro Atómico Bariloche (CNEA), Río Negro, Argentina.

⁽²⁾División Física de Metales / Instituto Balseiro / CONICET, Centro Atómico Bariloche (CNEA), Río Negro, Argentina.

⁽³⁾Grupo Mecánica de Fractura / CONICET, Universidad Nacional del Comahue, Neuquén, Argentina.

*Correo Electrónico: marcos.bergant@cab.cnea.gov.ar

RESUMEN

Los tubos de generadores de vapor (TGVs) pueden representar hasta el 60% de la superficie retenedora de presión del circuito primario de un reactor nuclear de potencia, razón por la cual el estudio de la integridad estructural de éstos recibe gran atención en la actualidad. En las últimas décadas se han propuesto metodologías basadas en mecánica de fractura elastoplástica para la evaluación de la integridad estructural de TGVs fisurados [1,2]. La principal limitación para su aplicación es la escasez de datos de tenacidad a la fractura específicos para TGVs.

En este contexto, este trabajo presenta resultados experimentales de tenacidades a la fractura de TGVs en términos de curvas de resistencia J-R. Para ello se emplearon procedimientos de ensayos no normalizados que fueron desarrollados en trabajos previos, utilizando probetas no normalizadas con fisuras pasantes circunferenciales y longitudinales [3,4]. Se realizaron ensayos de fractura a temperatura ambiente y 300 °C (temperatura típica de operación) con probetas obtenidas de TGVs nucleares fabricados a partir de las aleaciones 690 (Ni: 61; Cr: 29; Fe: 8,95, % en peso) y 800 (Ni: 33; Cr: 21,6; Fe: 42,2, % en peso). Los resultados experimentales mostraron que ambos materiales tienen elevadas tenacidades a la fractura, siendo la aleación 800 la que presentó curvas J-R más elevadas que la aleación 690 tanto para fisuras circunferenciales como longitudinales. Las curvas J-R para ambas aleaciones mostraron un efecto marcado con la orientación de la fisura, es decir que existe una importante anisotropía en las propiedades de fractura: las fisuras circunferenciales presentaron curvas J-R más elevadas que las fisuras longitudinales. Por otro lado, la temperatura de ensayo presentó un efecto prácticamente nulo para ambas aleaciones.

ABSTRACT

Steam generator tubes (SGTs) may represent up to 60% of the retaining pressure boundary of the primary circuit of a nuclear power plant. Therefore, the study of the structural integrity of these tubes receives great attention presently. In recent decades, elastoplastic fracture mechanics methodologies have been proposed for structural integrity assessments of cracked SGTs [1,2]. The main limitation for its application is the lack of specific fracture toughness data for SGTs.

In this context, the present work presents experimental results of fracture toughness of SGTs in terms of J-R resistance curves. Hence, non-standardized experimental techniques developed in previous works were applied, using non-standard specimens with circumferential and longitudinal through-wall cracks [3,4]. Fracture tests at room temperature and 300 °C (typical operating temperature) were performed with specimens obtained from nuclear SGTs made of alloy 690 (Ni: 61; Cr: 29; Fe: 8.95, % in weight) and 800 (Ni: 33; Cr: 21.6; Fe: 42.2, % in weight). The experimental results exhibited that both materials have high fracture toughness, while alloy 800 showed higher J-R curves than alloy 690 for both circumferential and longitudinal cracks. The J-R curves for both alloys presented a strong effect on the crack orientation, i.e.,

there is an important anisotropy in fracture properties: circumferential cracks showed higher J-R curves than longitudinal cracks. On the other hand, the testing temperature showed a negligible effect for both materials.

REFERENCIAS

1. S. Majumdar, "Failure and leakage through circumferential cracks in steam generator tubing during accident conditions"; International Journal of Pressure Vessels and Piping, Vol. 76 (1999), p. 839-847.
2. M. Bergant, A. Yawny and J. Perez Ipiña, "Structural integrity assessments of steam generator tubes using the FAD methodology"; Nuclear Engineering and Design, Vol. 295 (2015), p. 457-467.
3. M. Bergant, A. Yawny and J. Perez Ipiña, "Estimation procedure of J -resistance curves for through wall cracked steam generator tubes"; Procedia Materials Science, Vol. 1 (2012), p. 273-280.
4. M. Bergant, A. Yawny and J. Perez Ipiña, "Numerical study of the applicability of the η -factor method to J -resistance curve determination of steam generator tubes using non-standard specimens"; Engineering Fracture Mechanics, Vol. 146 (2015), p. 109-120.

TÓPICO DEL CONGRESO O SIMPOSIO: *T08*

PRESENTACIÓN (ORAL O PÓSTER): *O (oral)*