

03-007

Value analysis to optimize the manufacturing code selection process in the nuclear industry

Álvaro Rodríguez-Prieto; Ana M. Camacho; Miguel A. Sebastián

ETSI Industriales UNED;

Safety is the most important aspect to consider in the design and construction stages of a nuclear power plant. Thus, the reactor vessel is probably the most important element for safety, since it houses the fuel and must exhibit an appropriate behavior, because it is exposed to harsh in-service conditions. Therefore, it is very important to make an appropriate selection of the manufacturing code to be used in the manufacture of reactor vessel. A methodology has been applied to analyze the value of ASME B&PV and KTA code to make a decision, considering technical and economic aspects.

Keywords: value analysis; optimization; selection; manufacturing code; nuclear industry;

Análisis del valor para la optimización del proceso de selección de códigos de fabricación en la industria nuclear

La seguridad es el aspecto más importante a tener en cuenta en las etapas de diseño y construcción de una central nuclear. Así, la vasija del reactor es probablemente el elemento más importante para la seguridad, ya que alberga el combustible y debe presentar un adecuado comportamiento, teniendo en cuenta que se ve sometida a unas agresivas condiciones de operación. Por ello, es de suma importancia realizar una adecuada selección de la normativa de fabricación a emplear en la fabricación de un elemento tan importante como la vasija del reactor. Para la evaluación de las normativas de fabricación ASME B&PV y KTA se ha procedido a la aplicación de una metodología para analizar el valor de cada normativa y, así, poder tomar una decisión acerca del empleo de una normativa frente a la otra, teniendo en cuenta aspectos técnicos y económicos.

Palabras clave: análisis del valor; optimización; selección; código de fabricación; industria nuclear;

Correspondencia: Álvaro Rodríguez-Prieto alvaro.rodriguez@invi.uned.es

Agradecimientos: Este trabajo se ha realizado en el marco de la convocatoria de ayudas anual de la E.T.S. de Ingenieros Industriales de la UNED de referencia 2016-ICF04.



Este obra está bajo una licencia de Creative Commons Reconocimiento-NoComercial-SinObraDerivada 4.0 Internacional. <https://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/>

1. Introducción

La seguridad es el aspecto más importante a tener en cuenta en las etapas de diseño y construcción de una central nuclear. Así, la vasija del reactor es probablemente el elemento más importante para la seguridad, ya que alberga el combustible y debe presentar un adecuado comportamiento, teniendo en cuenta que se ve sometida a unas agresivas condiciones de operación. Por ello, es de suma importancia realizar una adecuada selección de la normativa de fabricación a emplear en la fabricación de un elemento tan importante como la vasija del reactor.

Dado que los requisitos tecnológicos para la fabricación de las vasijas vienen especificados por códigos y normas de seguridad nuclear, es de gran valor la realización de un análisis en profundidad de los requisitos tecnológicos de materiales, considerando en el análisis trabajos de investigación de gran relevancia (referidos más adelante), que en algunos casos no han sido tenidos en cuenta en la elaboración de los requisitos (Rodríguez-Prieto, 2014).

Es por tanto necesario, disponer de una metodología que contemple la evaluación de criterios técnicos y económicos para la resolución del problema de la selección de normativas de fabricación ASME B&PV (2015) y KTA (KTA 3201.3, 1998).

En este caso, por un lado, se dispone de la metodología de niveles de severidad para cuantificar la exigencia de los requisitos tecnológicos especificados, que se desarrolla discriminando el tipo de requisito a evaluar y procediendo al empleo de unas ecuaciones diseñadas para tal fin (Rodríguez-Prieto, Camacho y Sebastián, 2013 y 2016a), por medio de las cuales se obtiene un parámetro comparable, definido como Nivel de Severidad (NS) de requisitos. Por otro lado, las metodologías basadas en el análisis del valor resultan ser útiles como herramientas de apoyo al proceso de selección de normativas de fabricación.

En este caso, para la evaluación de las normativas de fabricación ASME B&PV (2015) y KTA (KTA 3201.3, 1998) se ha procedido a la aplicación de una metodología para analizar el valor de cada normativa y, así, poder tomar una decisión acerca del empleo de una normativa frente a la otra, considerando aspectos técnicos y económicos.

2. Objetivos

En este trabajo, se procede al empleo del método del análisis del valor a fin de obtener una evaluación integrada de la funcionalidad de la normativa de diseño y fabricación, desde una perspectiva que combina de forma conjunta criterios técnicos y económicos. La metodología se divide en varias etapas, realizándose una definición previa del caso de estudio, evaluando la probabilidad de fallo catastrófico de la vasija mediante análisis probabilista de seguridad.

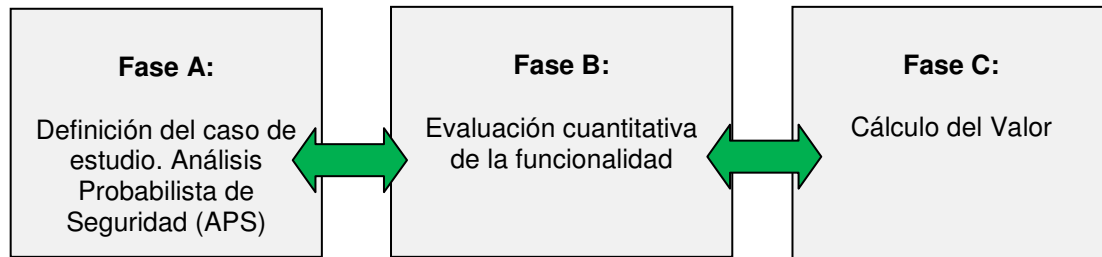
La evaluación de criterios técnicos se lleva a cabo mediante la aplicación de la metodología de niveles de severidad (Rodríguez-Prieto, Camacho y Sebastián, 2013 y 2016a), que se caracteriza por ser una herramienta útil para valorar de forma cuantitativa la idoneidad de los requisitos tecnológicos de un material candidato para una aplicación concreta frente a otras alternativas de material. Esta metodología ha sido habitualmente aplicada al estudio de especificaciones de materiales para aplicaciones de alta exigencia, como por ejemplo las aplicaciones en la industria nuclear (Rodríguez-Prieto, Camacho y Sebastián, 2017a y 2017b).

Empleando estimaciones económicas (Rodríguez-Prieto, Camacho y Sebastián, 2016b) asociadas a la repercusión derivada de la selección de las normativas de fabricación, en este caso los códigos ASME B&PV (2015) y KTA (KTA 3201.3, 1998), se ha empleado el método del análisis de valor (UNE 144001, 2007) para evaluar de forma integrada los criterios técnicos y económicos que conlleva la selección de una normativa en lugar de la otra.

3. Metodología

Como se hizo mención anteriormente, la metodología se divide en varias etapas, realizándose una definición previa del caso de estudio, evaluando la probabilidad de fallo catastrófico de la vasija mediante análisis probabilista de seguridad, para después realizar la evaluación de la funcionalidad en base a sus criterios técnicos y el cálculo del análisis del valor. La metodología, por tanto, es desarrollada en las siguientes tres fases (figura 1).

Figura 1: Desarrollo de la metodología para el cálculo del análisis del valor asociado a la selección de normativa de fabricación



Fase A.- Definición del caso de estudio

Se ha escogido como caso de estudio la selección de normativa de fabricación de vasijas de reactor por ser uno de los componentes más importantes para la seguridad de una central nuclear (IAEA TECDOC - 1442, 2005).

La fragilización por irradiación de los aceros ferríticos es el principal mecanismo de envejecimiento que afecta a las vasijas a presión de los reactores nucleares de agua ligera. A la temperatura de operación del reactor, el material de la vasija tiene un comportamiento dúctil, comportándose de modo más frágil a temperaturas más bajas (Rodríguez-Prieto, Camacho y Sebastián, 2013, 2016a y 2016c).

En condiciones normales de operación del reactor, la composición química es el factor más influyente en el proceso de fragilización por irradiación neutrónica. Los porcentajes de Cobre, Fósforo y Níquel se consideran parámetros importantes (Ballesteros et al, 2012).

Durante la fase de diseño de estos componentes, un aspecto fundamental a tener en cuenta es determinar qué partes de estos componentes están en contacto con el refrigerante primario, hecho que condiciona el tipo de materiales a elegir durante la fase de diseño. Asimismo, es necesario considerar las condiciones de trabajo de dichos componentes, como son las cargas a las que va a estar sometido en operación, destacando entre éstas las debidas a presión interna, como es en el caso de la vasija.

La vasija, por tanto, es probablemente el elemento más importante para la seguridad, ya que alberga el combustible y debe presentar un adecuado comportamiento, teniendo en cuenta las agresivas condiciones de operación a las que se ve sometida la misma (Rodríguez-Prieto, 2014). A continuación se realiza el cálculo de la probabilidad de rotura de la vasija mediante Análisis Probabilista de Seguridad (APS).

Análisis probabilista de seguridad (APS)

Al no disponer de experiencia operativa alguna sobre estos sucesos, se suele acudir a fuentes de datos genéricas, WASH-1400, Ref. 1, para rotura mecánica de vasija y el NUREG/CR - 5750 (Polosky et al., 1998).

Para este tipo de suceso se utiliza como fuente de datos el WASH - 1400 (1975), que nos proporciona la mediana de la probabilidad de rotura y el factor de error siguientes:

$$m_d = 1.00 \cdot 10^{-7}/\text{año (WASH - 1400, apdo. 4.5, pág. V - 5)} \quad (1)$$

$$FE = 10 \text{ (Donde FE = límite superior/valor recomendado)} \quad (2)$$

En base a los valores de partida indicados, suponiendo una distribución logarítmica normal, a partir de la mediana y del factor de error, la media se calcula como (Polosky et al., 1998):

$$F_{RV} = X(0.50) = m_d \cdot \exp [1/2 (\ln FE/1.645)^2] = 2.66 \cdot 10^{-7}/\text{año} \quad (3)$$

Por tanto, la probabilidad de que la vasija sufra una rotura catastrófica en base al planteamiento analítico propuesto en la publicación oficial NUREG/CR - 5750 (Polosky et al., 1998), cuando se ha fabricado de acuerdo con directrices especificadas en normativa regulada, y en ausencia de fallos causados por una indebida selección de materiales, resulta ser menor a 1 suceso entre 4.000.000 durante cada año de operación del reactor, lo que se traduce en que si consideramos una vida útil de 40 años, la probabilidad resulta ser de 1 entre 100.000, a lo largo de la operación de la instalación. Asimismo, si consideramos los más de 400 reactores que operan en la actualidad en todo el mundo, la probabilidad de que tenga lugar un suceso de este tipo resultaría ser menor a 1 suceso entre 250, es decir menor a un 0.4%.

Fase B.- Evaluación cuantitativa de la funcionalidad

En todo proceso de análisis del valor, una etapa clave es la evaluación cuantitativa del cumplimiento de requisitos funcionales. En este caso, se ha aplicado una metodología de niveles de severidad (Rodríguez-Prieto, Camacho y Sebastián, 2013 y 2016a) para evaluar los límites máximos establecidos (L_c) por las normativas analizadas para los contenidos de Cobre, Fósforo y Níquel, en función de los límites máximos establecidos para estos elementos (L_e) según ciertos trabajos experimentales clave (Odette et al., 1996; Nikolaeva et al., 1994; Petrequin et al., 1979). Las ecuaciones para el cálculo de los niveles de severidad son las siguientes (Ec. 4 a 8):

$$NS=1.00 \quad \text{si } L_c \geq L_e \quad (4)$$

$$NS=2.00 \quad \text{si } 0.9 L_e \leq L_c < L_e \quad (5)$$

$$NS=3.00 \quad \text{si } 0.8 L_e \leq L_c < 0.9 L_e \quad (6)$$

$$NS=4.00 \quad \text{si } 0.7 L_e \leq L_c < 0.8 L_e \quad (7)$$

$$NS=5.00 \quad \text{si } L_c < 0.7 L_e \quad (8)$$

Dónde:

$L_e^P = 0.02\%$ (Amayev et al., 1993), $L_c^P(ASME) = 0.025\%$ (SA-508, 2015), $L_c^P(KTA) = 0.012\%$ (KTA 3201.3, 1998)

$L_e^{Cu} = 0.1\%$ (Odette et al., 1996), $L_c^{Cu}(ASME) = 0.20\%$ (SA-508, 2015), $L_c^{Cu}(KTA) = 0.12\%$ (KTA 3201.3, 1998)

$L_e^{Ni} = 1\%$ (Nikolaeva, 1994; R.G. 1,99, 1988), $L_c^{Ni}(ASME) = 1\%$ (SA-508, 2015), $L_c^{Ni}(KTA) = 0.80\%$ (KTA 3201.3, 1998)

La Tabla 1 muestra los niveles de severidad para cada uno de los requisitos evaluados.

Tabla 1. Cálculo del Nivel de Severidad de requisito químico para el material especificado por el código ASME B&PV y las normas KTA

Requisito	Límite experimental (Le)	ASME B&PV	KTA
		X_i	Y_i
<i>P</i>	0.02%	1.00	5.00
<i>Ni</i>	0.1%	1.00	3.00
<i>Cu</i>	1%	1.00	1.00
		$\Sigma X_i/3$	$\Sigma Y_i/3$
Valor medio		1.00	3.00

4. Resultados

Fase C.- Cálculo del Valor

Tras haber obtenido la evaluación de los requisitos técnicos, la propuesta metodológica se completa mediante la aplicación de un método para realizar un análisis del valor, que permite valorar de una forma global los requisitos tecnológicos junto con la repercusión económica que conlleva la selección de normativa, mostrando las ventajas y desventajas de uno frente a otro. Para la aplicación de este método, se han realizado las siguientes consideraciones y definiciones tal y como son mostradas a continuación.

El valor se define como la relación entre la contribución de las funciones a la satisfacción de las necesidades y el coste de dichas funciones. Asimismo, en el contexto de la gestión del valor, éste puede describirse, como la relación entre la satisfacción de las necesidades y los recursos que se utilizan para satisfacer dichas necesidades. De este modo, el análisis del valor se define como un método organizado y creativo, que utiliza un proceso de diseño funcional y económico (UNE EN 1325 - 1, 1996). Un proyecto de análisis del valor se define como la aplicación de la metodología de análisis del valor a un producto, proceso o servicio (UNE 144001, 2007).

De este modo, una vez evaluada la funcionalidad de cada normativa, en base a la evaluación de sus requisitos, procedemos a calcular el valor empleando la diferencia de costes asociados al empleo de los códigos de fabricación ASME B&PV y KTA, según lo indicado en la Tabla 2.

Tabla 2. Coste total asociado a los costes directos e indirectos considerados (Rodríguez-Prieto, Camacho y Sebastián, 2016b)

TIPO DE COSTE	COSTE S/ ASME	COSTE S/ KTA(€)
Código/Normativa	3.391,85	0
Coste del material	1.381.975	2.145.000
Pruebas de lote del material de aporte	326,90	785,60
Compra de normas requeridas por el Código/Normativa	332,77	872,73
Certificación de operadores de ensayos no destructivos	113.616	251.980
Homologación de procedimientos de soldadura y certificación de soldadores	367,30	530,50
TOTAL	1.499.829,82	2.399.168,73

Por lo tanto, la diferencia asciende a 899.338,91€. De este modo, se procede a calcular el Coste relativo (C_R), de acuerdo con la Ec. 9:

$$C_R(\text{normativa } i) = \frac{\text{COSTE (normativa } i)}{\text{Mín [COSTE normativa } i, \text{ COSTE normativa } j]} \quad (9)$$

La Tabla 3 muestra el resultado el coste relativo para las normas ASME B&PV y KTA.

Tabla 3. Cálculo del coste relativo (C_R)

	ASME B&PV	KTA
Coste relativo (C_R)	1.00	1.60

La función valor se calcula de acuerdo con la Ec. 10:

$$\text{Valor (normativa } i) = \frac{\text{Función (NS}_R\text{)normativa } i}{\text{Coste}(C_R)\text{normativa } i} \quad (10)$$

Dónde:

$$NS_R = \frac{NS}{NS_{MÁX}} \quad (11)$$

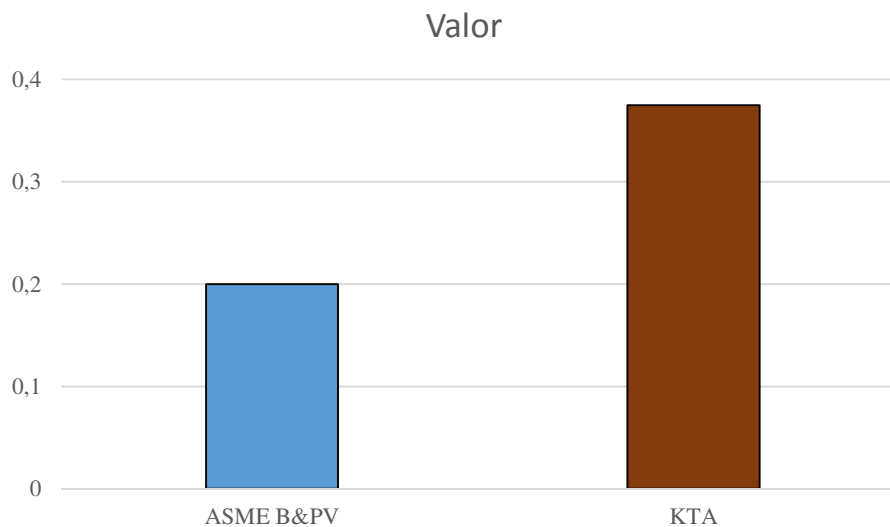
Por lo tanto, aplicando los valores obtenidos para ASME B&PV y KTA, se obtienen los siguientes resultados tal y como indica la Tabla 4.

Tabla 4. Cálculo del nivel de severidad relativo (NS_R)

	ASME B&PV	KTA
Nivel de severidad relativo (NS_R)	0.20	0.60

Usando la Ec. 10, se procede al cálculo del valor para ASME B&PV y KTA (Figura 2).

Figura 2: Valor de ASME B&PV y KTA



El valor asociado a la selección de la normativa KTA para la fabricación de la vasija del reactor (0.375) es superior al obtenido para el código ASME B&PV (0.20).

Otorgando más peso a la componente económica, optaríamos por código ASME B&PV. Esto se traduce en que considerando adecuado el empleo del código ASME B&PV, la elección de éste supondría un sustancial ahorro económico.

No obstante, el método del análisis del valor nos permite tomar una decisión basada en una valoración que contempla aspectos técnicos y económicos. Por lo que la opción más acertada sería la selección de la normativa KTA, siempre y cuando el presupuesto para esta partida del proyecto no se encuentre limitado.

5. Conclusiones

Mediante la aplicación de una metodología basada en el análisis del valor, se ha podido evaluar la idoneidad de dos normativas de fabricación, ampliamente empleadas en la industria nuclear.

De acuerdo con los resultados obtenidos, se puede abordar el problema de decisión en base a los siguientes criterios:

- A. Criterio exclusivamente funcional. Mediante este criterio, se puede determinar que las normas KTA proporcionan una serie de requisitos más estrictos que los especificados por el código ASME B&PV. Por lo que la opción más eficiente para la fabricación de vasijas de reactor, es la selección de las normas KTA.
- B. Criterio exclusivamente económico. Desde la óptica del coste total asociado a la selección de la normativa de fabricación, el código ASME B&PV resulta ser más económico.
- C. Criterio mixto basado en el análisis del valor. El método del análisis del valor nos permite tomar una decisión basada en una valoración que contempla aspectos técnicos y económicos. Por lo que la opción más acertada sería la selección de la normativa KTA.

Referencias

- Amayev, A.D. A.M. Kryukov, M.A. Sokolov (1993): "Radiation embrittlement of nuclear reactor pressure vessels steels: an international review". ASTM STP 1170, ed. L.E. Steele American Society for Testing of Materials, Philadelphia, p. 374.
- ASME Boiler and Pressure Vessel Code, 2015. American Society of Mechanical Engineers, New York (USA).
- Ballesteros A., Colomer M., von Estorff U. and Debarberis L. (2012): "The role of pressure vessel embrittlement in the long term operation of nuclear power plants", Section Engineering (II). Proceedings of the 38th Annual Meeting Spanish Nuclear Society, 17 – 19 October, Cáceres (España), 17(5): 1 – 2.
- IAEA International Atomic Energy Agency TECDOC – 1442, 2005. "Guidelines for prediction of irradiation embrittlement of operating WWER - 440 reactor pressure vessels". International Atomic Energy Agency Publications, Vienna (Austria).
- KTA 3201.3 (1998): "Components of the Reactor Coolant Pressure Boundary of Light Water Reactors. Part 3: manufacture". Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Germany.
- Nikolaeva A., Nikolaev Y. and Krjoikov A. (1994): "The contribution of grain boundary effects to low - alloy steel irradiation embrittlement". Journal of Nuclear Materials, 218 (3): 85 – 93.
- Odette G.R, Lucas G. and Klingensmith R. (1996): "The influence of metallurgical variables on the temperature dependence of irradiation hardening in pressure vessel steels". Proceedings of the 17th International Symposium on effects of radiation on materials (ASTM), 20 – 23 June, Sun Valley (USA), 606 – 622.
- Petrequin P., Soulat, P. and Houssin B., (1979): "Effect of residual elements and Nickel on the sensitivity to irradiation embrittlement of SA 508 CL.3 pressure vessel steel and weld". Irradiation embrittlement Thermal annealing and surveillance of reactor pressure vessels (IAEA), 79 (3): 195 – 200.
- Polosky J.P., Marksberry D.G., Atwood C.L. and Galyean W.J. (1998) "NUREG/CR - 5750 Rates of initiating events of US Nuclear Power Plants". U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C. (USA).
- Rodríguez Prieto A., Camacho López A.M., Sebastián M.A, (2013): "Propuesta para cuantificar la eficacia de requisitos tecnológicos de materiales estructurales para la industria nuclear". XVII Congreso internacional de dirección e ingeniería de proyectos, 17-19 de Julio, Logroño, España, pp. 1324-1336.
- Rodríguez Prieto A., (2014): "Análisis de requisitos tecnológicos de materiales especificados en normativas reguladas y su repercusión sobre la fabricación de recipientes especiales para la industria nuclear". Tesis doctoral, ETSII, UNED.
- Rodríguez-Prieto A., Camacho A.M. and Sebastián, M.A. (2016a): "Material selection criteria for nuclear power applications: a decision algorithm". JOM, 68 (2), 496-506.
- Rodríguez-Prieto A., Camacho A.M. y Sebastián M.A (2016b): " Metodología para cuantificar el impacto económico asociado a la selección de normativa de fabricación en la industria nuclear", XX Congreso Internacional de Dirección e Ingeniería de Proyectos, 13-15 Julio, Cartagena (España), pp. 1014-1027.
- Rodríguez-Prieto A., Camacho A.M. and Sebastián M.A (2016c). "Consideraciones técnicas acerca de los programas regulados para la vigilancia de propiedades de aceros de vasija en reactores nucleares". Revista Industria Química, 33, 76-83.

- Rodríguez-Prieto A., Camacho A.M. y Sebastián M.A (2017a): "Evaluation method for pressure vessel manufacturing codes: the influence of ASME unit conversion". *Int. J. Mater. Prod. Technol.*, 54, (4), 259-274.
- Rodríguez-Prieto A., Camacho A.M. y Sebastián M.A (2017b): "Quantitative analysis of prediction models of hot cracking in stainless steels using standardized requirements". *Sadh. Acad. Proc. Eng. Sci.* (in press).
- UNE-EN 1325 - 1 (1996): "Vocabulario de gestión del valor. Análisis del valor y análisis funcional. Parte 1: Análisis del valor y análisis funcional". Asociación Española de Normalización y Certificación (AENOR), Madrid (España).
- UNE 144001 (2007): "Gestión del valor: Guía para el diseño y desarrollo de proyectos de Análisis del Valor de acuerdo a la norma UNE EN 12973: 2000 Gestión del Valor". Asociación Española de Normalización y Certificación (AENOR), Madrid (España).
- WASH - 1400 (1975): "An assessment of accident risk in U.S. Commercial Nuclear Power Plants". *Reactor Safety Study*. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C (USA).