









# Análisis térmico-mecánico de la boquilla de agua de alimentación de un reactor de agua en ebullición-5





## Thermo-mechanical analysis of the feedwater nozzle of a boiling water reactor-5

Pérez-Montejo, Salatiel \*<sup>a</sup>, Meza-Cruz, Onésimo<sup>b</sup>, Martínez-Vargas, Sergio<sup>c</sup> y Calan-Canche, Damián<sup>d</sup>

<sup>a</sup>  Universidad Autónoma del Carmen •  LYO-9195-2024 •  0000-0002-1750-0154 •  594590

<sup>b</sup>  Universidad Autónoma del Carmen •  LTD-0198-2024 •  0000-0002-0875-6852 •  488085

<sup>c</sup>  Universidad Autónoma del Carmen •  AGW-0814-2022 •  0000-0002-2499-3970 •  100782

<sup>d</sup>  Universidad Autónoma del Carmen •  U-3760-2018 •  0000-0001-6688-4468 •  415663

**Clasificación:**

**DOI:** <https://doi.org/10.35429/H.2025.7.71.79>

Área: Ingeniería

Campo: Ingeniería

Disciplina: Ingeniería mecánica

Subdisciplina: Diseño mecánico

### Key Handbooks

La investigación aporta al desarrollo de la Ciencia y la Tecnología mediante la aplicación del Método del Elemento Finito para analizar la integridad estructural de las boquillas de alimentación en un reactor de agua en ebullición-5, la estimación del factor de uso acumulado [CUF] bajo un escenario de 40 de operación. Esto conforme a normas y regulaciones internacionales [ASME y NUREG]. Los aspectos clave son la comprensión de los procesos de fatiga térmica y estructural, la adopción de normativas internacionales y la simulación numérica avanzada. Entre las principales conclusiones destacan que las boquillas mantienen su integridad estructural por 40 años con un CUF < 1, que existe viabilidad técnica y regulatoria para que la boquilla RFW pueda seguir operando en un periodo extendido de operación hasta 60 años. El coautor Calan-Canche cuenta con beca del SECIHTI, El coautor Martínez-Vargas tiene perfil deseable PRODEP, Pérez-Montejo y Martínez-Vargas pertenecen a sistema Nacional de Investigadores [SNI]. Los autores en orden de este capítulo del libro tienen el siguiente número de citas 2, 1, 132 y 0. Todos los autores pertenecen a la Universidad Autónoma del Carmen [Institución Pública Estatal]. Las palabras claves más utilizadas son: Integridad estructural, Método del elemento finito, Factor de uso acumulado.

Área: Difusión y acceso universal a la ciencia.

**Citación:** Pérez-Montejo, Salatiel, Meza-Cruz, Onésimo, Martínez-Vargas, Sergio y Calan-Canche, Damián. 2025. Análisis térmico-mecánico de la boquilla de agua de alimentación de un reactor de agua en ebullición-5. 71-79. ECORFAN.

\* ✉ [\[sperez@pampano.unacar.mx\]](mailto:sperez@pampano.unacar.mx)

**Handbook shelf URL:** <https://www.ecorfan.org/handbooks.php>




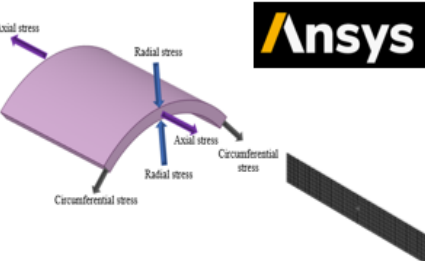
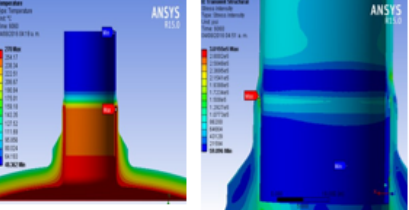
ISBN: 978-607-8948-65-9 /©2009 The Authors. Published by ECORFAN-Mexico, S.C. for its Holding Mexico on behalf of Handbook HDMA. This is an open access chapter under the CC BY-NC-ND license [<http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/>]

Peer Review under the responsibility of the Scientific Committee MARVID®- in contribution to the scientific, technological and innovation Peer Review Process by training Human Resources for the continuity in the Critical Analysis of International Research.



**Abstract**

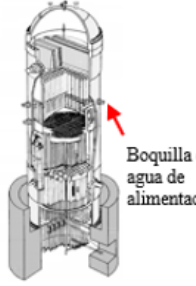
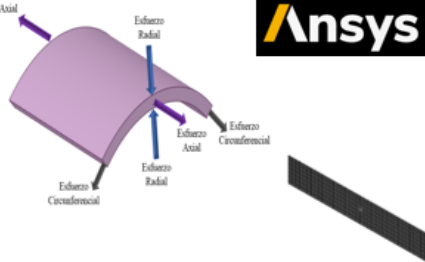
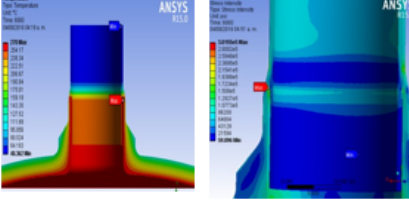
This work evaluates the structural integrity of the feedwater system nozzles of a Boiling Water Reactor-5 in the context of license renewal. Applying the ASME Code Sections III and XI, along with the regulations of the United States Nuclear Regulatory Commission [NUREG-1800, 1801, 0619], thermo-mechanical analyses were carried out using the Finite Element Method, considering temperature distribution, stress fields, and operational cycles. The cumulative usage factor [CUF] was calculated using Miner’s rule under 40- and 60-year operation scenarios. Results show that the CUF remains below 1, indicating that the nozzles can operate safely for at least 60 years. It is concluded that there is technical feasibility for extending operation, with recommendations for experimental validation.

Thermo-Mechanical Analysis of the Feedwater Nozzle of a Boiling Water Reactor-5		
Objectives	Methodology	Contribution
 <p>Feed water nozzle</p> <p>Evaluate the structural integrity</p>	 <p>ANSYS</p>	 <p>Temperature Distribution and Stress Fields</p>

**Structural Integrity, Finite Element Method, Cumulative Usage Factor.**

**Resumen**

Este trabajo evalúa la integridad estructural de las boquillas del sistema de agua de alimentación de un reactor de agua en ebullición-5, en el contexto de la renovación de la licencia operativa. Aplicando el código ASME Secciones III y XI, y las regulaciones de la Comisión Reguladora Nuclear [NRC] de los Estados Unidos [NUREG-1800, 1801, 0619], se realizaron análisis termo-mecánicos mediante el Método del Elemento Finito, considerando distribución de temperaturas, Campos de esfuerzos y ciclos operativos. Se calculó el factor de uso acumulado [CUF] usando la regla de Miner en escenarios de operación de 40 y 60 años. Los resultados muestran que el CUF se mantiene por debajo de 1, lo que indica que las boquillas pueden funcionar con seguridad hasta al menos los 60 años. Se concluye que existe viabilidad técnica para extender la operación, con recomendaciones de validación experimental.

Análisis Térmico-mecánico de la Boquilla de Agua de Alimentación de un Reactor de Agua en Ebullición-5		
Objetivos	Metodología	Contribución
 <p>Boquilla de agua de alimentación</p> <p>Evaluar la integridad estructural</p>	 <p>ANSYS</p>	 <p>Distribución de temperatura y campos de esfuerzos</p>

**Integridad estructural, Método del elemento finito, Factor de uso acumulado.**

## Introducción

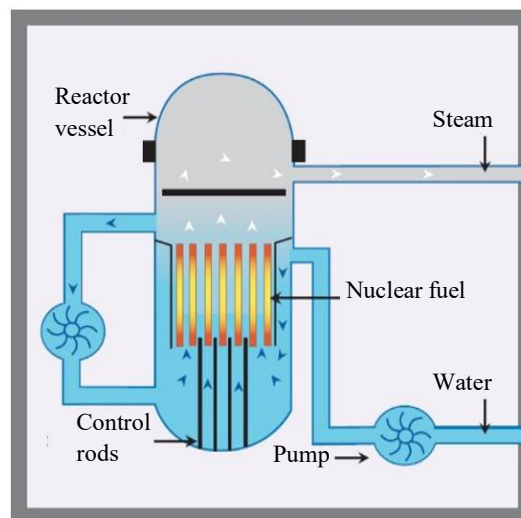
Cuando una central nucleoelectrónica entra en servicio cuenta con una licencia de operación de 40 años. Al terminar el periodo se puede solicitar una Renovación de la Licencia Operativa [RLO], generalmente son 20 años adicionales. Para esto se requiere analizar los componentes esenciales del reactor, una de ellas son las boquillas del sistema de agua de alimentación, estas requieren un análisis térmico mecánico en estado transitorio. Con este análisis se podrá determinar la integridad estructural que tendría en 60 años de operación, así como los números de ciclos permisibles antes que se presente la falla.

Debido a que no se puede conocer con exactitud la temperatura del refrigerante que pasa por las boquillas del sistema de alimentación, se postularán 4 casos de temperatura del refrigerante. Las temperaturas propuestas serán: de 40°F, 60°F, 80°F y 100 °F.

La RLO para una central nuclear tiene como punto principal realizar una serie de Programas de Gestión de Envejecimiento [AMP, por sus siglas en inglés] a sus elementos principales del sistema, para los componentes críticos se requieren de estudios adicionales que se conocen como análisis de envejecimientos de tiempo limitado [TLAA's, por sus siglas en inglés] [IEE, 2005; U.S. NRC. 2010,].

Un reactor de agua en ebullición BWR, por sus siglas en inglés] es un tipo de reactor nuclear de potencia que utiliza agua ligera como refrigerante y moderador de neutrones. Su principio operativo se basa en permitir que el agua hierva debido a la quema del combustible nuclear produciendo vapor. El vapor se separa del agua pasando a los separadores de vapor posicionados por encima del núcleo, luego pasa a las turbinas, después se condensa y se recicla el refrigerante [ver figura 1] [IAEA 2015].

### Box 1



**Figura 1**

Reactor de agua en ebullición-5.

Fuente: World Nuclear Association, 2025

El uso de los reactores BWR ocupan el segundo lugar en el mundo de los cuales:78 reactores están en operación, 36 reactores están cerrados en forma permanente y 4 reactores están en construcción. Los siguientes documentos son clave, para la realización del análisis: estos son emitidos por la Comisión de Regulación Nuclear [Nuclear Regulatory commission] de los Estados Unidos de América: estos documentos contienen, información técnica genérica [U.S. NRC. 2010; U.S. NRC. 1981].

- NUREG-1800 Rev. 2. Plan de Revisión Estándar.
- NUREG-1801 Rev. 2. Reporte de lecciones genéricas aprendidas sobre el envejecimiento.
- NUREG-0619 Rev. 1. Boquilla de agua de alimentación.

## Metodología

Los pasos a seguir para evaluar la integridad estructural de la boquilla agua de alimentación son los siguientes:

Hacer una revisión detallada de los documentos emitidos por la NRC sobre la problemática, los principales son el NUREG's 1800, 1801, 0619 y código el ASME, Estos documentos darán información técnica genérica precisa acerca de cómo se definen los casos a evaluar y las propiedades de los materiales [tabla 1].

## Box 2

**Table 1**

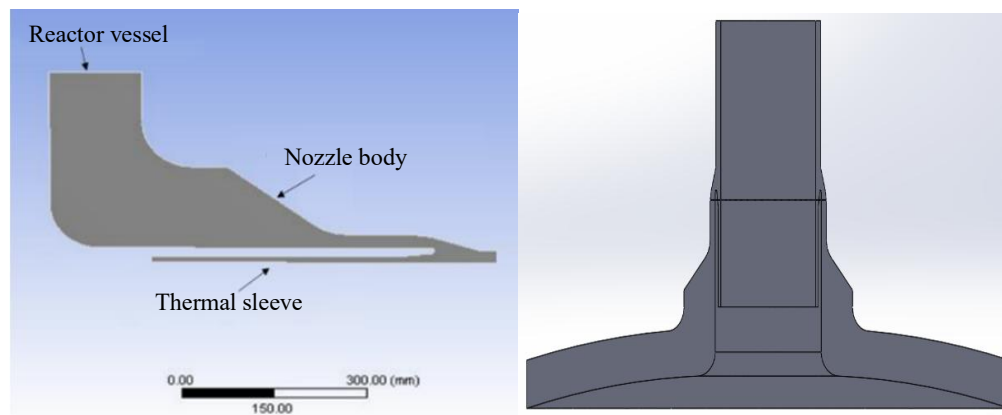
Propiedades de los materiales de la boquilla de agua de alimentación.

Propiedades	Chaqueta térmica SA 336 F8	Cuerpo SA 508 CL 2	Extremo soldable SB 166
Coefficiente de convección	0.123 BTU/lb°F	0.120 BTU/lb°F	0.120 BTU/lb°F
Densidad	0.290 lb/in <sup>3</sup>	0.283 lb/in <sup>3</sup>	0.283 lb/in <sup>3</sup>
Conductividad Térmica	9.35 BTU/hr-ft-°F	23.5 BTU/hr-ft-°F	23.5 BTU/hr-ft-°F
Módulo de Young	29.5 x 10 <sup>6</sup> psi	27.8 x 10 <sup>6</sup> psi	26.2 x 10 <sup>6</sup> psi
Coefficiente de Poisson	0.3	0.3	0.3
Limite de Elástico	30 ksi	50 ksi	35 ksi
Resistencia Máxima	70 ksi	80 ksi	80 ksi

*Fuente: Elaboración propia*

Realiza un modelado 3D del elemento de la boquilla de agua de alimentación mediante un programa de dibujo asistido por computadora [CAD]. En la **figura 2** se muestra el modelo que se utilizó para el análisis.

## Box 3



**Figura 2**

Modelo 3D de una boquilla de agua de alimentación de un reactor de agua en ebullición-5.

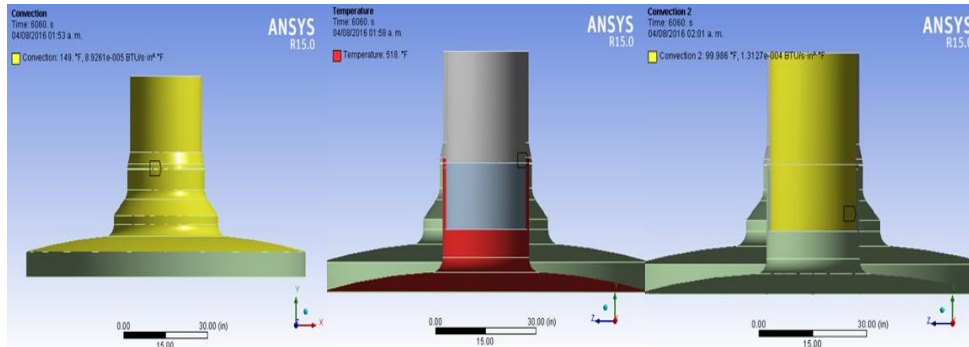
*Fuente: Elaboración propia*

Se realizó un análisis de temperatura mediante el Método del Elemento Finito para cada caso postulado, con el fin de conocer la distribución de temperatura en el cuerpo de la boquilla teniendo en cuenta proceso de convección forzada del refrigerante y la temperatura del ambiente como se muestra en la **figura 3**. Para después exportarlo para un análisis transitorio estructural [Ansys, Inc, 2013].

### Condiciones de frontera para el análisis térmico.

- La temperatura del medio ambiente es de 65°C. Afectando a la pared exterior de la boquilla y el reactor.
- Temperatura de operación del reactor en las paredes internas es de 270°C.
- Al pasar el fluido con una menor temperatura por el interior de la boquilla, encontrándose ésta a 270°C, se lleva a cabo el proceso de transferencia por convección forzada.

## Box 4



**Figura 3**

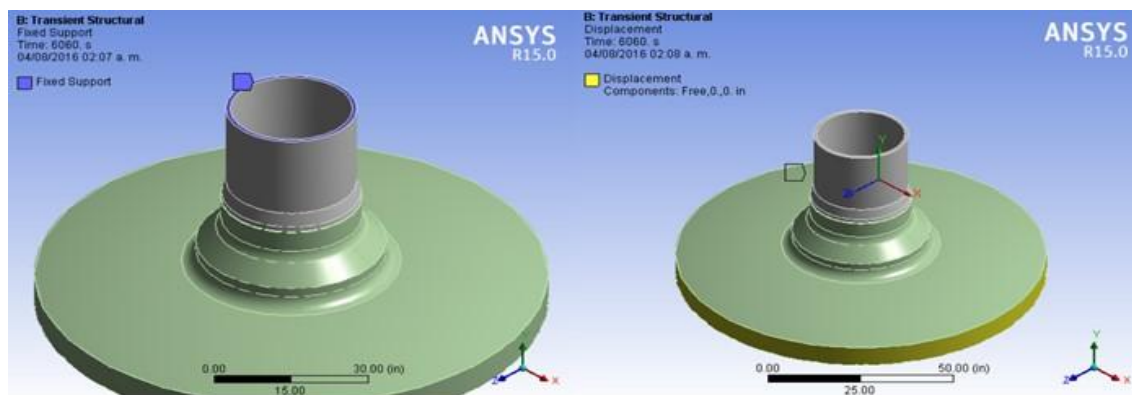
Condiciones de frontera para el análisis térmico.

*Fuente: Elaboración propia*

### Condiciones de frontera para el análisis estructural

- El extremo de la unión chaqueta-boquilla se restringe. restringe en el eje “Y”.
- Se restringe la boquilla en la región de la vasija, dejándola expandirse axialmente [figura 4].

## Box 5



**Figura 4**

Condiciones de frontera para el análisis estructural.

*Fuente: Elaboración propia*

Con los resultados del análisis transitorio estructural, se encuentran los desplazamientos nodales de la boquilla debido a los gradientes de temperatura, los campos de esfuerzos, los esfuerzos máximos y mínimos. Estos últimos se emplearon para determinar los esfuerzos alternantes.

### Cálculo de los esfuerzos alternantes

Con los resultados de los análisis encontramos los esfuerzos máximos y mínimos, con ello se determinan los esfuerzos alternantes de la siguiente manera:

$$S_{alt} = \left( \frac{S_{max} - S_{min}}{2} \right) \quad [1]$$

### Cálculo del factor de daño acumulado

Teniendo los esfuerzos alternantes, se procede a calcular el número de ciclos permisibles a la falla, esto mediante la tabla I-9.1 del código ASME Sección III, División 1, Apéndices. Para conocer los ciclos soportados hacemos uso de la siguiente fórmula propuesta en código ASME:

$$\frac{N}{N_i} = \left( \frac{N_j}{N_i} \right)^{[\log(S_i/S) / \log(S_i/S_j)]} \quad [2]$$

$S, S_i, S_j$  son valores en función del esfuerzo alternante

" $S_a$ ",  $N, N_i$  y  $N_j$  son valores correspondientes al número de ciclos de la *Tabla del código*

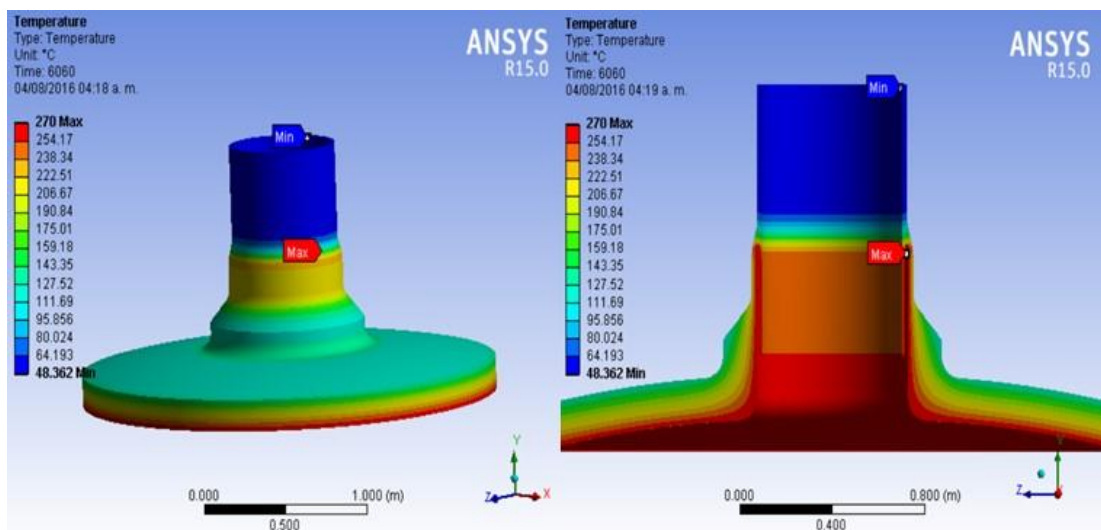
### ASME

Finalmente determinar el daño acumulado por fatiga en la boquilla de agua de alimentación, utilizando la regla de Miner, de acuerdo con el código ASME.

### Resultados

En la **figura 5** se muestran los resultados del análisis térmico-transitorio, las temperaturas van de 270°C a 48.3°C, siendo la parte interna de la boquilla con gradiente de temperatura más alto con 270°C y la parte menos afectada fue al final de la parte del extremo soldable "safe end" con una temperatura de 48.3°C.

#### Box 6



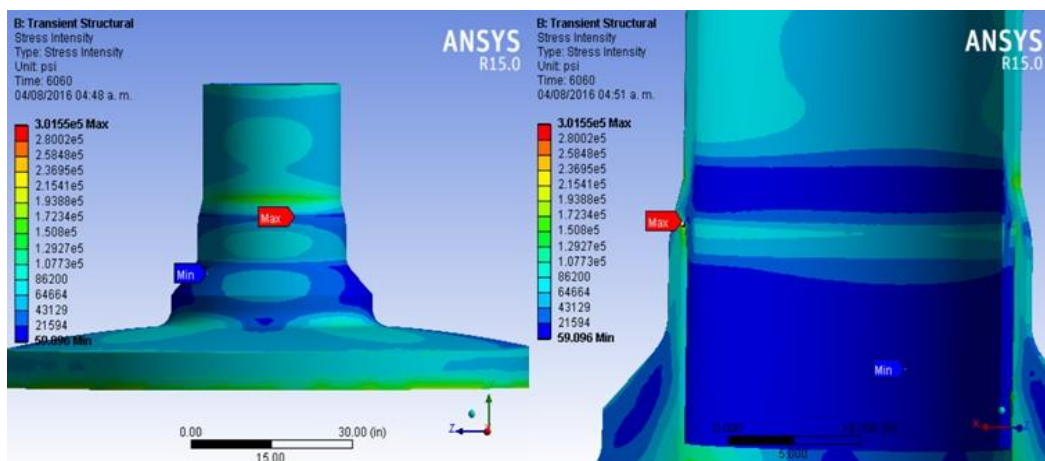
**Figura 5**

Resultados del análisis térmico.

*Fuente: Elaboración propia*

En la **figura 6** se presenta la distribución de esfuerzos en la boquilla cabe mencionar que la zona más afectada es en la unión de la chaqueta térmica y el cuerpo de la boquilla.

#### Box 7



**Figura 6**

Resultados del análisis estructural

*Fuente: Elaboración propia*

En la **figura 5** se muestran los resultados del análisis térmico, la cual indica que en la sección vasija-boquilla se presentan gradientes térmico alto al igual que en la sección de la boquilla – chaqueta térmica, debido a que esta última es de menos espesor los esfuerzos son mas severos.

En la **figura 6** se muestran los campos de esfuerzos resultantes para las condiciones de frontera propuestas, en la figura se puede observar que para toda la boquilla en términos generales se muestra un esfuerzo promedio de 107.13 ksi. Por otro lado, se puede notar que, en la unión de la boquilla - chaqueta térmica, se presenta la condición más drástica, esto debido a un cambio de sección considerable [pasando de la condición de pared gruesa a pared delgada. Esto implica que cuando se presente un clico térmico en esta zona se presentaran los esfuerzos máximos.

Para este caso de estudio, se consideraron los ciclos mas severos que puedan ocurrir en la planta en 40 y 60 años de operación. La **tabla 2** muestra los eventos tomados postulados.

### Box 8

**Table 2**

Tabla de eventos para 40 años de operación

Evento Transitorio	Números de Eventos
Puesta en marcha	3
Puesta en marcha de la turbina [Turbine Roll]	28
Precalentamiento de la turbina [Turbine Trip]	8
Turbina en operación [Turbine Generator Trip]	20
Operación Normal	12
Modo de desconexión [Hot Stand By]	30
Apagado	45

*Fuente: Elaboración propia*

Para un lapso de 40 años se proponen que pueden ocurrir 146 eventos severos y para un lapso de 60 años se propone que ocurran 219 eventos.

En la **tabla 3** se presentan los resultados de los cálculos del esfuerzo alternante, números de ciclos a la falla, factor de uso acumulado y vida remanente de la boquilla de agua de alimentación de las 4 temperaturas propuestas para 40 y 60 años de operación

### Box 9

**Table 3**

Resultados de los eventos propuestos

Temperatura de inyección del refrigerante	Esfuerzo alternante [ksi]	Numero de ciclos a la Falla	CUF 40 años	CUF 60 años	% Vida remanente 40 años	% Vida remanente 60 años
40 °F [4.44°C]	177.0339	228.02	0.6402	0.9604	35.98 %	3.95 %
60 °F [15.55°C]	175.9528	232.21	0.6287	0.9431	37.12 %	5.68 %
80 °F [26.66°C]	172.8169	245	0.5959	0.8938	40.40 %	10.61 %
100 °F [37.77°C]	170.6886	254.22	0.5743	0.8614	42.56 %	13.85 %

### Conclusiones

Los análisis se realizaron con base en lo establecido en el código ASME Sección III, por lo que los resultados obtenidos van de acuerdo con lo esperado. La conocer la sección de la boquilla donde ocurren los mayores esfuerzos térmicos permite poner una mayor atención y con ello reducir el riesgo de una falla catastrófica del elemento.

Al determinar el número de ciclos permisible antes de que ocurra la falla en la boquilla, contribuyó para el calcular el daño acumulado para un periodo de 40 y 60 años. Lo cual pudimos determinar que el daño acumulado del material es menor que 1 en todos los casos postulados. Con la **tabla 3** se llega a la conclusión, si el refrigerante entra a la boquilla a 40°F [evento más crítico] tendrá que pasar 62.5 años para que CUF =1. Si la temperatura entra a 100°F soporta 69.5 años de operación normal para que el CUF = 1

La boquilla de agua de alimentación [FW] fue diseñada con una chaqueta térmica que ayuda a reducir los choques térmicos ocasionados por el gradiente de temperatura entre las paredes de la vasija y el líquido refrigerante del reactor. Con este diseño la boquilla tiene mayor resistencia a esos esfuerzos térmicos, con esto aumenta su vida útil del componente.

## Declaraciones

### Conflicto de intereses

Los autores declaran no tener ningún conflicto de intereses. No tienen intereses financieros o relaciones personales que pudieran haber influido en este libro.

### Contribución de los autores

*Pérez-Montejo, Salatiel:* Redacción, contribución a la metodología y análisis de datos.

*Patiño-Carachure, Cristóbal:* Contribución al análisis de resultados.

*Martínez-Vargas, Sergio:* Revisión ortográfica y corrección de resultados.

*Calan-Canche, Damián:* Corrección y revisión de resultados.

### Disponibilidad de datos y materiales

Los datos están disponible previa solicitud a: [sperez@pampano.unacar.mx](mailto:sperez@pampano.unacar.mx).

### Financiación

No se recibió financiamiento.

### Abreviaturas

AMP	Programa de Gestión de Envejecimiento.
ASME	Sociedad Americana de Ingenieros Mecánicos.
BWR	Reactor de Agua en Ebullición.
CUF	Factor de Daño Acumulado.
MEF	Método del Elemento Finito.
NRC	Comisión Nuclear Reguladora.

### Referencias

#### Antecedentes.

International Atomic Energy Agency [August 2015]. *Nuclear Technology Review 2015*. IAEA. <https://www.iaea.org/sites/default/files/ntr2015.pdf>

International Atomic Energy Agency [IAEA]. [October 2005]. *Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: BWR Pressure Vessel Internals*. En IAEA-TECDOC-1471. Viena, Austria

Institution of Electrical Engineers [IEE]. [November 2005]. *Nuclear Reactor Types an Environment y Energy FactFile provided by the IEE*. Nuclear Electric.

SENER-CNSNS. [Julio 6 2012]. *Energía Nuclear y Centrales Nucleoeléctrica*. En Curso de Introducción a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas México,

World Nuclear Association. [2025]. *Nuclear Power Reactors*. World Nuclear Association.

### **Soporte**

Ansys, Inc. [2020]. ANSYS Mechanical *User's Guide*, Ansys, Inc.

American Society of Mechanical Engineers. [2007]. *ASME Boiler and Pressure Vessel Code: Section II, Division 1 – Materials*. ASME.

American Society of Mechanical Engineers. [2007]. *ASME Boiler and Pressure Vessel Code: Section III, Division 1 – Rules for Construction of Nuclear Facility Components*. ASME.

American Society of Mechanical Engineers. [2007]. *ASME Boiler and Pressure Vessel Code: Section XI – Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components*. ASME.

### **Diferencias y discusiones**

U.S. Nuclear Regulatory Commission. [2010]. *Generic aging lessons learned [GALL] report* [NUREG-1801, Rev. 2]. U.S. NRC. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1801/>

U.S. Nuclear Regulatory Commission. [2010]. *Standard review plan for review of license renewal applications for nuclear power plants* [NUREG-1800, Rev. 2]. U.S. NRC.

U.S. Nuclear Regulatory Commission. [1981]. *BWR feedwater nozzle and control rod drive return line nozzle cracking* [NUREG-0619, Rev. 1]. U.S. NRC.

U.S. Nuclear Regulatory Commission. [2017]. *Regulatory guide 1.207. Guidelines for evaluating fatigue analyses incorporating the life reduction of metal components due to the effects of the light-water reactor environment for new reactors,*” Washington, DC: Office of Nuclear Regulatory Research,