



# Análisis de vainas de combustible resistentes a accidentes severos

Paula Torrent Salomon

Magister en Ingeniería de la Energía, Pontificia Universidad Católica de Chile

Ingeniero Civil Industrial, Pontificia Universidad Católica de Chile

**RESUMEN:** La evolución de los reactores nucleares, así como la necesidad de contar con mayor seguridad frente a la posibilidad de un accidente, en especial luego del terremoto y maremoto que afectó a la central nuclear japonesa Fukushima-Daiichi, han impulsado el desarrollo de investigaciones de vainas de combustibles tolerantes a accidentes severos.

La finalidad de este informe es dar a conocer el estado del arte las investigaciones que se realizan en este ámbito, comparar las propiedades y rendimiento de los materiales actuales y en desarrollo, especialmente para reactores de agua liviana (LWR).

La vaina de combustible es la segunda barrera de contención de productos de fisión (la primera es el pellet de combustible) y su forma, dimensiones y materiales dependen del reactor en el que se utilizarán.

Los accidentes nucleares severos en reactores ocurren cuando la función de refrigeración y la energía generada no se encuentran en equilibrio y sobrepasan las bases de diseño. En estos accidentes, la falla de las vainas es uno de los factores determinantes en el nivel de daño en el reactor y, por consiguiente, más allá de éste.

El mejorar la tolerancia a accidentes severos es de suma importancia para el desarrollo de tecnología con mayores solicitaciones sobre las vainas y que requerirán de mejoras en el diseño y los materiales de las mismas.

En el análisis realizado, con principal énfasis en la comparación de distintos materiales con el Zircaloy, se concluye que el SiC tiene mejor resistencia a la corrosión, el Kanthal posee mejores propiedades mecánicas y los aceros inoxidable son menos favorables en varios aspectos. Por ello, se debe continuar las investigaciones sobre materiales que den respuesta a los requerimientos para condiciones de corrosión, propiedades mecánicas, térmicas y químicas, absorción de neutrones, disminución de mecanismos de falla, entre otros, de modo de obtener materiales con mejor tolerancia que el actual Zircaloy y, además, sean factibles de fabricar sin un impacto elevado en el precio de la energía.

**PALABRAS CLAVE:** vainas de combustible nuclear, accidentes, materiales

## 1 MOTIVACIÓN

El año 2017 había 448 reactores nucleares en operación, 58 en construcción y 164 con cierre permanente, según se muestra en la Tabla 1.

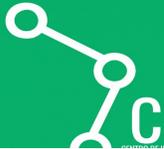
Tipo Reactor	En Operación	En Construcción	Cierre Permanente
PWR	291 (273.6 GW)	48 (50.8 GW)	50 (28.3 GW)
BWR	76 (74.2 GW)	4 (5.3 GW)	39 (18.0 GW)
GCR	14 (7.7 GW)		38 (7.2 GW)
LWGR	15 (10.2 GW)		9 (6.1 GW)
PHWR	49 (24.6 GW)	4 (2.3 GW)	8 (2.0 GW)
FBR	3 (1.4 GW)	1 (0.5 GW)	7 (1.7 GW)
HTGR		1 (0.2 GW)	4 (0.7 GW)
HWGCR			4 (0.3 GW)
HWLWR			2 (0.4 GW)
SGHWR			1 (0.1 GW)
Otros			2 (0.1 GW)
<b>Total</b>	<b>448 (391.7 GW)</b>	<b>58 (59.3 GW)</b>	<b>164 (64.9 GW)</b>

Tabla 1. Tipos de reactor (cantidad y potencia) y su distribución según estado operacional. Fuente: Elaboración propia - (IAEA, PRIS, 2017)

Más de dos tercios de los reactores de potencia en el mundo son del tipo térmico y son moderados y refrigerados por agua, generando calor en pellets de dióxido de uranio (UO<sub>2</sub>) de bajo enriquecimiento dentro de vainas de combustible de Zircaloy, que es una aleación de circonio con otros metales que posee excelentes propiedades mecánicas, requisitos necesarios para dar rigidez estructural a un arreglo de vainas en un elemento combustible (EC) como el de la Figura 1, resistencia a la corrosión y baja sección eficaz de absorción neutrónica que economiza neutrones para tenerlos disponibles para producir la fisión. Las vainas son selladas en sus extremos para retener los productos de fisión en su interior y evitar reacciones químicas entre el refrigerante/ moderador y el combustible (FACET, 2016) y evitar el escape de productos de fisión fuera del corazón del reactor.



Figura 1. Ejemplo de elemento combustible reactores PWR y BWR. Fuente (ENUSA, 2013)



La estructura cristalina del circonio es de tipo hexagonal compacta y presenta solo 3 modos de deslizamiento (Martín, 2009), lo que representa una mayor resistencia a la deformación. Sin embargo, al alcanzar los 863°C cambia su estructura a una cúbica centrada, que tiene 12 modos de deslizamiento (Callister, 2014) y, por ende, aumenta su ductilidad.

Durante la operación normal del reactor, el Zircaloy presenta una fuerte interacción con el hidrógeno que, debido a su reducido tamaño, migra a través de la estructura cristalina con facilidad, pudiendo precipitar en forma de hidruros en los bordes de grano del circonio y planos basales, lo que degrada las propiedades mecánicas de este último, fragilizándolo (Martín, 2009).

En el caso de un accidente con pérdida de refrigeración en un reactor moderado por agua, donde el incremento de temperatura evapora el agua generando vapor a alta temperatura, se produce la oxidación acelerada del Zircaloy en circonia ( $ZrO_2$ ) liberándose el hidrógeno del agua ( $Zr + H_2O (v) \rightarrow ZrO_2 + H_2$ ). En esa condición de accidente, ese hidrógeno gaseoso es propenso a salir del sistema por filtración o por acción del operador para liberar presión. Mezclado con el oxígeno del ambiente, el  $H_2$  vuelve explosivo al alcanzar concentraciones sobre 4% (Linde S.A., 2016).

El último accidente nuclear severo ocurrió en marzo de 2011 en la central nuclear de Fukushima Daiichi, Japón. Esta última cuenta con 6 reactores, tres de los cuales se encontraban en operación (unidades 1, 2 y 3) y tres estaban apagados (unidades 4, 5 y 6) al momento del maremoto que afectó a la central (WNA, 2017).

El maremoto desencadenó el accidente al interrumpir sistemas de respaldo para mantener la refrigeración, resultando en la pérdida de refrigeración de los reactores 1, 2 y 3, donde el incremento de la temperatura y presión al interior de las vasijas activó el venteo de seguridad, liberado el vapor y el hidrógeno producto de la reacción con Zircaloy alcanzando la parte superior del edificio del reactor.



Figura 2. Central Fukushima-Daiichi (Fukushima I) antes del terremoto 11 de marzo de 2011. Fuente: (NCBJ, 2013)

Allí, el hidrógeno se une con el oxígeno provocando una combustión violenta o explosión del hidrógeno y, por

consecuencia, de las instalaciones sobre el contenedor primario de la unidad 1 al día siguiente del tsunami y de la unidad 3 dos días después de la primera explosión. Un día después de esta última explosión, se detectó una baja en la presión al interior de la unidad 2, presumiblemente por una explosión de hidrógeno en el toroide de enfriamiento, mientras que en la unidad 4, que estaba en recambio de combustible, se produjo también una explosión de hidrógeno, que se presume debido a que los conductos de ventilación de las unidades 3 y 4 se encontraban conectados entre sí (Fernández, 2011) (WNA, 2017) (Hong, 2017). El incendio y degradación estructural amenazó la fortaleza y resistencia de la piscina de decaimiento de los elementos combustibles gastados y los almacenados en este lugar durante la mantención.

Ha habido otros accidentes, con distintos niveles de severidad en los cuales fallan las vainas de los elementos combustibles, por inserción de reactividad, errores de operación y otros, que redundan en pérdida de refrigeración y esto en corrosión acelerada de la vaina con liberación de material radiactivo. Entre los accidentes más recordados están Chernóbil (1986) y Three Mile Island (1979).

Lo anterior, muestra la necesidad de evaluar los materiales de los EC, procedimientos y diseños que toleren de mejor manera los accidentes, permitan mantener la seguridad de la central de mejor forma y que den mayor seguridad a la población respecto del funcionamiento de la central en caso de incidentes/accidentes de este tipo.

### 1.1 ¿Cuál es la percepción de la población respecto de la Energía Nuclear?

La percepción de la población mundial respecto de la energía nuclear es variada. Sin embargo, el accidente de Fukushima-Daiichi en 2011 ha activado un mayor rechazo a esta fuente de energía, incluso en países que no cuentan con reactores de potencia.

En Chile, el Ministerio de Energía realizó en 2016 la segunda edición de la Encuesta Nacional de Energía, la que muestra que la mayoría de los encuestados (55%) no conoce sobre generación eléctrica mediante energía nuclear, 29% no aprueba su construcción en Chile, mientras un 5% la aprueba en Chile y un 7% en su comuna. Se destaca, que los encuestados consideran a la energía nuclear de manera similar al petróleo y al carbón, con baja aprobación y bajo conocimiento. (Ministerio de Energía, 2016)

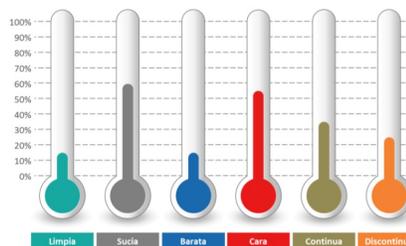


Figura 4. Percepción de la Energía Nuclear en Chile Fuente: (Ministerio de Energía, 2016)



Al comparar algunos de los resultados de esta encuesta, con aquella realizada en 2009 como “Estudio de percepciones ciudadanas sobre energía nuclear” se aprecia que la percepción de:

- Limpieza se incrementó en más de un 15%
- Bajo precio se incrementó en más de un 10%
- Aseguramiento de suministro se incrementó en casi 20%

Lo anterior, refleja la importancia de aumentar el conocimiento en la población sobre los beneficios y características de la energía nuclear, así como los riesgos y planes de mitigación que se desarrollan a nivel mundial.

## 2 ¿QUÉ SON LOS ACCIDENTES NUCLEARES Y CÓMO SE CLASIFICAN?

Los accidentes asociados a la energía nuclear pueden ocurrir en las distintas etapas del ciclo del combustible y, por consiguiente, tener distinto origen. Asimismo, tiene efectos en el proceso y el ambiente físico y humano que lo rodea.

Es así, que se requiere comprender cuales son los denominados “accidentes nucleares” y diferenciarlos en cuanto a su origen y severidad.

Existe algunas definiciones respecto de accidente nuclear, en las que se menciona principalmente la liberación involuntaria de radiación que exceden los niveles establecidos o involucran exposición pública y/o contaminación fuera de las instalaciones nucleares, como las señaladas por WHO (2008) y Simon (2014). En ambas definiciones, no se distinguen los accidentes radiológicos de los accidentes en un reactor nuclear. Estos últimos provienen del combustible nuclear. Si el combustible ha sido gastado será radiactivo y las consecuencias mayores.

Los accidentes nucleares, se clasifican en: a) aquellos incorporados en las bases de diseño (“... el daño al combustible y la liberación de materiales radiactivos se mantienen en los límites autorizados.”), o b) aquellos fuera de las bases de diseño (“condiciones de accidente más severas que los accidentes de las bases de diseño” o condiciones no previstas) (IAEA, 2007).

Así, un accidente en un reactor nuclear es un caso particular de accidente nuclear, que ocurre al existir desequilibrio entre la energía generada y la capacidad de refrigeración. Los dos motivos principales de ocurrencia se deben a: a) accidente por pérdida de refrigerante (LOCA) o b) accidente por inserción de reactividad (RIA), los que alteran el equilibrio neutrónico y térmico (Servera, 2008). Los sistemas de seguridad de un reactor deben impedir una excursión de reactividad, apagándolo de ser necesario y extraer el calor de decaimiento del combustible.

### 2.1 ¿Cuándo un accidente nuclear se define como severo?

Para que un accidente se defina como severo tiene que ocurrir alguna de las siguientes consecuencias (Hirschberg, 1998):

- Más de 10 heridos,
- Más de 5 muertos,

- Más de 200 evacuados,
- Prohibición amplia de consumir alimentos.
- Derrame de más de 10.000 toneladas de hidrocarburos.
- Limpieza de más de 25 km<sup>2</sup> de agua o tierra.
- Daño económico superior a US\$5 millones.

Por otra parte, de acuerdo con Goicolea (1992), un accidente nuclear severo es “aquel que teniendo una probabilidad de ocurrencia muy baja y escapando por tanto a las condiciones de diseño de la central, puede ocasionar un daño importante para el entorno”. Mientras que NRC (2004) indica que los accidentes severos son aquéllos en los que se produce un daño sustancial al núcleo del reactor, independientemente de que se produzcan o no consecuencias serias externas. Esto significa que el reactor es afectado de manera importante por el accidente, conllevando a la pérdida del mismo.

Una forma de clasificar la severidad de los accidentes nucleares es denominada INES (Escala Internacional de Eventos Nucleares, por su sigla en inglés), que se muestra en la Figura 3.

#### Los niveles de alerta

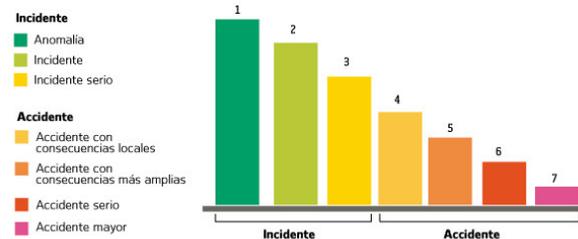


Figura 3. Escala Internacional de Eventos Nucleares (INES). Fuente: (Energía Nuclear, 2017)

## 3 VAINAS DE COMBUSTIBLE

Dado que el combustible no debe entrar en contacto directo con el refrigerante al interior de la vasija del reactor, pues podría liberarse radioactividad al ambiente, la vaina debe rodear al combustible (DoITPoMS, 2014-2015).

Por lo anterior, una definición de vaina de combustible es material destinado a confinar el combustible nuclear y los productos de la fisión nuclear y de actínidos menores creados por captura neutrónica, aislándolo del refrigerante y/o moderador. Constituye así, la segunda barrera de contención de productos de fisión (el pellet de combustible es la primera).

Las vainas pueden tener distintas geometrías que dependen directamente del combustible y reactor en el que se utilizará.

Asimismo, el combustible al interior de la vaina dependerá de los parámetros de diseño y operación del reactor. Definidos el moderador y refrigerante se selecciona el combustible. Si bien el uranio es hasta ahora el principal combustible utilizado, existen otros combustibles que se han utilizado en otros reactores construidos.



La Tabla 2 muestra los distintos combustibles y formatos de vaina según el tipo de reactor.

Tipo de Reactor	Combustible	Formato
Agua a presión (PWR-VVER)	UO <sub>2</sub> (LEU – 4%)	Vaina cilíndrica – pellet
Agua en ebullición (BWR)	UO <sub>2</sub> (LEU – 3%)	Vaina cilíndrica – pellet
Agua pesada a presión (PHWR – CANDU)	UO <sub>2</sub> (natural); UO <sub>2</sub> (SEU)	Vaina cilíndrica – pellet
Gas-grafito (GCR – AGR – Magnox)	U (natural); UO <sub>2</sub> (LEU – 3%)	Vaina cilíndrica – pellet
Gas a presión y grafito (HTR)	UO <sub>2</sub> (MEU – 8 a 12%)	Bolas o esferas (Pebble) – núcleo en matriz de grafito
Agua liviana a presión y grafito (RBMK - LWGR)	UO <sub>2</sub> (LEU – 2%)	Vaina cilíndrica – pellet
De espectro rápido (FBR)	PuO <sub>2</sub> y UO <sub>2</sub>	Vaina cilíndrica – pellet
Agua pesada -CO <sub>2</sub> (HWGCR)	UO <sub>2</sub> (LEU)	Cable recubierto de Mg y Be

Tabla 2: Formato de combustible según tipo de reactor. Fuente: Elaboración propia en base a (Vergara, 2016)

### 3.1 Materiales para vainas de combustible

De acuerdo con lo señalado por Glasstone (1968) los materiales de las vainas, además de sus propiedades mecánicas, deben ser capaces de “soportar el ataque del combustible y del refrigerante, en los campos de temperatura y de radiación existentes en el reactor”.

Glasstone (1968) indican que los materiales preferidos para las vainas son:

- Aluminio para reactores de agua a presión y de agua en ebullición, para reactores moderados o refrigerados por líquidos orgánicos y reactores refrigerados por gas con temperaturas inferiores a 100 °C (Gulfam, 2016),
- Acero inoxidable para reactores de agua a presión y de agua en ebullición con temperaturas altas, para reactores moderados y/o refrigerados por líquidos orgánicos y reactores refrigerados por sodio líquido,
- Zircaloy, para reactores de agua a presión y de agua en ebullición con temperaturas altas y reactores refrigerados por sodio líquido,
- Tantalio y metales refractarios de alto punto de fusión, para reactores con combustible de uranio metálico o plutonio,
- Aleaciones de Magnesio (Magnox), para reactores refrigerados por gas de temperaturas bajas y moderadas (inferiores a 400°C) (Hassan, 2010),
- Carburos de Silicio, Niobio, Tantalio, Titanio y Zirconio, en caso de que la vaina se requiera para evitar la corrosión y erosión, sin tener efecto de soporte estructural o escape de productos de fisión.

Otros materiales están siendo investigados, algunos de los cuales se estudian como revestimiento a las vainas existentes.

La determinación de utilizar el Zircaloy nace a principios de 1950, cuando la Marina de los Estados Unidos de Norteamérica

desarrollaba su programa nuclear y buscaba un material con baja sección eficaz de absorción de neutrones ( $\sigma_a$ ), alta resistencia a la corrosión y alta resistencia (Kulcinski, 1997).

Al comparar las propiedades de los materiales, se determinó que el zirconio cumplía mejor con algunos de los requerimientos buscados ( $\sigma_a$  y resistencia), pero no era lo suficientemente resistente a la corrosión en estado puro. Esto derivó en la realización de distintas pruebas con aleaciones, concluyéndose que una proporción pequeña de elementos de aleación (alrededor de 0,5%) eran suficientes para mejorar la resistencia a la corrosión (Mota, 2015), lo que sumado a una disminución en el costo del zirconio (Kulcinski, 1997) facilitó la utilización de este material.

A partir de aquí surgieron distintas aleaciones para el zirconio, como son Zircaloy-1 (Zr-1), Zircaloy-2 (Zr-2), Zircaloy-3 (Zr-3), Zircaloy-4 (Zr-4), ZIRLO y ZrNbO (M5), cada uno con distintas composiciones y propiedades.

La aleación Zircaloy-2 se utiliza mayoritariamente en las vainas de reactores BWR, mientras que el Zircaloy-4 lo es en los reactores PWR. Ambos pueden utilizarse además en reactores CANDU.

Otras de las principales aleaciones que se han investigado para la fabricación de vainas de combustible son de SiC, acero inoxidable austenítico y Kanthal. Además de una serie de revestimientos que se evalúan para ser aplicados sobre las actuales vainas de Zircaloy.

Respecto de las propiedades de las vainas, lo que se busca y se considera mejor para desarrollarlas es:

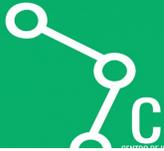
- Resistencia mecánica, que considera alta resistencia a la tracción y alta tensión de fluencia.
- Alta tenacidad a la fractura.
- Baja expansión térmica para minimizar la tensión debido a la interacción entre la vaina y el combustible.
- Alta conductividad térmica para aumentar la eficiencia energética del reactor.

El desempeño neutrónico de los distintos materiales afectará la decisión de su uso, principalmente debido a efectos en el enriquecimiento del combustible utilizado y/o a su impacto en el costo de la energía. En el estudio realizado por George (2015) se analizan distintos materiales para vainas en reactores PWR. La Tabla 3 muestra las densidades de los materiales, así como las secciones eficaces microscópicas de absorción de neutrones térmicos.

Material	Densidad (g/cm <sup>3</sup> )	Sección eficaz microscópica de absorción de neutrones térmicos (barns)
Zircaloy	6.56	0.20
Acero inoxidable 304SS	7.9	2.86
Acero inoxidable 310SS	8.03	3.21
Kanthal (FeCrAl)	7.1	2.43
SiC	2.58	0.086

Tabla 3. Densidades y secciones eficaces microscópicas de varios materiales para vaina.

Fuente: Adaptación de (George, 2015)



George (2015) señala que las penalidades a la reactividad en tres ciclos de 18 meses son mayores en los aceros inoxidable austeníticos (304SS y 310SS), seguidas por el Kanthal. En estos casos, el  $\Delta k$ -infinito es de -4,2%, -4,8% y -3,2% respectivamente. En cambio, el SiC mostro una variación positiva del  $\Delta k$ -infinito de 0,6%. Esto significa que para comparar el ciclo de vida de los distintos materiales se debe evaluar los espesores de las vainas y el enriquecimiento del combustible. Del análisis, concluye que el mayor castigo es en los aceros inoxidable austeníticos debido a la presencia de níquel en la aleación. Además, en el caso del Kanthal y el 310SS para el mismo ciclo de vida se requiere incrementar el enriquecimiento sobre el límite actualmente licenciado (5wt% 235U). El SiC debido a su relativamente baja absorción de neutrones podría incluso reducir el enriquecimiento en 0,1%.

#### 4 ANÁLISIS DE RENDIMIENTO TÉRMICO DE VAINAS DE COMBUSTIBLE

Para analizar el rendimiento térmico de las vainas de combustible se comparan los resultados de sus propiedades y comportamiento ante fallas de distintos materiales.

Uno de los factores importantes en el rendimiento de las vainas está asociado con las condiciones de operación del reactor. La Tabla 4 muestra las principales características de operación de un reactor PWR, junto a otros reactores de la denominada Generación IV, donde se aprecia que los reactores Gen IV tendrán solicitaciones mayores a las que se encuentran en los reactores PWR actuales, ya sea relativas a la temperatura, dosis máxima o presión.

Tipo de Reactor	Temp. ingreso refrig. (°C)	Temp. salida refrig. (°C)	Dosis (dpa) máxima	Presión (MPa)	Refrigerante
PWR	290	320	100	16	Agua
SCWR	290	500	15-67	25	Agua
VHTR	600	1000	1-10	7	Helio
SFR	370	550	200	0.1	Sodio
LFR	600	800	200	0.1	Plomo
GFR	450	850	200	7	Helio/SC CO <sub>2</sub>
MSR	700	1000	200	0.1	Sal fundida

Tabla 4: Condiciones de operación de reactor PWR y Generación IV. Fuente: (Allen, 2010)

##### 4.1 Resistencia a la corrosión

Una de las variables importantes en los reactores refrigerados o moderados por agua, corresponde a la calidad de ésta, ya que puede afectar directamente la resistencia a la corrosión de algunos metales. La calidad del agua es relevante tanto al interior del reactor como en las piscinas de almacenamiento de combustible gastado (Sindelar, 2013).

En el caso de vainas de Zircaloy o de acero inoxidable, se produce una corrosión general que se manifiesta por una película pasiva de óxido que va creciendo mientras se

encuentre en el reactor en operación. Para vainas de aluminio, además de presentarse corrosión general como películas de óxido (más gruesas que las del Zircaloy y acero inoxidable), se puede producir espalación, aparición de burbujas y corrosión intergranular (Sindelar, 2013).

Por lo anterior, se deben considerar los parámetros que caracterizan la calidad del agua, siendo los más relevantes el pH y la conductividad (Sindelar, 2013).

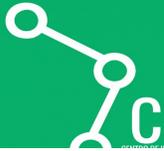
##### 4.2 Fallas

Las fallas de la vaina de combustible conllevan al incremento del riesgo de liberación de productos de fisión.

De acuerdo con Allen (2010) alrededor del 70% de las fallas en las vainas de combustible de reactores LWR se debe al desgaste inducido por vibración y a la penetración de materiales extraños, mientras que el 30% restante se debe a depósitos de CRUD (productos resultantes de la corrosión y el desgaste de estructuras que resultan activados bajo radiación. Tanarro, 2008), interacción vaina combustible, entre otros.

Las principales fallas que se detectan son:

- Desgaste por vibración, se produce entorno a la sujeción de la vaina con la grilla del elemento combustible, mayormente en reactores PWR, pudiendo originarse por la alta turbulencia del flujo de moderador/ refrigerante o por problemas en el diseño de los espaciadores de la grilla. Es la causa dominante en los casos de fuga en las vainas (IAEA, 2010) (IAEA, 2003)
- Penetración de elementos extraños, ocurre al interactuar la vaina con residuos metálicos que circulan con el refrigerante, pudiendo llegar a penetrar la pared de la vaina (IAEA, 2010).
- Depósito de CRUD: partículas dispersas en el refrigerante se depositan sobre la superficie de las vainas, generando desigualdades en esta e incrementando la resistencia hidráulica, lo que puede resultar en una redistribución del flujo de refrigerante. Es más frecuente que se depositen en vainas de combustible fresco, debido a la ausencia de la protección pasiva de la lámina de óxido en proceso de formación (IAEA, 2003).
- Interacción vaina-combustible (PCI), ocurre con mayor frecuencia en reactores de agua liviana y pesada, debido a la expansión térmica del combustible que disminuye el gap entre la vaina y el combustible, que junto a los productos de fisión liberados provocan un incremento en la concentración de tensiones pudiendo alcanzar niveles suficientes para fallar (Armijo, 2009) (Government of Canada, 2017). Consiste en una combinación sinérgica de interacciones mecánicas y químicas entre el pellet de combustible, yodo y algunos productos de fisión, y la vaina (Yagnik, 2004).
- Interacción mecánica vaina-combustible (PCMI), se produce por la expansión del pellet y de la vaina hasta ponerse en contacto, lo que produce tensiones y deformaciones locales que pueden causar la falla de la vaina. Esta falla no considera interacciones químicas (Soba, 2012).



### 4.3 Mecanismos de falla

Los mecanismos de falla corresponden a los procesos físicos, químicos, eléctricos, térmicos u otros procesos o una combinación de los mismos que llevan a la falla (Tam, 2009).

La mayoría de los mecanismos de falla se deben a condiciones de operación en combinación con el diseño, los materiales y la fabricación (Herrera, 2015). Para componentes metálicos, los mecanismos de falla se categorizan en: corrosión, agrietamiento, deformación, fragilización, fatiga, fractura, fricción y desgaste (ExproSoft, 2013). Para las vainas de combustible se consideran también: la interacción vaina pellet (PCI), los hidruros, depósito de CRUD y la erosión por residuos (debris fretting) o por grilla-vaina (grid-to-rod fretting).

#### 4.3.1 Creep

El creep corresponde a la deformación que se produce al exponer el material a altas temperaturas, bajo la acción de una carga constante usualmente inferior a la tensión de fluencia. Esta deformación se intensifica con temperaturas sobre  $0,4 T_M$ . (Callister, 2014) (Teodoro, 2007). La deformación irreversible puede continuar por días o meses, pasando por la fase primaria (se desacelera hasta ser casi constante), secundaria (estado estacionario) y terciaria (se vuelve a acelerar), esta última poco antes de la falla (Orlander, 1976).

En reactores nucleares, los materiales pueden presentar pequeñas deformaciones con temperaturas entre  $0,3 T_M$  y  $0,5 T_M$  (Teodoro, 2007).

Según Teodoro (2007), el creep en Zircaloy se intensifica a temperaturas superiores a  $1100^\circ\text{C}$ , incluso con tensiones bajas ( $1 \text{ N/mm}^2 = 1 \text{ MPa}$ ), verificándose una deformación de alrededor de 20% a  $1150^\circ\text{C}$  por 100 minutos.

Si bien existen varios análisis y fórmulas para modelar el creep en el Zircaloy, la principal dificultad que encuentran los modelos se da cuando se tiene el dominio bifásico ( $\alpha + \beta$ ), donde las correlaciones y reglas de mezcla de fases no son apropiadas (Manngård, 2013).

Para los aluminios, no se ha encontrado información respecto del creep. Esto puede explicarse en que la temperatura de operación de los reactores experimentales es inferior a los  $0,3 T_M$ , por lo que las vainas de este material no se verían expuestas a esta deformación.

En el caso de aleaciones Kanthal, la resistencia al creep disminuye rápidamente a temperaturas sobre los  $500^\circ\text{C}$ , por ello se ha optado a utilizarlo como envainado para combustible en reactores refrigerados por plomo, dado que operan a temperaturas inferiores a los  $500^\circ\text{C}$ . (Pino, 2015) Algo similar ocurre con las aleaciones de magnesio, Magnox, que también presentan creep a temperaturas similares a las del Kanthal (Azevedo, 2011).

El acero inoxidable, específicamente el AISI 348, ha sido probado en reactores PWR de cuyos resultados se obtiene que el creep bajo irradiación es 7 veces menor que el del Zircaloy (Pino, 2015). Según Azevedo (2011) los aceros inoxidables austenítico tienen buena resistencia al creep a altas temperaturas, lo que no ocurre con los aceros ferrítico-martensíticos.

Las vainas de SiC, en cambio, tienen la ventaja de no desarrollar creep hasta temperaturas de  $1300^\circ\text{C}$  (Pino, 2015).

Las aleaciones en base a níquel (Inconel 690, 625 y 718) y las aleaciones refractarias (Niobio, Molibdeno, Tantalio o Tungsteno, principalmente) también presentan buena resistencia al creep a altas temperaturas (Azevedo, 2011).

#### 4.3.2 Fractura por corrosión bajo tensión

En general, la ocurrencia de este mecanismo se debe a la existencia simultánea de tres condiciones: ambiente agresivo en el que se encuentra el material, presencia de tensión por un tiempo y a un nivel suficientes, y susceptibilidad del material a fractura por corrosión bajo tensión (SCC). Puede ser intergranular (IGSCC) o trans-granular (TGSCC) (IAEA, 2010) (Cattant, 2008).

En el caso de la falla por PCI, la dilatación del combustible proporciona la tensión, mientras que los productos de fisión de yodo generan el ambiente agresivo, lo que sumado a la susceptibilidad del material de la vaina desencadenan el inicio del agrietamiento, que al continuar provocará la falla de la vaina de combustible (IAEA, 2010).

De acuerdo con lo señalado por IAEA (2000), para el Zircaloy se ha detectado una fuerte dependencia a la textura, donde el principal modo de propagación de grieta ocurre a lo largo de los planos basales de la estructura HCP del Zircaloy. Así, en materiales con planos basales perpendiculares a la tensión aplicada, la propagación de las grietas será más fácil.

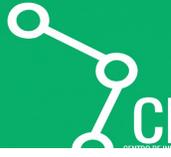
Los primeros reportes de grietas intergranulares en reactores BWR ocurrieron para vainas de acero inoxidable austenítico (material utilizado para vainas de reactores BWR y PWR entre 1960 y 1975), principalmente debido a las altas condiciones de oxidantes del agua en el reactor (relativo al pobre control químico), endurecimiento por radiación y diseño del pellet de combustible. El mismo material, tuvo mejor comportamiento en reactores PWR. Estudios recientes en aceros inoxidables han mostrado las mejoras en la tecnología y la calidad de estos aceros, reduciendo significativamente su susceptibilidad a corrosión bajo tensión (Terrani, 2014).

Las aleaciones Cr-Ni, como Inconel, han probado ser más susceptibles a SCC, al ser utilizadas para los tubos de los generadores de vapor y/o boquillas del presurizador, especialmente cuando son bajas en cromo (Cattant, 2008).

#### 4.3.3 Fractura por corrosión bajo tensión asistida por irradiación

La fractura por corrosión bajo tensión asistida por irradiación (IASCC) se clasifica en dos categorías: a) química del agua, que incluye radiólisis y su efecto en la corrosión, b) microestructura, que considera segregación inducida por radiación, microestructura irradiada, hinchazón (swelling) y creep, generación de H y He (Zinkle, 2013). Se refiere a la corrosión intergranular bajo tensión que se acelera al estar bajo la acción de irradiación en reactores de agua liviana (Wang, 2013), a causa de la acción oxidante de la radiólisis.

En la bibliografía consultada se observa que este mecanismo está presente principalmente en distintos componentes del reactor que son fabricados con diferentes



aleaciones de acero inoxidable, especialmente en reactores BWR.

**4.3.4 Corrosión General**

En el caso de vainas de Zircaloy, la corrosión general se produce al oxidarse el zirconio que toma el oxígeno del agua del reactor, formando una capa de óxido que puede engrosarse dependiendo de la tasa de oxidación, que puede desprenderse dejando la vaina con menor espesor (Cattant, 2008).

En reactores de agua liviana, la química del agua y los elementos que se van añadiendo al refrigerante debido a la corrosión en las tuberías del circuito primario de refrigeración van a su vez corroyendo las vainas. En el caso de los reactores BWR, se aprecia corrosión nodular que corresponde a la formación de manchas blancas de ZrO<sub>2</sub> debido al ingreso de agua a través de grietas en la película de óxido. Para reactores PWR la corrosión se manifiesta por la presencia de CRUD, del tipo espinela, que se deposita sobre la capa de corrosión uniforme (Orlander, 2009).

Otra forma de corrosión se debe a la absorción del hidrógeno al formar hidruros de zirconio que precipitan como plaquetas, haciendo que el material de la vaina pierda su ductilidad, fragilizándose (Orlander, 2009).

El estudio de Terrani (2016) señala que al exponer aleaciones de Kanthal en agua con la química de los LWR se observa que la corrosión general produce una pérdida de masa cuando el agua es similar al PWR y una ganancia de masa para el caso de los BWR, en ambos casos esta ganancia o pérdida no es muy significativa y es mayor en cuando el contenido de cromo de la aleación es menor. Además, en el estudio se observó que el comportamiento del Kanthal es similar al del acero inoxidable que se utiliza hace años en otros componentes del reactor. Cabe señalar que, el estudio no considera el efecto de la radiación.

**4.3.5 Fatiga**

Corresponde a la falla del material luego de ser sometido a cargas cíclicas. En el caso de las vainas de combustible es difícil de diferenciar de otros mecanismos como el creep, cuando la frecuencia de vibración es baja (0,1 Hz) (Kim, 2007).

El límite a la fatiga para las vainas es considerado para determinar la cantidad de ciclos de cambios de potencia a las que puede someterse de manera segura (IAEA, 2014).

**5 ANÁLISIS DE RENDIMIENTO**

Para analizar el rendimiento de las vainas, se realiza una comparación de la temperatura al centro del combustible (T<sub>m</sub>) al interior de la vaina, cercano a la zona de mayor flujo teórico axial, en estado estacionario, para distintos materiales, la que luego se compara con la temperatura de fusión del combustible. La temperatura más alta de cada posición puede ser levemente diferente y ubicarse en una posición axial diferente.

En la determinación de la T<sub>m</sub> se utiliza la técnica de las resistencias, que consiste en calcular las distintas temperaturas de la vaina, desde la temperatura del refrigerante/moderador (T<sub>b</sub>) pasando por la vaina (c), el gap (g) y el combustible.

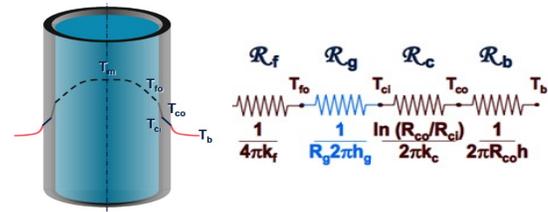


Figura 5. Distribución de temperatura vaina-combustible Fuente: Adaptación (Vergara, 2016)

De esta manera, se tienen las siguientes ecuaciones para cada una de las temperaturas:

$$T_{co} = T_b + \frac{q'}{2\pi R_{co} h_b}$$

$$T_{ci} = T_{co} + \frac{q'}{2\pi k_c} \cdot \ln \frac{R_{co}}{R_{ci}}$$

$$T_m = T_{fo} + \frac{q'}{4\pi k_f}$$

$$T_{fo} = T_{ci} + \frac{q'}{R_g 2\pi h_g}$$

Así, T<sub>m</sub> = T<sub>b</sub> + ∑ Ri,

**5.1 Evaluación del rendimiento térmico en estado estacionario**

Se calculará la T<sub>m</sub> para distintos materiales en un reactor PWR, asumiendo las siguientes condiciones (IAEA, 2013):

- Combustible: Pellet de UO<sub>2</sub>
- Diámetro exterior vaina de combustible: 9,5 mm
- Temperatura entrada refrigerante: 292°C
- Temperatura salida refrigerante: 325°C

Los materiales que se evalúan son Zircaloy-4, Kanthal, Acero Inoxidable austenítico y Carburo de Silicio (SiC).

Se utilizan los siguientes supuestos:

- Modelo de Westinghouse para la conductividad del combustible [W/(cm°C)]  
k<sub>f</sub> = 1/(11,84+0,0238·T)+8,775· [10] <sup>-(13)·T<sup>3</sup></sup>
- Modelo de Biancharia para la corrección de porosidad del combustible  
k<sub>f</sub> = ((1-P))/(1+(0,5)·P) k<sub>TD</sub>, donde P es la porosidad, definida como P=1-ρ/ρ<sub>TD</sub>
- Coeficiente de expansión térmica del combustible:  
α<sub>f</sub> = 10,1·10<sup>-6</sup>·K.
- Modelo de expansión térmica: dh = dc (1 + α<sub>f</sub>·(T<sub>i</sub> - T<sub>o</sub>)).
- Factor omega = 2,32·π/2, para estimar el canal más caliente.

Se analizan 2 casos con el mismo diámetro exterior, uno con espesor constante y otro con espesor definido de acuerdo con el material, basado en la información bibliográfica disponible. Se aplica modelo de expansión térmica al pellet de combustible.

De la base de datos ARIS (IAEA, 2013), junto a Kromar (2000) y NEI (2000), se obtienen las características del reactor APR1400, actualmente en construcción, que se utilizan como base para el análisis. Asimismo, las temperaturas de operación de la vaina y el combustible se obtienen de Gomes (2017). Las características de operación son:



Potencia eléctrica (MWe)	1.400	Temp. entrada refrigerante (°C)	290,6
Cantidad de vainas	41.211	Temp. salida refrigerante (°C)	323,9
Arreglo EC	16x16	Temp. máxima vaina (°C)	396
Longitud activa vaina (m)	3,81	Temp. máxima combustible (°C)	1.258

Tabla 5. Características de Operación.

Fuente: Elaboración propia. Con base en: (Kromar, 2000), (NEI, 2000) y (Gomes, 2017)

### 5.1.1 Caso 1 – Dimensiones de vaina constantes e iguales

Para este caso, se utilizan las siguientes dimensiones para la vaina:

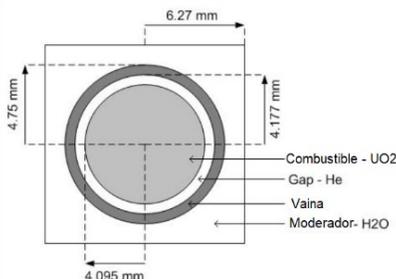


Figura 6. Dimensiones de vaina de combustible – caso Vaina de dimensiones iguales y constantes. Adaptación de (Pramuditya, 2009)

Con lo anterior, los parámetros para determinar la  $T_m$  en distintos materiales son:

Dimensión de:	Zr-4	Kanthal	SiC	SS
Diámetro ext. vaina (mm)	9,5	9,5	9,5	9,5
Espesor vaina (mm)	0,57	0,57	0,57	0,57
Gap vaina-pellet dilatado ( $\mu\text{m}$ )	34,09	34,09	34,09	34,09
Diámetro pellet (mm)	8,19	8,19	8,19	8,19
Diámetro pellet expandido (mm)	8,29	8,29	8,29	8,29
Conductividad térmica (W/mK)	21,5	20	120	16,3

Tabla 6. Parámetros vainas de combustible – caso dimensiones de vaina constantes e iguales. Fuente: Elaboración propia

Para determinar  $T_m$ , se aplica la técnica de las resistencias. Se considera, en este caso, la temperatura del refrigerante a un 75% de la altura de la vaina, extrapolando linealmente entre la temperatura de entrada y salida del refrigerante. Los resultados obtenidos al aplicar la técnica de las resistencias son:

Temperatura	Zr-4	Kanthal	SiC	SS
$T_b$	592,40	592,40	592,40	592,40
$T_{co}$	623,45	623,27	623,27	623,27
$T_{ci}$	654,58	656,54	628,81	664,09
$T_{fo}$	859,14	859,91	713,14	867,46
$T_m$	2.087,00	2.080,63	1.933,86	2.088,18

Tabla 7. Temperaturas en K con técnica resistencias – caso dimensiones de vaina constantes e iguales. Fuente: Elaboración propia

En este caso, la  $T_m$  obtenida con la técnica de las resistencias es superior a la  $T_m$  indicada por Gomes (2017). Las variaciones, dependiendo del material van desde un 53,7% hasta un 66% sobre la  $T_m$  de la bibliografía.

### 5.1.2 Caso 2 – Diámetro exterior vaina igual y constante, espesor vaina según material

En este caso, se varía el espesor de la vaina en función del material, lo que al mismo tiempo cambia el radio interior de la misma. La determinación de la  $T_m$  se realiza de la misma forma que en 5.1.1.

De acuerdo con la bibliografía, los espesores de vaina recomendados para reactores PWR, según el material son:

- Kanthal = 0,45 mm (Kim, 2017)
- SiC = 0,62 mm (Yunker, 2015)
- SS = 0,635 mm (Abe, 2014)

En la Figura 7 se aprecia que las dimensiones iniciales son las mismas que en el caso 1, con excepción del radio interior de la vaina ( $r_{ci}$ ).

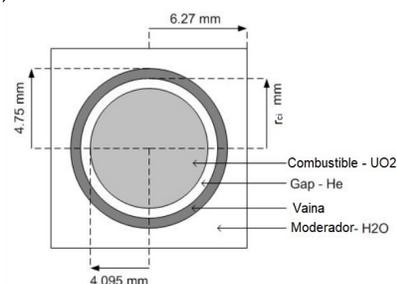


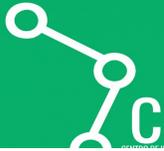
Figura 7. Dimensiones de vaina de combustible – caso diámetro exterior constante, espesor según material. Adaptación de (Pramuditya, 2009)

Los parámetros para determinar la  $T_m$  para los distintos materiales son:

Dimensión de:	Zr-4	Kanthal	SiC	SS
Diámetro ext. vaina (mm)	9,5	9,5	9,5	9,5
Espesor vaina (mm)	0,57	0,45	0,62	0,635
Gap vaina-pellet dilatado ( $\mu\text{m}$ )	34,09	154,09	-15,91	-30,91
Diámetro pellet (mm)	8,19	8,19	8,19	8,19
Diámetro pellet expandido (mm)	8,29	8,29	8,29	8,29
Conductividad térmica (W/mK)	21,5	20	120	16,3

Tabla 8 Parámetros vainas de combustible – caso dimensiones de vaina constantes e iguales. Fuente: Elaboración propia

Se observa que, para los parámetros de operación seleccionados, las vainas de carburo de silicio (SiC) y de acero inoxidable (SS) requerirán modificar algunas condiciones para que sean factibles de utilizar, ya sea el diámetro del pellet de combustible, incrementar el diámetro de la vaina, disminuir la temperatura máxima de operación del combustible y/o evaluar un combustible con menor coeficiente de expansión térmica. Para analizar el SiC y SS, se considera un pellet mecanizado,



que permita mantener un gap entre la vaina y el combustible, igual a 8,125 mm para ambos materiales, de modo de poder compararlos.

Con estas consideraciones y aplicando la técnica de resistencias, descrita precedentemente, se obtienen los siguientes resultados:

Temperatura	Zr-4	Kanthal	SiC (**)	SS (**)
T <sub>b</sub>	592,40	592,40	592,40	592,40
T <sub>co</sub>	623,45	621,89	622,13	622,13
T <sub>ci</sub>	654,58	647,04	627,98	666,27
T <sub>fo</sub>	859,14	1.111,76	750,03	788,77
T <sub>m</sub>	2.087,00	2.287,50	1.925,77	1.964,52

Tabla 9. Temperaturas en K con técnica resistencias – caso diámetro exterior de vaina constantes e iguales, espesor según material. Fuente: Elaboración propia

En este caso, la T<sub>m</sub> obtenida con la técnica de las resistencias es superior a la T<sub>m</sub> indicada por Gomes (2017). Las variaciones dependiendo del material van desde un 53,1% hasta un 81,8% sobre la T<sub>m</sub> de la bibliografía.

## 5.2 Margen de temperatura de fusión

La temperatura de fusión del UO<sub>2</sub> es de 2.865 °C, por lo que el margen que se aprecia entre T<sub>m</sub> y esta temperatura para los resultados de 5.1 se observan en la Tabla 10 y Tabla 11.

	Zr-4	Kanthal	SiC	SS
T <sub>m</sub>	2.087,00	2.080,63	1.933,86	2.088,18
Margen a T <sub>f</sub>	1.051,15	1.057,52	1.204,29	1.049,97
% de T <sub>f</sub>	66,5%	66,3%	61,6%	66,5%

Tabla 10. Margen a temperatura de fusión del combustible Caso 1 – Vaina de dimensiones constantes e iguales. Fuente: Elaboración propia

	Zr-4	Kanthal	SiC (**)	SS (**)
T <sub>m</sub>	2.087,00	2.287,50	1.925,77	1.964,52
Margen a T <sub>f</sub>	1.051,15	850,65	1.212,38	1.173,63
% de T <sub>f</sub>	66,5%	72,9%	61,4%	62,6%

Tabla 11. Margen a temperatura de fusión del combustible Caso 2 - diámetro exterior de vaina constantes e iguales, espesor según material. Fuente: Elaboración propia

De la comparación con la temperatura de fusión, se aprecia que en todos los casos la relación entre T<sub>m</sub> y T<sub>f</sub> varía entre un 60% y un 73% de la T<sub>f</sub>.

Si se utilizará uranio metálico como combustible para el análisis de rendimiento térmico, los resultados serían considerablemente distintos, dado que su conductividad térmica es de 25,1 W/m<sup>2</sup>K (Glasstone, 1968), un orden de magnitud mayor que el UO<sub>2</sub>. Así, al determinar la T<sub>m</sub> se observa que ésta es más baja que la indica en la bibliografía, entre un 22,8% y un 35,1% inferior. En el caso de la temperatura de fusión (Umet = 1.405 °K), los márgenes son similares, variando entre un 58% y un 70% para el caso 1 (dimensiones de la vaina constantes e iguales) y entre un 60% y un 86% para el caso 2 (diámetro

exterior de la vaina constantes e iguales, espesor según material).

## 6 DISCUSIÓN

Luego del accidente de la central nuclear de Fukushima – Daiichi, las investigaciones para mejorar el desempeño de las vainas de combustible tomaron fuerza y el desarrollo de pruebas con distintos materiales se ha intensificado.

Las vainas de combustible de aleaciones de zirconio se han desempeñado bien por casi 60 años. Sin embargo, el último accidente severo, los riesgos asociados a accidentes por pérdida de refrigerante, la investigación y desarrollo de nuevos reactores, llevan a requerimientos más exigentes como vainas con mayor tolerancia a accidentes severos (Rebak, 2015).

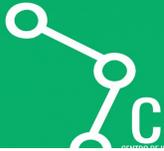
Algunas investigaciones buscan mejorar el desempeño de las vainas de Zircaloy, ya sea mediante la aplicación de un revestimiento o cambiando la composición de la aleación. Mientras que otras se encuentran en la búsqueda de “nuevos” materiales para las vainas.

En la actualidad, las investigaciones relacionadas con el Zircaloy tienen como principal finalidad optimizar las aleaciones existentes y la utilización de nuevas aleaciones. Entre las aleaciones nuevas se tiene ZIRLO, E110, E110M, E635M, NDA, J1, QA1, HANA-3 M5, MDA y X5A para los PWR (algunas ya en uso comercial) (Duan, 2017).

Adicionalmente, las técnicas de revestimiento para vainas de Zircaloy buscan abordar la corrosión en el exterior de ellas (lado del agua), siendo los principales candidatos los compuestos de Cr, Fe, Al (metálicos) y con C o N (cerámicos), como son: TiN y CrN. La aplicación de estos revestimientos puede hacerse a través de distintos métodos y se considera una de las formas prometedoras de extender el quemado y mejorar la seguridad a corto plazo. Los datos de las pruebas aún son escasos (Duan, 2017).

Los estudios de corrosión realizados para aceros inoxidable austeníticos indican que su oxidación bajo irradiación en estado estable en un PWR es prácticamente insignificante, para valores de quemado hasta 55 MWd/kgU. Lo anterior, es gracias a los avances que ha tenido la ciencia para producir aceros más fuertes y resistentes a la oxidación. Sin embargo, es necesario evaluarlo en condiciones de LOCA y RIA, junto a su comportamiento mecánico y degradación bajo irradiación (de Souza Gomes, 2016).

En el caso de aceros especiales, como el Kanthal, los resultados de las investigaciones señalan que este material posee mayor tolerancia a accidentes, cinética mejorada con vapor, una tasa más lenta de generación de hidrógeno, que experimenta tensiones razonables en condiciones de funcionamiento normal y durante PCMI (Gamble, 2017). Además, estos aceros ferríticos avanzados son altamente resistentes a SCC en agua a alta temperatura, sufren bajas tasas de corrosión en agua a temperatura de operación estable. Sin embargo, dado que pueden liberar más tritio en el refrigerante, se están llevando a cabo estudios para minimizarla. Otros estudios en desarrollo para el Kanthal se refieren a la evaluación de la neutronics, la viabilidad de



fabricación de tubos o su utilización como revestimiento y el impacto que éste tiene en el costo de la electricidad (Rebak, 2015).

El carburo de silicio (SiC) es uno de los materiales fuertemente estudiados para mejorar las propiedades mecánicas, que al ser cerámico presenta una falla frágil cuando se somete a un golpe mecánico repentino. Para esto se desarrollaron compuestos estructurales de SiC reforzados con fibra SiC (SiCf / SiCm), los que se utilizan como revestimiento para el SiC monolítico, combinando así las propiedades estructurales del SiCf / SiCm con las de impermeabilidad del SiC. Lo anterior representa una reducción en la conductividad térmica y la economía neutrónica, debido a la complejidad de la estructura y al mayor espesor de pared. Adicionalmente, un envainado de triple capa en base a SiC para PWR está siendo desarrollado por el Massachusetts Institute of Technology (MIT) que considera añadir a la vaina descrita una capa externa de SiC suficientemente densa para protegerla de la corrosión (Duan, 2017).

Sin embargo, es necesario continuar investigando acerca de diferentes aspectos técnicos, como la fabricación de tubos de pared delgada, corrosión en operación normal de PWR, ocurrencia o limitación por PCMI, entre otros (Duan, 2017) (Younker, 2016).

El molibdeno es otro material que está siendo evaluado para su uso como vaina de combustible. Los estudios de vainas de molibdeno con revestimiento han demostrado buenos resultados frente a la corrosión y excelentes propiedades de oxidación a 1000 °C. Además, posee adecuada resistencia mecánica y ductilidad, junto a mejor resistencia a PCMI (Cheng, 2016). Los revestimientos considerados para el molibdeno son aleaciones de zirconio o de Kanthal, las que se podrían aplicar mediante CA-PVD para formar una unión metalúrgica con el molibdeno que garantice la integridad del recubrimiento. Sin embargo, la fabricación de tubos delgados de molibdeno, junto al proceso de aplicación del recubrimiento deben continuar su investigación, ya que afectarán directamente el costo de producción de estas vainas (Cheng, 2016).

Otras investigaciones plantean la utilización de nanotubos de carbono como revestimiento de las vainas. Sin embargo, esta aplicación ha demostrado efectividad para el aluminio, lo que lo limita a reactores de temperatura más baja (Chandler, 2016).

Se debe tener en cuenta que el desempeño neutrónico de los materiales a utilizar para las vainas de combustible ya sea como reemplazo del Zircaloy o como revestimiento, impactará directamente en el costo de los elementos combustibles, ya sea por mayor requerimiento de enriquecimiento del 235U o por variaciones necesarias a la geometría de la vaina (espesor).

## 7 CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

La generación de electricidad mediante energía nuclear sigue siendo relevante a nivel mundial, lo que se aprecia en la cantidad de reactores que se encuentran actualmente en construcción.

Si bien, hasta ahora el Zircaloy ha sido el material preferido para las vainas de combustible, especialmente por contar con la

combinación de propiedades mecánicas, térmicas y de absorción de neutrones más favorable, las nuevas generaciones de reactores nucleares requerirán de mayor resistencia a altas temperaturas, corrosión, quemado de combustible, combustibles tolerantes a accidentes, entre otros.

Estos mayores requerimientos, junto con la necesidad de mejorar la tolerancia a accidentes severos, han llevado a un sinnúmero de investigaciones de nuevos materiales para vainas o de recubrimientos para las actuales vainas de Zircaloy.

Entre los posibles materiales para vainas se destacan aleaciones metálicas como el Kanthal y aceros inoxidable, en los que se han mejorado las propiedades mecánicas, térmicas y la resistencia a la corrosión, junto a cerámicos como el carburo de silicio.

Los principales beneficios de los nuevos materiales se concentran, entre otros, en mejorar la resistencia a la corrosión y a evitar la interacción mecánica entre el pellet de combustible y la vaina, debido a la expansión térmica de ambos.

Si bien el SiC presenta las mejores respuestas a la corrosión y al creep, mejor conductividad térmica y resistencia a alta temperatura, no resulta ser mejor que el Zircaloy para propiedades mecánicas y especialmente complejo en su fabricación.

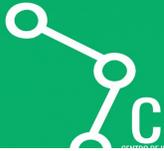
Por otra parte, el Kanthal posee mejores propiedades mecánicas que el Zircaloy, pero su coeficiente de expansión térmica es más del doble y su resistencia al creep es menor.

En los aceros inoxidables el coeficiente de expansión térmica es 3 veces la del Zircaloy, sus propiedades térmicas y resistencia al creep son menos favorables.

Las distintas recomendaciones de la bibliografía consultada respecto de las dimensiones de las vainas suponen potenciales cambios de diseño, relación combustible/moderador, cantidad de vainas, entre otros. A lo anterior, se suma la investigación que se realiza sobre los combustibles, que finalmente dará como resultado una combinación vaina/combustible con mayor tolerancia a accidentes severos y que permita avanzar hacia la utilización de nuevos reactores de forma comercial.

Hasta ahora no se ha logrado definir un material que sea capaz de reemplazar al Zircaloy y cuya fabricación no represente un incremento en los costos de generación de electricidad. Luego, se debe continuar con las investigaciones, la realización de distintas pruebas, construcción de prototipos y otros que permitan determinar el o los materiales con los que las siguientes generaciones de reactores operarán, cumpliendo con los requerimientos de mayor tolerancia a accidentes severos.

El análisis de vainas de combustible resistentes a accidentes severos realizado va cubriendo cada uno de los objetivos planteados. El estudio se basa en reactores del tipo LWR o HWR. Se revisa y analiza el desempeño de vainas de distintos materiales, usados en la actualidad y en investigación. Para encausar el análisis se identificaron distintos tipos de accidentes en varios tipos de reactores. A continuación, se revisa las propiedades más relevantes de los distintos materiales usados o propuestos para ser las vainas de combustible y se evalúa su desempeño térmico. Luego, se revisa el estado del arte de elementos combustibles modernos,



que consideran modificaciones no solo al material de la vaina, sino también incorporan conceptos de revestimientos.

De lo anterior, surgen algunas recomendaciones para continuar las investigaciones:

Analizar distintos combustibles que permitan incrementar la tolerancia a accidentes severos, especialmente aquellos que poseen mayor conductividad térmica que disminuyen las posibilidades de cambio de fase.

Revisar la fabricabilidad de las vainas de combustible para distintos materiales y su impacto en el costo de los elementos combustibles.

Realizar análisis económico de las distintas alternativas de vainas de combustible, considerando los distintos materiales y el combustible que se recomienda para ese material.

Analizar el empleo de refrigerantes no acuosos como reemplazo del agua, de modo de evitar la liberación de hidrógeno como producto de la oxidación del Zircaloy en caso de un accidente severo por LOCA.

Finalmente, la continuidad de operación de la industria nuclear seguirá supeditada a la utilización de Zircaloy en sus reactores, mientras las investigaciones y los resultados no indiquen que será mejor usar un material distinto.

## 8 REFERENCIAS

- Abe, A. G. (30 de junio de 2014). Revisiting Stainless Steel as PWR Fuel Rod Cladding after Fukushima Daiichi Accident. *Journal of Energy and Power Engineering* (8), 973-980.
- Allen, T. B. (diciembre de 2010). Materials challenges for nuclear systems. *Materials today*, 13, 14-23.
- Armijo, J. A. (21 de junio de 2009). Pellet Cladding Interaction Fuel Failures during Anticipated Operational Occurrences in Boiling Water Reactors.
- Azevedo, C. (8 de junio de 2011). Selection of fuel cladding material for nuclear fission reactors. *Engineering Failure Analysis*, 1943-1962.
- Callister, W. R. (2014). *Materials Science and Engineering: an Introduction* (9a Edición ed.). Wiley.
- Cattant, F. C. (octubre de 2008). Corrosion issues in nuclear industry today. *Materials today*, 11(10), 32-37.
- Chandler, D. (2 de marzo de 2016). Aluminum used in nuclear reactors and other harsh environments may last longer with new treatment.
- Cheng, B. C.-J. (1 de febrero de 2016). Evaluations of Mo-alloy for light water reactor fuel cladding to enhance accident tolerance. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, 2, 5.
- Cheng, B., Kim, Y.-J., & Chou, P. (febrero de 2016). Improving Accident Tolerance of Nuclear Fuel with Coated Mo-alloy Cladding. *Nuclear Engineering and Technology*, 48, 16-25.
- de Souza Gomes, D. A. (2016). Evaluation of corrosion on the fuel performance of stainless steel cladding. *EPJN Nuclear Science and Technology*, 2, 40.
- DoITPoMS. (2014-2015). *Materials for Nuclear Power Generation*.
- Duan, Z. Y. (mayo de 2017). Current status of materials development of nuclear fuel cladding tubes for light water reactors. *Nuclear Engineering and Design*, 316, 131-150.
- Energía Nuclear. (2017). *Energía Nuclear*.
- ENUSA. (20 de enero de 2013). Claves del futuro de la energía en España.
- ExproSoft. (27 de junio de 2013). Failure mechanisms.
- FACET. (octubre de 2016). Apuntes de Centrales Nucleares-1\_V2.
- Fernández, M. (2 de mayo de 2011). ¿Qué pasa en Fukushima (Parte 7)? Explosiones de Hidrógeno.
- Gamble, K. B. (30 de abril de 2017). An investigation of FeCrAl cladding behavior under normal operating and loss of coolant conditions. *Journal of Nuclear Materials* (491), 55-66.
- George, N. M. (2015). Neutronic analysis of candidate accident-tolerant cladding concepts in pressurized water reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 75, 703-712.
- Glasstone, S. S. (1968). *Ingeniería de Reactores Nucleares*. (M. Carreira, Trad.) Madrid, España: Reverté.
- Goicolea, J. M. (marzo/abril de 1992). Análisis de Accidentes Severos en contenciones nucleares. *Informes de la Construcción*, 43(418), 79-95.
- Gomes, D. M. (22-27 de octubre de 2017). Improving performance with Accident Tolerant-Fuels.
- Government of Canada. (04 de agosto de 2017). *Terminium Plus*.
- Gulfam, H. S. (28 de diciembre de 2016). Fuel cladding materials - Aluminum alloys.
- Hassan, Y. C. (2010). *Nuclear Energy Materials and Reactors* (Vol. II). Oxford, Oxford, Reino Unido: EOLS Publishers Co. Ltd.
- Herrera, R. (14 de mayo de 2015). Falla de Materiales.
- Hirschberg, S. S. (noviembre de 1998). *Severe Accidents in the Energy Sector*.
- Hong, J. G. (17 de abril de 2017). #2: Nuclear Accidents.
- IAEA. (noviembre de 2000). Iodine induced stress corrosion cracking of Zircaloy fuel cladding materials. doi: IAEA-TECDOC-1185
- IAEA. (marzo de 2003). Fuel failure in water reactors: Causes and Mitigation.
- IAEA. (2007). *Safety Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection*.
- IAEA. (14 de octubre de 2010). INES - Escala Internacional de Sucesos Nucleares y Radiológicos.
- IAEA. (junio de 2010). Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors.
- IAEA. (2013). ARIS.
- IAEA. (13-16 de octubre de 2014). Accident Tolerant Fuel Concepts for Light Water Reactors.
- IAEA. (12 de noviembre de 2017). PRIS.
- Kim, H. K. (23 de mayo de 2017). On the Minimum Thickness of FeCrAl Cladding for Accident-Tolerant Fuel. *Nuclear Technology* (198), 342-346.
- Kim, J. H. (2007). Deformation Behavior of Zircaloy-4 Cladding under Cyclic Pressurization. *Journal of nuclear science and technology*, 44(10), 1275-1280.
- Kromar, M. (11-14 de septiembre de 2000). Symmetrization of the 16x16 fuel assembly for the nuclear core calculation.
- Kulcinski, G. (1997). *Course Webpages - NEEP423 Nuclear Engineering Materials - Fall 1997*.



- Linde S.A. (2016). Consejo de Seguridad 13 – Manipulación de Hidrógeno.
- Mangård, T. M. (julio de 2013). Modelling of nuclear fuel cladding under loss-of-coolant accident conditions.
- Martín, M. (2009). Integridad estructural de vainas de combustible nuclear en condiciones de almacenamiento temporal en seco. Tesis Doctoral, Universidad Politécnica de Madrid E.T.S.I. Caminos, Canales y Puertos, Ciencia de Materiales, Madrid.
- Ministerio de Energía. (diciembre de 2016). Encuesta Nacional de Energía 2016 - Resultados principales.
- Mota, A. C. (22 de abril de 2015). Corrosion of Zirconium Alloys Used for Nuclear Fuel Cladding.
- NCBJ. (15 de mayo de 2013). Elektrownia jądrowa Fukushima Daiichi (Fukushima I).
- NEI. (1 de enero de 2000). Table 2. PWR fuel assembly designs in South Korea.
- Pino, E. A. (octubre de 2015). The quest for safe and reliable fuel cladding materials.
- Pramuditya, S. (14 de abril de 2009). Standard PWR nuclear fuel assembly (17×17) technical specification. /
- Rebak, R. (diciembre de 2015). Alloy Selection for Accident Tolerant Fuel Cladding in Commercial Light Water Reactors. Metallurgical and Materials Transactions E, 2(4), 197-207.
- Servera, S. F. (1 de enero de 2008). Curso General de Formación de Actuantes en Emergencias Nucleares - Módulo 6: Evaluación de Accidentes.
- Simon, S. (13 de mayo de 2014). Nuclear Reactor Accidents: Where? When? Why?
- Sindelar, R. L. (2013). Water Quality and Corrosion: Considerations for Nuclear Reactor Systems. Journal of the South Carolina Academy of Science, 9.
- Soba, A. D. (2012). Dionisio 2.0: Nueva versión del código de simulación del comportamiento de una barra combustible de potencia bajo irradiación.
- Tam, A. G. (2009). Clarification of Failure Terminology by Examining a Generic Failure Development Process. International Journal of Engineering Business Management, 1(1), 33-36.
- Tanarro, A. T. (2008). Diccionario inglés-español sobre Tecnología Nuclear (2da Edición ed.). Madrid: Foro de la Industria Nuclear Española.
- Teodoro, C. A. (2007). Comparison of the mechanical properties and corrosion resistance of zirconium and other zirconium alloys.
- Terrani, K. P. (octubre de 2016). Uniform corrosion of FeCrAl alloys in LWR coolant environments. Journal of Nuclear Materials, 479, 36-47.
- Terrani, K. S. (mayo de 2014). Advanced oxidation-resistant iron-based alloys for LWR fuel cladding. Journal of Nuclear Materials, 448, 420-435.
- Vergara, J. (noviembre de 2016). Apuntes de clase Sistemas Nucleares Avanzados. Santiago, Chile.
- Vergara, J. (marzo de 2016). Apuntes de Clases Ciclo de Combustible Nuclear. Santiago, Chile.
- Wang, M. (junio de 2013). Irradiated Assisted Corrosion of Stainless Steel in Light Water Reactors - Focus on Radiolysis and Corrosion Damage.
- WHO. (2008). Glossary of Humanitarian Terms.
- WNA. (enero de 2017). Fukushima Accident.
- Yagnik, S. S. (2004). Effect of PWR re-start ramp rate on Pellet-Cladding interactions. Pellet-clad Interaction in Water Reactor Fuels (págs. 31-41). Aix-en-Provence: OECD.
- Yunker, I. & Fratoni, M. (abril de 2016). Neutronic evaluation of coating and cladding materials for accident tolerant fuels. Progress in Nuclear Energy, 88, 10-18.
- Yunker, I., & Fratoni, M. (29 de abril de 2015). Neutronic and Economic Evaluation of Accident Tolerant Fuel Concepts for Light Water Reactors.
- Zinkle, S. W. (febrero de 2013). Materials challenges in nuclear energy. Acta Materialia, 61, 735-758.