



METALURGIA DE LAS ALEACIONES DE ZIRCONIO

PARA PRODUCTOS NUCLEARES

Francisco Javier A. Díaz Camacho¹

¹Tecnológico de Estudios Superiores de Jocotitlan
Carretera Toluca-Atlacomulco Km.
44.8 Ejido de San Juan y San Agustín
Jocotitlan Estado de Mexico,
C.P. 50700


jadiaz@hotmail.com

Recibido: Noviembre 11, 2016.

Recibido en forma revisada: Noviembre 25, 2016.

Aceptado: Enero 1, 2017.

Resumen: Considerando una serie de investigaciones metalúrgicas se preparó el presente trabajo basado en las aportaciones realizadas por diferentes autores sobre las aleaciones de zirconio empleadas para productos fabricados para la industria nuclear. Como ejemplo se menciona a los núcleos y los contenedores, ambos componentes de los reactores, debiendo ser considerados en su diseño la utilización de aleaciones metálicas que se caractericen por tener baja absorción de neutrones así como mínima afectación por el Hidrogeno resultante en su vida de funcionamiento. Estos estudios tienen la finalidad de estimar la factibilidad de recomendar aleaciones que mejoren su eficiencia en cuanto a aumentar el tiempo de vida del equipo debido a que sus propiedades mecánicas y la resistencia a la corrosión se ven afectadas por las radiaciones emitidas.

+ **Palabras clave:** metalúrgicas; nuclear; núcleos; reactores; neutrones; radiaciones.

Abstract: Considering a series of metallurgical investigations the present work was prepared based on the contributions made by different authors on zirconium alloys used for products manufactured for the nuclear industry. As an example, nucleus and containers, both components of the reactors, must be considered in their design, the use of metal alloys that are characterized by low neutron absorption as well as minimal involvement by the resulting Hydrogen in its working life. These studies are intended to estimate the feasibility of recommending alloys that improve their efficiency in increasing the life of the equipment because its mechanical properties and resistance to corrosion are affected by the emitted radiation.

+ **Keywords:** metallurgical; nuclear; Nucleus; Reactors; Neutrons; Radiation.

Introducción

El zirconio es un metal refractario disponible comercialmente con excelente resistencia a la corrosión, buenas propiedades mecánicas, muy bajo flujo de neutrones en su sección transversal y puede ser manufacturado usando técnicas estándar de fabricación. Los reactores de potencia nuclear comerciales (Figura 1) en un inicio fueron de acero inoxidable para cubrir el combustible de dióxido de uranio, pero a mediados de 1960 las aleaciones de zirconio fueron el principal material de recubrimiento debido a la superior economía de neutrones y su resistencia a la corrosión (Chang, 2003).

Las centrales nucleares son áreas de alto riesgo y por lo tanto se hace necesario reforzar los aspectos de seguridad. Estas centrales tienden a tener una vida útil limitada, siendo también importante por este motivo diseñarlas con materiales adecuados que incrementen el tiempo de servicio. Ello conlleva a recomendar aleaciones metálicas de las que conozcamos su comportamiento y la influencia del medio como la corrosión y la radiación sobre las mismas.

Puesto que la economía de neutrones es uno de los rasgos que más limitan el diseño del núcleo de los reactores nucleares, la lista de materiales aplicables fue rápidamente reducida a Mg, Al, Be y Zr o sus aleaciones (Bartolino, 2001).

Las plantas nucleares están conformadas por distintos tipos de reactores nucleares. Debido a ello se ha optado por utilizar las aleaciones de Circonio (Zr), las que constituyen el material estructural más adecuado. Según el diseño del reactor existirán tubos guías, tubos de presión, tubos de calandria, separadores, vainas de elementos combustibles, etc., fabricados con estos materiales (Bartolino, 2001).

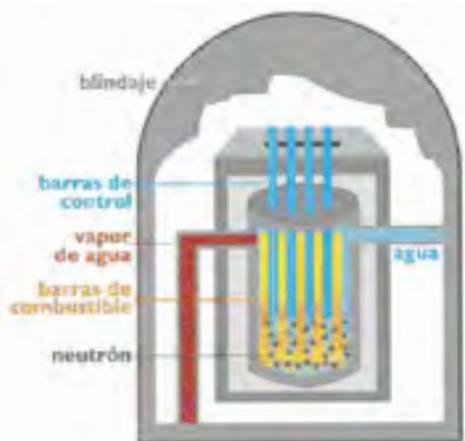


Figura 1. Reactor nuclear.

Si todos los neutrones emitidos en las fisiones produjeran nuevas fisiones, es evidente que la reacción iría creciendo en forma descontrolada. A manera de ilustración, esto es lo que ocurre en la bomba atómica, en la cual la reacción no se controla y en unos instantes se libera una cantidad increíble de energía. Este incremento es muy rápido y produce una explosión extraordinariamente violenta y energética, característica de tales artefactos. Afortunadamente, es posible controlar la reacción, haciendo que en promedio, sólo uno de los neutrones emitidos en cada fisión produzca otra fisión, y esto a su vez, se logra dejando que cierta cantidad de neutrones se escapen del sistema y que otros sean absorbidos por núcleos que no se fisionan (a estos núcleos se les llama venenos

porque tienden a “matar” la reacción, absorbiendo neutrones).

Barras de control

Los haces de barras de control proporcionan un medio rápido para el control de la reacción nuclear (Figura 2), permitiendo efectuar cambios rápidos de potencia del reactor y su parada eventual en caso de emergencia. Están fabricadas con materiales absorbentes de neutrones (carburo de boro o aleaciones de plata, indio y cadmio, entre otros) y suelen tener las mismas dimensiones que los elementos de combustible. La reactividad del núcleo aumenta o disminuye subiendo o bajando las barras de control, es decir, modificando la presencia de material absorbente de neutrones contenido en ellas en el núcleo.

En funcionamiento normal, un reactor nuclear tiene las barras de control total o parcialmente extraídas del núcleo, pero el diseño de las centrales nucleares es tal que ante un fallo en su sistema de seguridad o de control del reactor, siempre actúa en el sentido de seguridad de reactor introduciéndose totalmente todas las barras de control en el núcleo y llevando el reactor a parada segura en pocos segundos.

Con respecto al medio ambiente en donde se van a ubicar los componentes, metalúrgicamente los elementos estructurales ubicados en el núcleo de un reactor nuclear refrigerado por agua se encuentran, en general, sometidos a tensiones mecánicas triaxiales, a diversos tipos de radiaciones (rayos gamma, neutrones rápidos y térmicos) y al ataque químico del refrigerante utilizado. En el caso de las vainas de combustible utilizadas para la contención de las pastillas del elemento combustible la superficie se encuentra en contacto con los productos de fisión altamente reactivos resultantes del “quemado” de las pastillas de UO_2 utilizadas. Para aumentar la tasa de quemado del combustible se tienden a prolongar los tiempos de estadía de los mismos en el reactor, generando envejecimiento. Esto trae aparejado una disminución adicional de la respuesta mecánica de los elementos estructurales por el daño que les ocasionan la radiación, la oxidación y la incorporación de hidrógeno (Whitmarsh, 1962).

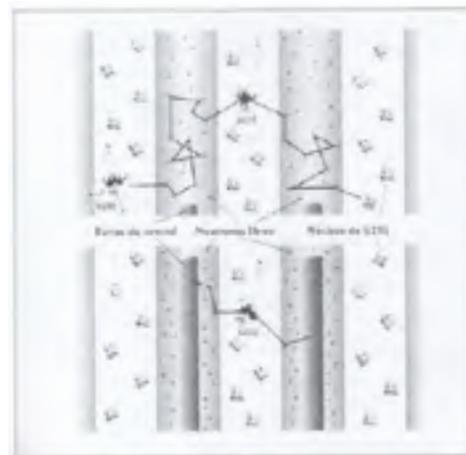


Figura 2. Las barras de control capturan los neutrones libres

La absorción de Hidrogeno llega a tener algún efecto sobre la resistencia al impacto, ductilidad y en menor grado sobre la resistencia a la tensión.

Zirconium

40

Z

R

Respecto a la resistencia a la fatiga, las aleaciones de zirconio son sensibles a las muescas (Whitmarsh, 1962). El límite elástico incrementa más rápido que el esfuerzo final y la elongación total es reducida. En un nivel de flujo integrado de aproximadamente 10^{21} neutrones/cm², el límite elástico y la resistencia final son esencialmente iguales. Así, las aleaciones de zirconio tienen la habilidad para deformarse localmente de una manera plástica más que mediante una fractura frágil a pesar de la reducción uniforme de elongación (Whitmarsh, 1962).

Los principales motivos de degradación de los materiales empleados en la industria nuclear son los siguientes, los cuales se relacionan metalúrgicamente con las aleaciones en estudio (Bartolino, 2001).

- **Daño por radiación:** diversos problemas se presentan cuando un material se encuentra expuesto a la radiación debido al aumento de la concentración de defectos producidos por la misma. El más comúnmente observado es el incremento de la longitud de los elementos combustibles, que ocurre especialmente en materiales anisotrópicos, como es el caso de las aleaciones base Zr.

- **Corrosión:** ha sido ampliamente comprobado que la radiación causa un aumento en la velocidad de corrosión, es por ello que es una de las problemáticas más estudiadas actualmente y expuesta en los últimos congresos de ASTM sobre uso del Zr en la industria nuclear. La corrosión en aleaciones base Zr es acompañada por absorción de Hidrogeno. Otro problema importante asociado es el desgaste por frotamiento asistido por corrosión (Fretting corrosion).

- **Absorción de hidrógeno:** la incorporación de hidrógeno en cantidades superiores a las dadas por el límite de solubilidad origina la formación de fases hidruros de Zr. La precipitación de estos hidruros se ve favorecida por la presencia de tensiones mecánicas y la existencia de sitios preferenciales de nucleación asociados a la micro-estructura resultante del proceso de fabricación. Por ejemplo, para un material recristalizado, los sitios primarios de nucleación son los intergranulares. La presencia de hidruros se traduce en un deterioro de las propiedades mecánicas y sobre todo en una disminución de la ductilidad (Bartolino, 2001).

Otras aleaciones de Zirconio

El sistema zirconio cromo (Zr - Cr) es de sumo interés para la consideración tecnológica de aleaciones usadas fundamentalmente en la energía nucleoelectrónica. La evaluación crítica de los resultados experimentales de las fases constitutivas de los equilibrios llevados a cabo en diversos laboratorios ha sido hecha por Arias y Abriata (1986). El consecuente diagrama de equilibrio que se propone en Arias y Abriata (1986) es luego presentado en el compendio Binary Alloy Phase Diagrams Arias y Abriata (1990). Las fases sólidas que intervienen en los equilibrios estables son: solución sólida hexagonal compacta rica en zirconio α , solución sólida cúbica centrada en el cuerpo rica en zirconio β , tres tipos de fases de Laves del intermetálico $ZrCr_2$, hexagonal C_{14} , cúbica C_{15} y hexagonal C_{36} y solución terminal cúbica centrada en el cuerpo Cr prácticamente constituida de cromo puro donde el zirconio es muy poco soluble sólo a temperaturas altas. La fase de Laves que interesa en este trabajo es la cúbica C_{15} que es estable desde temperatura ambiente hasta alrededor de los 1590°C (Gonzalez y Gribaudo 2003).

La aleación binaria Cu-Cr es susceptible a decohesiones bajo la



acción de una tensión aplicada por periodos prolongados entre 80 y 3000°C, siendo además sensible al efecto de entalladura. Para eliminar el efecto de decohesión a alta temperatura se introduce el zirconio y se obtiene la aleación de Cu-Cr-Zr (CuCrO, 8 ZrO, 15). Estos dos tipos de aleaciones, es decir, las de Cobre-Cromo y las de Cu-Cr-Zr se utilizan cuando se desea alta conductividad eléctrica o térmica, asociada a altas resistencias en caliente (Vasquez y Apolinar 2005).

Dentro de los diferentes tipos de aleaciones que se pueden obtener empleando distintas técnicas de sintetizado han llamado la atención las aleaciones con un alto contenido de hierro debido a sus peculiares propiedades estructurales y magnéticas, ya que estos tipos de materiales se caracterizan por ser ferromagnéticos duros o blandos. Estos últimos se caracterizan por tener una alta magnetización de saturación, bajo campo coercitivo, alta permeabilidad y coeficiente de magnetización cercano a cero (Cullity y Graham, 2009; Duwez, 1983). El sistema Fe-Zr es uno de estos tipos de aleaciones que aparte de sus interesantes propiedades magnéticas para altas concentraciones de Fe, también presenta interesantes propiedades para altas concentraciones de Zr por su capacidad de absorción de hidrogeno, motivo por el cual son utilizados en la industria nuclear en tubos de precisión de reactores nucleares debido a su buena resistencia a la corrosión y sus aceptables propiedades mecánicas (Ramos, Saragovi, Granovsky y Arias, 1999; Garitaonandia, Suzuki, Cashion, Goikolea, Insausti, Plazola, Pizarro, Gorria, Mínguez, 2005).

Consideraciones para reducir los costos de combustible en reactores del tipo de la N.S. SAVANNAH han indicado la factibilidad de reemplazar los elementos contenedores de combustible de acero inoxidable con un contenedor de un material que tenga menor absorción de neutrones a fin de reducir el enriquecimiento requerido o para incrementar la vida del núcleo o ambos (Whitmarsh, 1962).

Puesto que el contenedor es un componente estructural del reactor, el uso a largo plazo es especificado. En este caso, 20 años es el tiempo de vida esperado. El uso a largo plazo realza la importancia de tales factores como resistencia a la corrosión y la influencia de la exposición a la radiación sobre las propiedades mecánicas. El punto máximo de exposición a neutrones de energías más grandes que 1 Mev durante un periodo de 20 años será aproximadamente 10^{23} neutrones/cm² (Whitmarsh, 1962).

Un tipo de aleaciones usadas con mucha frecuencia en este campo son las llamadas Zircaloy. Estas por lo general se fabrican a partir de una "liga madre" de Zr-Sn a la cual se le agregan otros elementos aleantes, entre ellos el Fe. Es importante lograr un completo conocimiento de la metalurgia física de estos materiales y de los procesos involucrados en la elaboración final del producto, sobre todo teniendo en cuenta que sus aleaciones cumplen funciones críticas dentro de un reactor nuclear. El estudio de los diagramas de fases es un elemento fundamental para completar este conocimiento (Gómez, Nieva, Arias 2007). El sistema binario Zr-Sn es la aleación base a partir de la cual se prepararon las aleaciones tecnológicas conocidas como Zircaloy-2 (Zr - Sn 1.5% peso - (Fe + Cr + Ni) 0.3% peso - O 0.1% peso) y Zircaloy-4 (Zr - Sn 1.5% peso - (Fe + Cr) 0.3% peso - O 0.1% peso). Estas se desarrollaron con el objeto de disponer de materiales con buenas propiedades mecánicas y buena resistencia a la corrosión, además de una buena sección de absorción de neutrones (Nieva, Arias 2000).

Aleaciones base zirconio Zircaloy-4.

Resulta importante conocer el efecto de la reacción de los componentes estructurales con el hidrógeno retenido durante el proceso de fabricación o incorporado en la operación que dan lugar a la formación de fases frágiles (hidruros) que afectan la integridad estructural del elemento. Estudios realizados por Bartolino (2001), presentan la influencia de la temperatura y el contenido de hidrógeno en las propiedades mecánicas del Zircaloy-4, mostrando resultados experimentales así como de simulación computacional.

Se ha investigado así que las aleaciones base Zr como Zircaloy2 (Zry-2) y Zircaloy-4 (Zry-4), las cuales fueron desarrolladas a finales de la década del 50 y principios de los 60, principalmente en los Estados Unidos (Bettis Atomic Power Laboratories), para ser usadas en componentes estructurales del núcleo de un reactor nuclear. Los objetivos perseguidos durante el diseño del material fueron: a) aprovechar la elevada transparencia a los neutrones del Zr puro y b) seleccionar la combinación de aleantes más adecuados con el fin de obtener una aleación de resistencia mecánica satisfactoria con menor susceptibilidad a la corrosión bajo tensión e irradiación que la que presentaban los aceros inoxidables austeníticos (Bartolino, 2001).

Por ello, las investigaciones han continuado con el fin de superar las aleaciones existentes y que presenten mejores respuestas tanto a la oxidación y radiación como a la influencia del hidrógeno. Ejemplo de ello son los avances en la aleación con Nb, tradicionalmente utilizada en proporción Zr-2.5% Nb. Resultados recientes mostraron que concentraciones más bajas resultan en mayor resistencia tanto a la corrosión como a la irradiación.

También nuevas aleaciones como la M5TM (aleación ternaria Zr-NbO, 99% Zr, 1% Nb) prometen mejores respuestas tanto al creep como a la corrosión. Sin embargo, a pesar de los desarrollos que requerirán de numerosas pruebas para aprobación de alternativas, la existencia de un enorme volumen de componentes construidos originalmente de Zry-4 o Zr2.5%Nb justifican el interés por continuar profundizando el estudio de la respuesta de estos materiales durante su empleo (Bartolino, 2001).

En Whitmarsh (1962) se proporciona información de propiedades

mecánicas, corrosión, efectos de radiación y otros temas pertinentes. Se observa que en zircaloy 2 los principales efectos de la exposición a la radiación son el incremento en la resistencia mecánica y la disminución de la elongación. La fractura frágil no ocurre, sin embargo, las reducciones en área permiten una deformación plástica local. El valor de corrosión es incrementado por la exposición a la radiación (menor a un factor de 5), pero aun con este incremento la pérdida de metal es insignificante. La posibilidad de una violenta reacción metal-agua, aunque remota, puede ser significativa y debe ser evaluada para casos específicos.

La aleación fue desarrollada específicamente para aplicaciones en reactores nucleares en un ambiente húmedo (agua) a alta temperatura. Los agentes de aleación Sn, Fe, Cr y Ni fueron adicionados a la esponja de Zr para neutralizar el efecto detrimental sobre la resistencia a la corrosión de las impurezas N, Al y C y para su fortalecimiento. La baja absorción de neutrones a través de la sección del Zr puro no fue incrementada significativamente para estas aleaciones.

Respecto a la composición química del Zircaloy 4, esta fue desarrollada a partir del Zircaloy 2 con el propósito principal de reducir la tendencia de absorber el H. Así, las mismas especificaciones en la composición son aplicables, excepto para el Ni, el cual está limitado a un máximo de 0.007% y para el Fe el rango fue reducido de 0.12% a 0.18% Whitmarsh. (1962).

Excesivo contenido de Hidrogeno, como resultado de la precipitación de ZrH_2 , causa fragilidad del zircaloy 2. El Hidrogeno recogido por zircaloy 2 es alrededor de 3 veces que el recogido por zircaloy 4.

En base a la información disponible, zircaloy 4 parece ser el adecuado a ser utilizado como el material de construcción para los contenedores de combustibles en los núcleos de la N.S.SAVANNAH. Se confirma entonces que zircaloy 4 es recomendado sobre zircaloy 2 por su baja absorción de Hidrogeno.

La preocupación primaria con la absorción de Hidrogeno en zircaloy 2 es su efecto sobre la resistencia al impacto, ductilidad y en menor grado la resistencia a la tensión. Las propiedades al impacto en barras ranuradas de aleaciones base zirconio son sensibles al contenido de Hidrogeno en aquellas donde la temperatura de transición puede estar relacionada a la cantidad de hidrogeno precipitado.

Terminología metalúrgica

Zircaloy contiene más del 98% de Zr, de modo que el comportamiento a la corrosión del Zr y del zircaloy son similares. Entre los aspectos metalúrgicos del Zr resaltan su resistencia a la corrosión y sus propiedades mecánicas. La resistencia a la corrosión del Zr se debe a la formación de una película de óxido en la superficie (Fraker, 1989).

El Zr tiene una baja dispersión de neutrones a través de su sección. Esto, combinado con sus propiedades mecánicas a alta temperatura, adecuada conductividad térmica y la estabilidad de estas propiedades después de la irradiación, lo hace un buen material para aplicaciones en reactores nucleares.

El Zr grado nuclear está libre de hafnio, el cual es indeseable para la mayoría de las aplicaciones nucleares por su alta absorción de neutrones. El Zr y sus aleaciones pueden exhibir fuerte anisotropía. En la



forja, estos materiales tienen una orientación cristalográfica preferida. La orientación de la textura desarrollada durante el procesamiento del metal en forja y la textura resultante causará propiedades mecánicas que varían con el rolado y con la dirección transversal.

La mayoría de los elementos de aleación forman compuestos intermetálicos con el Zr y la distribución, tamaño y propiedades de estas fases son importantes para la resistencia a la corrosión en vapor de agua o en agua caliente. El principal precipitado el cual está presente en zircaloy 4 es $Zr(Fe, Cr)_2$. En zircaloy 2 están presentes $Zr(Fe, Cr)_2$ y $Zr_2(Fe, Ni)$. Zircaloy 2 y Zircaloy 4 normalmente son forjados en la región beta, entonces soluciones tratadas a $1065^\circ C$ ($1950^\circ F$) incrementan la canti-

dad de elementos de aleación en la solución sólida, siendo esto seguido por un temple en agua. La distribución uniforme de finos compuestos intermetálicos producidos por el tratamiento térmico, es preservada por el trabajo en caliente en la región alfa debajo de $790^\circ C$ ($1472^\circ F$).

Influencia en las propiedades mecánicas. El interés primario de la absorción de H en zircaloy 2 es su efecto sobre la resistencia al impacto, ductilidad y en menor grado a la resistencia a la tensión. Las propiedades al impacto de barras con muesca de aleaciones base Zr son sensibles al contenido de Hidrogeno en las que la temperatura de transición puede ser relacionada a la cantidad de precipitado híbrido presente. Temples de arriba de la temperatura de solubilidad del Hidrogeno bajan

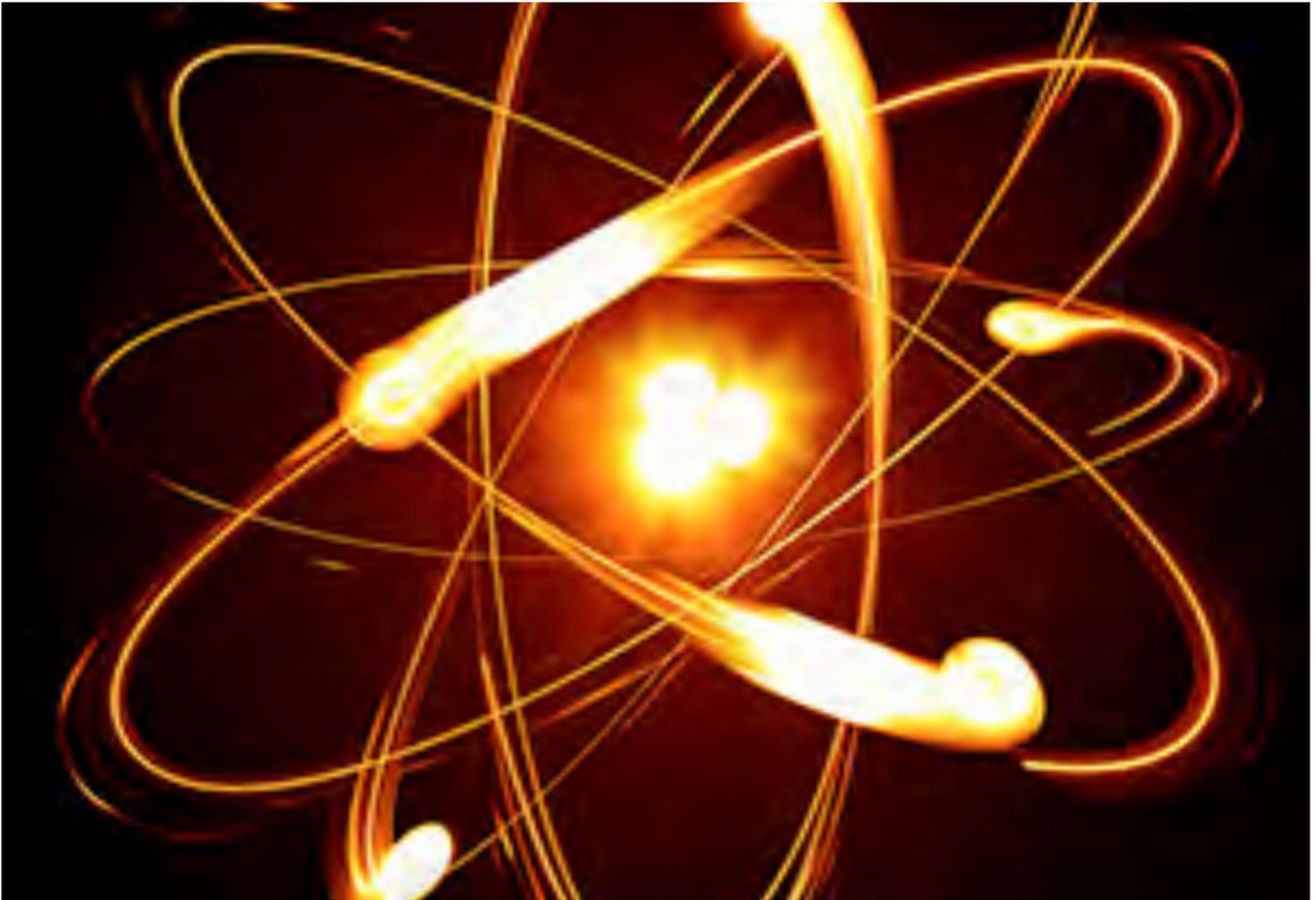


la temperatura de transición e incrementan el rango de transición. Datos experimentales indican que decrece la resistencia al impacto con incremento del precipitado híbrido. La correlación entre la elongación y el contenido de Hidrogeno muestra una definida disminución de la elongación con el incremento del contenido de Hidrogeno. Las propiedades de tensión no son dependientes del contenido de Hidrogeno. Datos de muestras de zircaloy 2 con varios tratamientos térmicos muestran que la resistencia a la tensión es esencialmente independiente de la concentración de Hidrogeno hasta aproximadamente 500 ppm; mas allá de esto la resistencia es severamente reducida. Estudios seleccionados de KAPL (Knolls Atomic Power Laboratory) indican solo pequeños efectos del Hidrogeno sobre propiedades al ciclo de esfuerzos y al creep y esencialmente ningún efecto sobre propiedades a la tensión a 600°F para niveles de Hidrogeno arriba de 500 ppm.

En Bartolino (2001) se estudió que a partir de muestras de Zry-4 comercial se realizó la caracterización metalúrgica y mecánica tradicional para obtener sus propiedades básicas. Se desarrollaron e implementaron técnicas de incorporación intencional y controlada de hidrógeno a las probetas para realizar el estudio del efecto de este elemento en las propiedades mecánicas. Se implementaron técnicas de mecánica de fractura elastoplástica para el estudio de la tenacidad de las aleaciones. Se ensayaron probetas con distribución homogénea de hidrógeno y con aquella dada por el resultado de la aplicación de un campo de tensiones con máximos en la zona de la punta de la fisura. También se aplicaron metodologías de ensayos en probetas pequeñas de flexión en tres puntos que permitieron la observación de la formación y desarrollo de fisuras durante ensayos realizados en la platina de la cámara de un microscopio electrónico de barrido. El empleo de las técnicas antes enunciadas permitió identificar la influencia de la temperatura y el contenido de hidrógeno en los rangos 20 a 200°C y 0 a 2000 ppm, respectivamente. La influencia negativa del contenido de hidrógeno en la tenacidad del material demostró ser importante a partir de muy pequeñas concentraciones del mismo con efectos que disminuyen al aumentar la temperatura. No se observó cambio de mecanismo de fractura excepto para aquellas muestras cargadas con hidrógeno en presencia de un campo de tensiones. La observación del crecimiento de fisura y la morfología y contenido de precipitados sobre la superficie demostró la influencia de la absorción de hidrógeno en estos últimos.

Conclusiones

El estudio de las aleaciones de zirconio para aplicaciones en la industria nuclear ha sido tema de amplia investigación para mejorar el rendimiento de las partes utilizadas en los núcleos de los reactores nucleares, sustituyendo a partes de acero inoxidable que en un inicio fueron consideradas en su diseño. Para su sustitución se ha estudiado el beneficio de las aleaciones de zirconio, llevando la investigación a medir su comportamiento en el medio donde se desarrollarán, considerándose aspectos de resistencia a la corrosión, temperaturas de trabajo, reacción con agentes como el Hidrogeno y la temperatura, así como las características metalúrgicas microestructurales y mecánicas que soporten su resistencia y por ende un mejor rendimiento y durabilidad durante su vida en servicio. Hasta ahora se ha investigado que la aleación Zircaloy 4 ha sido la mejor aleación, pero los estudios continúan en centros de investigación para mejorarla o para validar nuevos materiales mediante técnicas de simulación que permitan predecir un mejor comportamiento.



Bibliografía

†Wah Chang, (2003). *ATI. Allegheny Technologies. Reactor Grade Zirconium Alloys for Nuclear Waste Disposal. Albany Oregón, pp.1.*

†Graciela Bartolino, (2001). *Deterioro de las propiedades mecánicas de aleaciones base circonio por interacción con hidrogeno. Tesis Doctoral. Universidad Nacional de Cuyo. pp.5-10.*

†C.L. Whitmarsh, (1962). *Review of zircaloy-2 and zircaloy-4 properties relevant to N.S. SAVANNAH Reactor Design. U.S. Atomic Energy Commission. pp. 7-51*

†D. Arias, J.P. Abriata, (1986). 'The Cr-Zr (ChromiumZirconium) System', *Bull of Alloy Phase Diagrams*, 7. pp 237-243.

†[5] D. Arias, J.P. Abriata, (1990). 'Cr-Zr (ChromiumZirconium)', *Binary Alloy Phase Diagrams*, 2, Ed. ASM International,

Metals Park, Ohio. pp 1359-1360.

†R.O. Gonzalez; L.M.Gribaudo, (2003). *Zona rica en zirconio de los diagramas de equilibrio del sistema ternario Zr-Cr-O a diferentes temperaturas. Simposio Materia. Comision Nacional de energia atomica. General San Martin, Argentina. pp.1*

†Davila Vasquez, Cesar Apolinar; (2005). *Estudio de aleacion Cu-Cr producida por mecano sintesis. Tesis. Universidad Nacional Mayor de San Marcos UNMSM. Lima, Peru. pp.6-7.*

†B.D. Cullity and C.D. Graham, (2009). *Introduction to Magnetic Materials. Jhon Wiley and Sons, IEEE Press .*

†P. Duwez. *J. Vac. Sci., (1983). Tecnol. B, 1, pp. 218-221.*

†C. Ramos, C. Saragovi, M. Granovsky y D. Arias, (1999). *Hyperfine Interactions. pp. 122, 201.*

†J.S. Garitaonandia, K. Suzuki, J. D. Cashion, E. Goikolea, M. Insausti, F. Plazao-la, R. Pizarro, P. Gorria, P. Mínguez, (2005). *Hyperfine Interact* 165, pp.161-165.

†A. Gómez; Nieva; D. Arias, (2007). *Zona rica en hierro del diagrama de fases ternario circonio-estaño-hierro. Universidad Nacional de Tucumán. Congreso SAM/CO-NAMET. San Nicolás, Argentina. pp.1.*

†N. Nieva; D. Arias, (2000). *Diagrama de fases del sistema ternario Zr-Sn-Fe. Universidad Nacional de Tucumán. IV Coloquio Latinoamericano de fractura y fatiga. San Nicolás, Argentina. pp.1.*

†Anna C. Fraker; (1989). *Corrosion of zircaloy spent fuel cladding in a repository. U.S. Department of commerce. pp. 5-7.*