

MODELADO DE ALEACIONES DE ZR RECUBIERTAS CON CR PARA COMBUSTIBLES DE TECNOLOGÍA AVANZADA

MODELING OF CR COATED ZR ALLOYS FOR ADVANCED TECHNOLOGY FUELS

Matias E. Loza Peralta^{a,b} y Alejandro Soba^a

^aComisión Nacional de Energía Atómica. Gerencia Combustibles Nucleares. Sección Códigos y Modelos. Av. Gral. Paz 1499, 1650 Buenos Aires, Argentina, loza@cnea.gov.ar, soba@cnea.gov.ar

^bComisión Nacional de Energía Atómica. Instituto Sábató.

Palabras clave: elementos finitos, barras combustibles, ATF, vainas recubiertas, DIONISIO.

Resumen. Desde hace unas décadas, ha comenzado el desarrollo de combustibles nucleares con paradigmas basados en nuevos parámetros de seguridad, por lo que ingresan en los llamados combustibles de tecnología avanzada. La base de esos diseños consiste en implementar cualquier mejora que permita mejorar los márgenes de seguridad de un reactor nuclear. La OIEA lidera un proyecto de investigación coordinado a nivel internacional, "Testing and Simulation for Advanced Technology and Accident Tolerant Fuels"(CRP ATF-TS), que promueve la experimentación y modelado de este tipo de combustibles. La Comisión Nacional de Energía Atómica, a través de la Sección Códigos y Modelos, contribuye con este proyecto integrando una librería de materiales ATF en el código DIONISIO 3.0. Se han estudiado hasta el momento distintos materiales, pero este trabajo se enfoca en las vainas de aleaciones Zr recubiertas con Cr, que pretenden mejorar la seguridad al evitar la falla de la primera barrera de contención por mecanismos de oxidación e hidruración. De esta manera, se presentan los avances en la inclusión de modelos para estas vainas y se comparan con datos experimentales del proyecto ATF-TS.

Keywords: DIONISIO, fuel rods, ATF, coated claddings, FEM.

Abstract. Since few decades, development of nuclear fuels with paradigms based on new safety parameters has begun, which is why they enter the so-called advanced technology fuels. The basis of these designs consists of implementing any improvement that allows improving safety margins of a nuclear reactor. The IAEA leads an internationally coordinated research project, "Testing and Simulation for Advanced Technology and Accident Tolerant Fuels"(CRP ATF-TS), which promotes experimentation and modeling of this type of fuels. National Atomic Energy Commission, through Codes and Models Section, contributes to this project by integrating a library of ATF materials in the DIONISIO 3.0 code. Several materials have been studied so far, however, this work focuses on Cr coated Zr alloys claddings, which aim to improve safety by avoiding failure of the first containment barrier due to oxidation and hydridation mechanisms. In this way, advances in inclusion of models for these claddings are presented and compared with experimental data from the ATF-TS project.

1. INTRODUCCIÓN

En concordancia con el aumento de permanencia de los combustibles dentro de reactores del tipo PWR, que produce el denominado alto quemado (Soba y Denis, 2015; Lemes et al., 2015), desde hace unas décadas la industria nuclear busca diseñar nuevos reactores nucleares de mayor eficiencia termodinámica, así como con mayor seguridad de funcionamiento. Estos nuevos reactores, denominados de Generación IV (TECDOC-1434, 2004) requieren elementos combustibles (EECC) más seguros, diseñados en base a nuevos materiales que mantengan la integridad de dichos combustibles durante el mayor tiempo posible frente a un evento de accidente. De esta forma, estos nuevos materiales permiten que los sistemas de seguridad de un reactor nuclear tengan mayor tiempo para activarse en dichos casos y así evitar accidentes severos en el núcleo del reactor (NEA, 2009). Estos nuevos materiales dieron lugar a un nuevo concepto de combustibles denominados de tecnología avanzada o combustibles tolerantes a accidentes (ATF, por sus siglas en inglés) (Pasamehmetoglu et al., 2018; Zinkle et al., 2014).

Por el momento, los materiales seleccionados han sido ensayados en condiciones similares a los de reactores de agua presurizada (PWR/PHWR) u/o CANDU y presentan mejores desempeños en cuanto a su comportamiento termomecánico y termoquímico en comparación con los combustibles tradicionales diseñados con Zircaloy (Zry) y UO_2 . Una de sus características más interesantes, es la de ser diseñados buscando un desempeño optimizado en casos de accidente en el reactor, especialmente los accidentes tipo que implican pérdida de refrigerante (tipo LO-CA) (NEA, 2010; Zinkle et al., 2014). Es así que la integridad estructural del combustible se mantendrá por mucho más tiempo y se evitará que el material radioactivo tenga contacto con el refrigerante.

Entre los materiales para la vaina pensados para desarrollar estos combustibles, se encuentran aleaciones de Zr recubiertas (Daub et al., 2015; Kim et al., 2015), aleaciones de acero (FeCrAl) (Tang et al., 2016; Sakamoto et al., 2017), materiales refractarios (Liu et al., 2013; Nishikawa et al., 2010) y compuestos de carburos de silicio (Kakiuchi et al., 2016; Toshiba, 2015). Por otro lado, los materiales físiiles propiamente dichos pertenecen a dos grupos principalmente, los óxidos de Uranio y/o Plutonio y Torio por un lado (Cardinaels et al., 2012; Delafoy et al., 2015), y las llamadas aleaciones de alta densidad, como los combustibles metálicos, los nitruros, los siliciuros y los carburos (Lahoda y Boylan, 2015; Malone et al., 2012).

En este trabajo nos concentraremos en las aleaciones de Zr recubiertas con Cr. Dicho recubrimiento se agrega con la expectativa de que mejore la resistencia a la oxidación a alta temperatura para mantener la integridad estructural de la vaina y así evitar que el material activo se disperse en el circuito primario durante un accidente. También reduce la corrosión y la captura de hidrógeno durante la operación normal y tiene un impacto mínimo en la absorción de neutrones (Pasamehmetoglu et al., 2018).

2. CÓDIGO Y MODELOS DE SIMULACIÓN

La Sección Códigos y Modelos perteneciente a la Gerencia Ciclo del Combustible Nuclear (GCCN) de la CNEA ha desarrollado un código denominado DIONISIO que en forma genérica se compone de un conjunto de modelos destinados a simular el comportamiento de combustibles nucleares bajo irradiación dentro de un reactor de potencia o de experimentación, tanto en condiciones de operación normal como de accidente. Aunando todas sus características, DIONISIO es un código multidimensional, ya que posee modelos uni, bi y tridimensionales acoplados entre sí (Soba y Denis, 2015; Lemes et al., 2015).

Para tener en cuenta la variación axial de la potencia lineal del reactor y la temperatura del

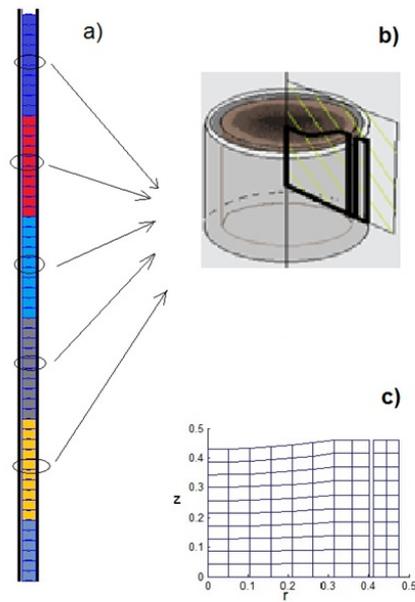


Figura 1: a) Porción de la barra formada por varios segmentos, cada uno de los cuales contiene un número de pastillas. b) Una pastilla y las correspondientes porciones de *gap* y vaina; superpuesto está el dominio de cálculo. c) Discretización del dominio por elementos finitos

refrigerante, la barra se divide en un número de segmentos definido por el usuario, como se muestra en la Figura 1.a. Se supone que todas las pastillas en un segmento dado se comportan de manera idéntica (sujetas a condiciones de contorno idénticas). Por lo tanto, sólo es necesario simular una pastilla y las correspondientes porciones del *gap* y de la vaina en cada segmento. Se supone simetría axial y también simetría con respecto al plano medio transversal de la pastilla, como se muestra esquemáticamente en la Figura 1.b. Por esta razón, se considera un dominio bidimensional, como se muestra en la Figura 1.c, con coordenadas radiales y axiales. El método de los elementos finitos se utiliza para resolver diferentes aspectos del problema.

En cada paso de tiempo y para cada sección axial, se obtiene una descripción completa de las variables del sistema local resolviendo las ecuaciones diferenciales no lineales estrechamente acopladas que describen los parámetros térmicos y mecánicos. Luego, las distribuciones de temperatura y tensión-deformación en la barra completa se obtienen como funciones escalonadas. Con respecto al inventario de gas, el código evalúa la cantidad de gas liberado por cada segmento de la barra y luego la liberada por toda la barra. La composición de la mezcla de gases en el espacio y su conductividad térmica se recalculan en cada paso del tiempo. La presión interna de la barra se evalúa con la ley de los gases ideales utilizando el número total de átomos de gas en el volumen libre dentro de la barra y la temperatura promedio en el volumen libre total en la barra (*gap* y *dishing* en todos los segmentos y *plenum*). Las elongaciones de cada pastilla individual y la porción correspondiente de vaina se suman para obtener la elongación total de la pila de pastillas y de la barra.

Actualmente se incluye en el código un modelo para predecir la falla de la vaina (*burst*) y su localización, y otro de fluencia de la vaina para evaluar la dilatación de la misma. Estas subrutinas se llaman si se cumplen las condiciones de accidente. Se supone que la falla de la vaina ocurre cuando la tensión circunferencial excede la tensión de *burst*. Se adoptaron como criterio de rotura de la vaina las correlaciones empíricas:

$$\begin{aligned}\sigma_B &= C_1 \cdot \exp(C_2 \cdot T) \cdot \exp(-(C_0 \cdot W_{f0})^2) \\ \frac{d\epsilon}{dt} &= C_3 \cdot \exp\left(-\frac{C_4}{T}\right) \cdot \exp(-C_5 \cdot W_{f0}) \cdot \sigma_{VM}^n\end{aligned}\quad (1)$$

donde C_j son constantes cuyos valores para Zry en los dominios α y β monofásicos se conocen en la literatura.

La ecuación de transferencia de calor en coordenadas cilíndricas (r, z) se resuelve suponiendo que las fuentes de calor son fisiones durante la irradiación del combustible o la desintegración radiactiva después del apagado, y la oxidación de la vaina, particularmente en el rango de alta temperatura alcanzable en un LOCA.

Los supuestos de simetría cilíndrica y eliminación de calor que se producen sólo en la dirección radial conducen a $\frac{\partial T}{\partial r}\Big|_{r=0} = 0$ y $\frac{\partial T}{\partial z}\Big|_{z=z_t} = 0$ y $q'' = h_{eff} [T(r_{ec}) - T_{cool}]$ donde z_t indica la superficie transversal dibujada en el borde de la pastilla, q'' es el flujo de calor a través de la superficie externa de la vaina cuyo radio es r_{ec} , T_{cool} es la temperatura *bulk* del refrigerante y h_{eff} es la conductancia térmica efectiva del sistema formado por el refrigerante y la capa de óxido que se genera en la vaina. La contribución del refrigerante es un parámetro crucial ya que tiene que expresar los diferentes regímenes de extracción de calor que se pueden encontrar, ya sea en operación normal o en condiciones de accidente.

Se pueden encontrar axialmente diferentes condiciones de transferencia de calor y patrones de flujo de refrigerante posibles en un canal PWR en un LOCA de ruptura grande e intermedia. El CHF representa un límite importante para la seguridad del reactor ya que si el flujo de calor a través de la vaina fuera mayor que este valor, la temperatura de la pared de la vaina aumentaría rápidamente.

En este trabajo se consideran los siguientes modos: i) Convección forzada de líquido monofásico en ebullición subenfriada nucleada; ii) ebullición saturada; iii) Ebullición de transición poscrítica; iv) Ebullición de film poscrítica; v) Convección forzada de vapor monofásica.

Para simular el recubrimiento, se necesita una capa de nuevos elementos en la superficie exterior de la vaina. De esta forma, los elementos exteriores de la vaina se dividen en dos nuevos elementos, el exterior para el recubrimiento y el interior para el material original.

La mayoría de los modelos para recubrimiento de Cr se toman o diseñan a partir de la información disponible en (Wagih et al., 2018; Ma et al., 2021). En la Tabla 1 se presentan modelos para este material incluido en DIONISIO.

3. BENCHMARKS

Para los *benchmarks* para accidentes LOCA de vainas recubiertas, se realizaron ensayos de efectos separados en UJP Praga, República Checa y EK, Hungría (Ševeček, 2022). Todos estos son ensayos únicamente de *ballooning* y *burst* de vainas realizadas con vainas de *Opt.ZirloTM* y de *OptZirloTM* recubiertas de Cr en condiciones experimentales bien definidas.

En estos experimentos, se investigaron muestras de tubos en un horno de resistencia que proporcionaba condiciones isotérmicas en el rango de temperatura de 800-915 °C. La presión interna del tubo de ensayo se aumentó linealmente hasta el estallido de la muestra. Las muestras tenían 85 mm de largo y los diámetros interior/exterior se especificaban en la hoja de cálculo (Spreadsheet, 2022). La muestra se calentó en un horno eléctrico. Después de un período de calentamiento de aproximadamente 1000 s, la muestra se presurizó con gas argón a un incremento de presión constante. Se probaron tasas de incremento de presión entre 5 y 106 kPa/s.

Propiedades	Modelos Matemáticos
Módulo de Young	$E = 261,6 - 0,081 \cdot T \cdot \exp\left(-\frac{889,95}{T}\right)$
Módulo de Poisson	$\nu = 0,22$
Tensión de fluencia	$\sigma_Y = (513,2 - 1,39T + 1,86 \cdot 10^{-3}T^2 - 8,25 \cdot 10^{-7}T^3) \text{ MPa}$
Fluencia a alta temperatura	$\dot{\epsilon} = 3,255 \cdot 10^{-40} \cdot \exp\left(-\frac{306268,8}{R \cdot T}\right) \cdot \sigma_{eff}^{6,2}$
Conductividad térmica	$\kappa = (101,3 - 6,4 \cdot 10^{-2}T + 4,9 \cdot 10^{-5}T^2 + 2,1 \cdot 10^{-8}T^3) \frac{W}{K \cdot m}$
Expansión térmica	$\alpha = (7,9 + 1,5 \cdot 10^{-3}T + 5,4 \cdot 10^{-7}T^2 + 1,3 \cdot 10^{-10}T^3) 10^{-6} K^{-1}$
Oxidación por vapor a alta temperatura	$k = 4,83 \cdot 10^{-2} \cdot \exp\left(-\frac{10481}{T}\right)$

Tabla 1: Modelos propiedades termomecánicas y termofísicas del Cr

Se eligieron cuatro pruebas para la primera fase del *benchmark*, todas con vainas recubiertas:

- OPZCR-1 – temperature 804-807 °C; ramp rate 105 kPa/s; burst pressure 7.29 MPa
- OPZCR-4 – temperature 835-841 °C; ramp rate 105 kPa/s; burst pressure 6.13 MPa
- OPZCR-5 – temperature 902-905 °C; ramp rate 94 kPa/s; burst pressure 3.53 MPa
- OPZCR-8 – temperature 902-905 °C; ramp rate 6 kPa/s; burst pressure 2 MPa

La geometría detallada (diámetro exterior original, espesor de pared y circunferencia), las mediciones de deformación posteriores a la prueba y el historial detallado de temperatura y presión se pueden encontrar en la hoja de cálculo ([Spreadsheet, 2022](#)). Para simular este tipo de experimentos, se utilizó un módulo de DIONISIO para experimentos sin irradiación y de explosión de vainas ([Goldberg et al., 2021](#)).

En la Tabla 2 se presentan los resultados obtenidos con el código DIONISIO comparados con datos experimentales. OPZCR 1, 4 y 8 tienen un error inferior al 6 %, mientras que OPZCR 5 tiene un error ligeramente inferior al 20 %. La deformación circunferencia fue sobreestimada.

4. CODEX-ATF

El Centre for Energy Research (EK) de Hungría llevó a cabo un ensayo integral de un manojo de barras en el dispositivo CODEX. El manojo constaba de siete barras: tres hechas de *ZIRLOTM* y cuatro de *ZIRLOTM* recubierto de Cr de 550 mm de longitud y 9,1 de diámetro externo ([EK, 2022](#)). Cada vaina era calentada por una resistencia interna separada de la vaina por una pastilla de zironia. El dispositivo contaba con varias termocuplas en cada barra a diferentes alturas y un dispositivo para medir la generación de hidrógeno en la salida.

Para modelar este experimento, se simularon una barra recubierta y una sin recubrir. Para calcular la generación de hidrógeno se sumó la cantidad producida en cada simulación multiplicando cada resultado por el número de barras de cada tipo de concepto vaina.

Ensayo	Temper. [°C]	Calculado			Experimental	
		Tiempo de Explosión [s]	Presión de Explosión [MPa]	Defor. Circunf. Máxima [%]	Presión de Explosión [MPa]	Defor. Circunf. [%]
OPZCR-1	805	66,881	7,1225	83,279	7,29	50,88
OPZCR-4	838	58,241	6,2153	69,229	6,13	43,86
OPZCR-5	903	29,313	2,8555	44,609	3,53	19,30
OPZCR-8	903	298,52	1,8911	44,606	2	29,82

Tabla 2: Resultados calculados y experimentales de ensayos de efecto separado (SET) para vainas recubiertas

La comparación entre la temperatura experimental y la calculada para vainas recubiertas y sin recubrir se puede ver en la Figura 2. Los cálculos predicen la temperatura en diferentes etapas de los experimentos, excepto en la última parte donde la temperatura está cerca de la formación del eutéctico de Zr y Cr. En ese momento, se produce un aumento repentino de temperatura en ambos tipos de varillas.

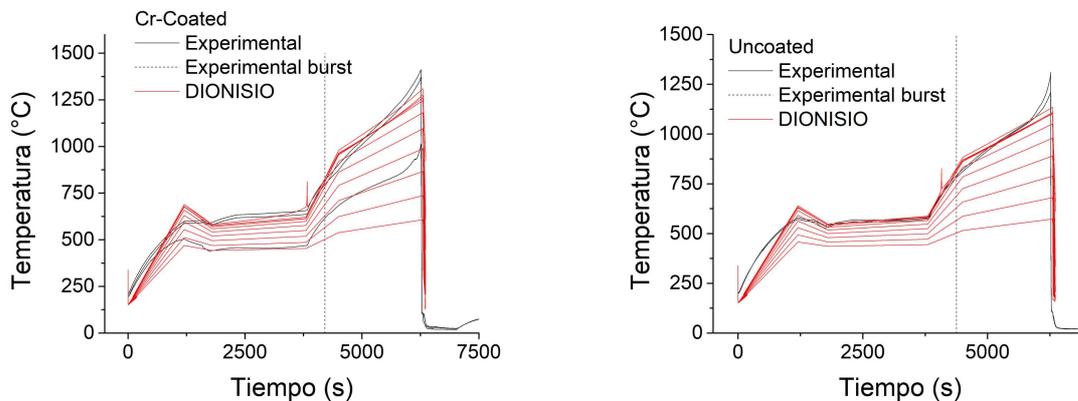


Figura 2: Temperatura exterior de la vaina para las barras del experimento CODEX-ATF

Por otro lado, como muestra la Figura 3, la tasa de generación de hidrógeno fue subestimada por los cálculos excepto en el tiempo entre 4000 y 5000 segundos que está ligeramente sobrestimada. Como consecuencia, el hidrógeno total calculado está por encima de los valores experimentales hasta los 5700 segundos. La generación final de hidrógeno es la tercera parte de la liberación experimental al final del experimento.

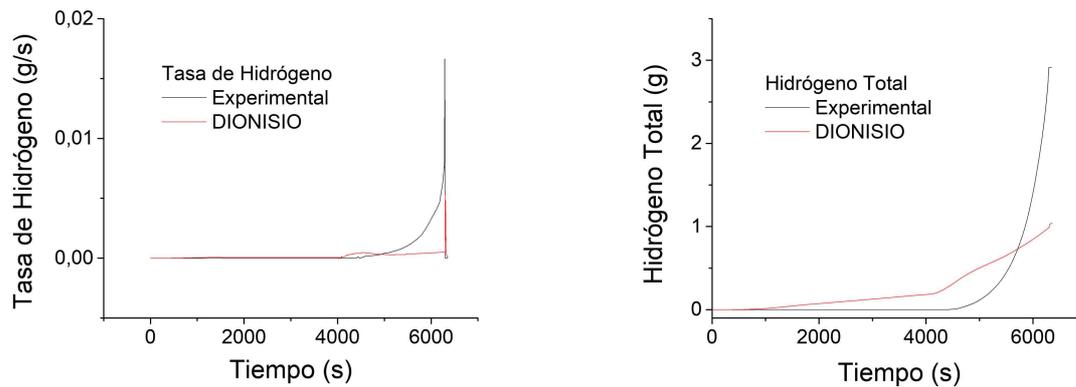


Figura 3: Liberación de Hidrógeno en el experimento CODEX-ATF

5. CONCLUSIONES

Se incluyó en el código combustible DIONISIO una librería de propiedades de vainas compuesta de aleaciones de Zr recubiertas con Cromo. Una de las mejoras más relevantes introducidas en el código para este tipo de materiales fue remallar el dominio de las vainas para incluir elementos en la zona exterior que representen el recubrimiento. Este sistema de modelos fue contrastado contra *benchmarks* y un experimento termohidráulico llamado CODEX-ATF. Para los *benchmarks* la presión de explosión fue reproducida con un error de menos del 6 % para 3 de los 4 casos y con un error de menos del 20 % para el caso restante. La deformación circunferencial máxima fue sobreestimada. Para el experimento termohidráulico, la temperatura exterior de la vaina fue reproducida con excepción del pico final donde se produce un eutéctico de bajo punto de fusión (aproximadamente 1400°C). La liberación de hidrógeno predicha por nuestros modelos necesita ser mejorada. Debe tenerse en cuenta que los experimentos de este tipo simulan un manojito de barras y una carcasa exterior que, al ser de Zry-4, también contribuye a la liberación de H a la atmósfera, por lo que un código de barra como DIONISIO presenta limitaciones obvias para simularlos.

REFERENCIAS

- Cardinaels T., Govers K., Vos B., Van den Berghe S., Verwerft M., de Tollenaere L., Maier G., y Delafoy C. Chromia doped UO₂ fuel: Investigation of the lattice parameter. *Journal of Nuclear Materials*, 424(1):252–260, 2012. ISSN 0022-3115. doi:10.1016/j.jnucmat.2012.02.025.
- Daub K., Van Nieuwenhove R., y Nordin H. Investigation of the impact of coatings on corrosion and hydrogen uptake of Zircaloy-4. *Journal of Nuclear Materials*, 467:260–270, 2015. ISSN 0022-3115. doi:10.1016/j.jnucmat.2015.09.041.
- Delafoy C., Arimescu V.I., Hengstler-Eger R.M., Landskron H., Moeckel A., y Bellanger P. AREVA Cr₂O₃-doped fuel: Increase in operational flexibility and licensing margins. En *Proceedings of the Top Fuel 2015 – Reactor Fuel Performance meeting*. Zurich, 2015.
- EK. Proposal for the codex-atf test in the framework of the iaea atf-ts project. Informe Técnico, Centre for Energt Research (EK), 2022.
- Goldberg E., Cazado M.E., Loza Peralta M.E., y Soba A. New module for simulating experiments without irradiation included in the DIONISIO 3.0 code. *Nuclear Engineering and Design*, 374:111067, 2021. ISSN 0029-5493.

- Kakiuchi K., Okonogi K., Uchihashi M., Ukai M., Sebe F., Takeuchi Y., Ogawa T., Matsumiya H., y Suyama S. *Progress on ATF development of SiC for LWR*, 2016.
- Kim H.G., Kim I.H., Jung Y.I., Park D.J., Park J.Y., y Koo Y.H. Adhesion property and high-temperature oxidation behavior of Cr-coated Zircaloy-4 cladding tube prepared by 3D laser coating. *Journal of Nuclear Materials*, 465:531–539, 2015. ISSN 0022-3115. doi:10.1016/j.jnucmat.2015.06.030.
- Lahoda E.J. y Boylan F.A. Development of LWR Fuels with Enhanced Accident Tolerance. Informe Técnico DOE/NE-0000566, Westinghouse Electric Company, LLC, Cranberry Woods, PA (United States), 2015. doi:10.2172/1233713.
- Lemes M., Soba A., y Denis A. An empirical formulation to describe the evolution of the high burnup structure. *Journal of Nuclear Materials*, 456:174–181, 2015.
- Liu G., Zhang G.J., Jiang F., Ding X.D., Sun Y.J., Sun J., y Ma E. Nanostructured high-strength molybdenum alloys with unprecedented tensile ductility. *Nature Materials*, 12(4):344–350, 2013. ISSN 1476-4660. doi:10.1038/nmat3544. Number: 4 Publisher: Nature Publishing Group.
- Ma Z., Shirvan K., Wu Y., y Su G.H. Numerical investigation of ballooning and burst for chromium coated zircaloy cladding. *Nuclear Engineering and Design*, 383:111420, 2021. ISSN 0029-5493.
- Malone J., Totemeier A., Shapiro N., y Vaidyanathan S. Lightbridge Corporation's Advanced Metallic Fuel for Light Water Reactors. *Nuclear Technology*, 180(3):437–442, 2012. doi: 10.13182/NT12-A15354. Publisher: American Nuclear Society.
- NEA. *Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions*. 6846. Nuclear Energy Agency, Paris, 2009. ISBN 978-92-64-99091-3.
- NEA. *Nuclear Fuel Behaviour under Reactivity-initiated Accident (RIA) Conditions*. OECD Publishing, Paris, 2010.
- Nishikawa S., Fujii H., Tsuchiuchi Y., Novo Sanjurjo M., y Alonso J.M. *J-alloyTM, advanced PWR fuel cladding material; Program of J-alloyTM development*. Florida, 2010.
- Pasamehmetoglu K., Massara S., Costa D., Bragg-Sitton S., Moatti M., Kurata M., Iracane D., Ivanova T., Bischoff J., Delafoy C., Brachet J., Chauvin J., Coulon-Picard E., Forgeron T., Gonnier C., Lorrette C., Bragg-Sitton S., Cheng B., Csontos A., Sowder A., Topbasi C., Yueh K., Cozzo C., Pouchon M., Dolley E., Rebak R., Gassmann W., Hania R., Heuser B., Kakiuchi K., Katoh Y., Terrani K., Kim H., Kim W., Koo Y., Yang J., Kohyama A., Kurata M., Lahoda E., Xu P., Li R., Liu T., Zhou W., Linhart S., Rehacek R., Moatti M., Pouillier E., Waeckel N., Ohta H., Pasamehmetoglu K., Petit M., Puide M., Wright J., Sakamoto K., Savchenko A., Sevecek M., Steinbrueck M., Tang C., Tulenko J., Van Nieuwenhove R., Vernon E., Verwerft M., y Zvonarev Y. State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels. Informe Técnico, NEA, Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), 2018. NEA-7317 INIS Reference Number: 50015394.
- Sakamoto K., Hirai M., Ukai S., Kimura A., Yamaji A., Kusagaya K., Kondo T., y Yamashita S. Overview of Japanese development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel claddings for BWRs. En *Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM 2017)*. Jeju, Korea, 2017.
- Soba A. y Denis A. Dionisio 2.0: New version of the code for simulating a whole nuclear fuel rod under extended irradiation. *Nuclear Engineering and Design*, 292:213–221, 2015. Spreadsheet. *Modeling Benchmark for Cr coated Zr*, 2022.
- Tang C., Steinbrück M., Große M., Jianu A., Weisenburger A., y Seifert H. *High-temperature oxidation behavior of Kanthal APM and D alloys in steam*, 2016.

- TECDOC-1434. *IAEA-TECDOC-1434: Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles Report of Phase 1B (first part) of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO)*. número 1434 En TECDOC Series. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004. ISBN 92-0-116304-5.
- Toshiba. *SiC reactor core material*, 2015.
- Wagih M., Spencer B., Hales J., y Shirvan K. Fuel performance of chromium-coated zirconium alloy and silicon carbide accident tolerant fuel claddings. *Annals of Nuclear Energy*, 120:304–318, 2018. ISSN 0306-4549.
- Zinkle S.J., Terrani K.A., Gehin J.C., Ott L.J., y Snead L.L. Accident tolerant fuels for LWRs: A perspective. *Journal of Nuclear Materials*, 448(1):374–379, 2014. ISSN 0022-3115. doi: 10.1016/j.jnucmat.2013.12.005.
- Ševeček M. Modeling benchmark for chromium-coated opt. zirlotm cladding in the iaea crp atf-ts. chromium-coated opt. zirlotm cladding material models and benchmark cases specifications. Informe Técnico, Czech Technical University, 2022.