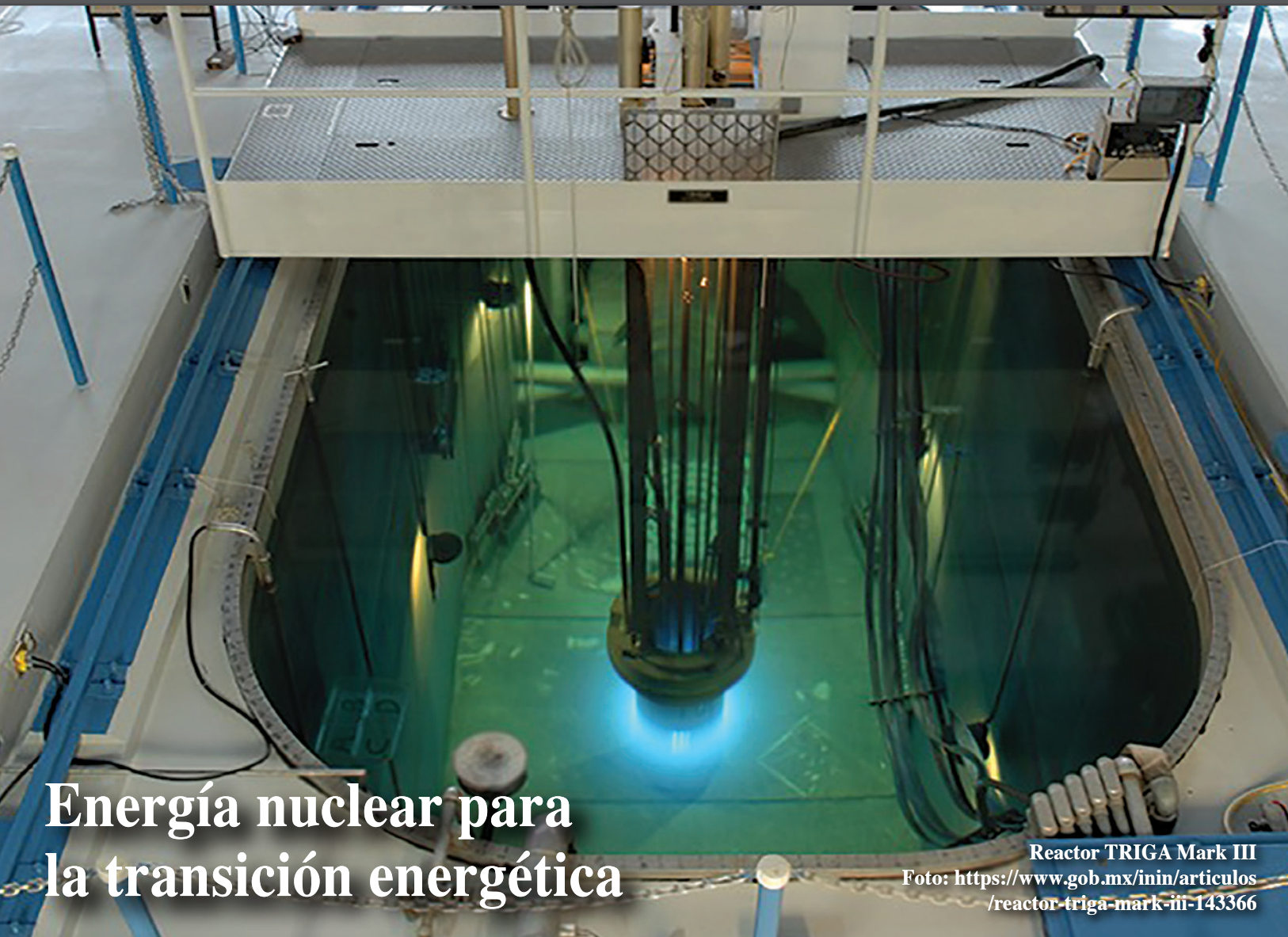


EFICIENCIA ENERGÉTICA

REVISTA DEL FIDEICOMISO PARA EL AHORRO DE ENERGÍA ELÉCTRICA

Año 10/ Número 35/DICIEMBRE/2022



Energía nuclear para la transición energética

Reactor TRIGA Mark III

Foto: <https://www.gob.mx/inin/articulos/reactor-triga-mark-iii-143366>

Energía nuclear, transición energética y cambio climático

La economía de la energía nuclear

Desechos radiactivos

Panorama general del estado actual de la gestión de los desechos radiactivos en México

Reactores modulares pequeños, una opción para satisfacer de manera asequible las necesidades de generación eléctrica

El ciclo de combustible y la sostenibilidad de la energía nuclear

Producción de hidrógeno en un BWR durante un accidente nuclear severo

Reactores nucleares modulares pequeños (SMRs)

La energía nuclear, una opción para la transición energética

Formación de recursos humanos en ingeniería nuclear

Seguridad de reactores nucleares





PROGRAMA ECO-CRÉDITO EMPRESARIAL

35,859 CRÉDITOS con financiamiento a MiPyMES
52,203 EQUIPOS colocados

**Beneficios
Energéticos
y Ambientales**

239.21 GWh/año de ahorro en consumo
63.13 MW de ahorro en demanda
101,183 TON CO₂ emisiones evitadas*

41,065

refrigeradores
comerciales



4,492

aires
acondicionados



4,810

sistemas
fotovoltaicos



1,537

paquetes
de iluminación
eficiente



179

subestaciones
eléctricas



90

cámaras de
refrigeración



18

bancos de
capacitores



11

calentadores
solares



Avances del 1 de junio del 2012 al 30 de noviembre del 2022.

*Factor de emisión 0.423 tCO₂e/MWh. Publicado en la CRE en Factor de Emisión del Sector Eléctrico Nacional 2021.

Síguenos en fidemx 800 3433 835 fidecontacto@fide.org.mx fide.org.mx



gob.mx/sener

Directorio

Comité Técnico

Pablo Moreno Cadena
Presidente

Jaime Setién Rodríguez
Vicepresidente

Odón de Buen Rodríguez
*Comisión Nacional para el
Uso Eficiente de la Energía
(Conuee)*

Guillermo Nevárez Elizondo
*Comisión Federal de Electricidad
(CFE)*

José Antonio Abugaber Andonie
*Confederación de Cámaras
Industriales de los Estados Unidos
Mexicanos (CONCAMIN)*

José Antonio Centeno Reyes
*Cámara Nacional de la Industria
de la Transformación
(CANACINTRA)*

Salvador Portillo Arellano
*Cámara Nacional de Manufacturas
Eléctricas (CANAME)*

Francisco Javier Solares Alemán
*Cámara Mexicana de la Industria
de la Construcción (CMIC)*

Juan Carlos Sierra Boche
*Cámara Nacional de Empresas
de Consultoría (CNEC)*

Víctor Fuentes del Villar
*Sindicato Único de Trabajadores
Electricistas de la República
Mexicana (SUTERM)*

Fernando Senderos Mestre
Grupo KUO S.A.B. de C.V.

Carlos Slim Helú
Grupo Carso S.A.B. de C.V.

Germán Larrea Mota Velasco
Grupo México S.A. de C.V.

Ing. Ramiro Lozano Cantú
Grupo Villacero S.A. de C.V.

Ing. Pedro Martín Colea
Dir. General Signify México

Lic. Julieta Ugalde Ceja
Nacional Financiera S.N.C.

Consejo Editorial

Jorge Toro González
Presidente del Consejo

Gerardo Contreras Punte
Instituto Politécnico Nacional

Yasuhiro Matsumoto Kuwahara
*Centro de Investigación y de Estudios Avanzados
del Instituto Politécnico Nacional*

Alipio Gustavo Calles Martínez
Universidad Nacional Autónoma de México

Hernando Romero Paredes Rubio
Universidad Autónoma Metropolitana

Patricia Ramírez Romero
Universidad Autónoma Metropolitana

Georgina Izquierdo Montalvo
Luis Domínguez Brito
Instituto Nacional de Electricidad y Energías Limpias

Luis Carlos Gutiérrez Negrín
*Centro Mexicano de Innovación en Energía
Geotérmica*

Mariano López de Haro
*Instituto de Energías Renovables de la
Universidad Nacional Autónoma de México*

Odón de Buen Rodríguez
Israel Jáuregui Nares
*Comisión Nacional para el
Uso Eficiente de la Energía*

Pedro Quinto Diez
Instituto Politécnico Nacional

Álvaro Lentz Herrera
Universidad Autónoma de la Ciudad de México

Arturo Cepeda Salinas
Auronix

Rosa de Guadalupe González Huerta
Instituto Politécnico Nacional

José Alberto Valdés Palacios
*Dirección General de Desarrollo
y Sustentabilidad Energética
Secretaría de Desarrollo Económico
Gobierno de la Ciudad de México*

Karla Cedano Villavicencio
*Instituto de Energías Renovables
Universidad Nacional Autónoma
de México*

Julián Sánchez Gutiérrez †
*Escuela Superior de Física
y Matemáticas del Instituto
Politécnico Nacional*

Concepción Cid García
Subdirectora de Programas FIDE

Carlos León Hinojosa
Subdirector Técnico FIDE

FIDE

Raúl Talán Ramírez
Director General

Concepción Cid García
Subdirectora de Programas

Carlos León Hinojosa
Subdirector Técnico

Erasto Martínez González
Subdirector de Coordinación Regional

Armando López Martínez
*Subdirector de Administración
y Finanzas*

Miguel Peyrefitte Ferreiro
Titular de la Unidad Jurídica

Alma Puga Ruiz
Titular de la Unidad de Contraloría

Verónica María Farías Rivero
Titular de la Unidad de Comunicación

Revista Eficiencia Energética

Responsable de la edición:
César Santomé López
cesar.santome@cfe.gob.mx

Diseño Editorial


Pictograma: Edición y Diseño
www.pictograma.mx
Ciudad de México (55) 5544 9638
Ana Muñoz Eslava/Directora de Arte
Bajo control del FIDE

EFICIENCIA ENERGÉTICA, año 10, Número 35, Diciembre de 2022, es una revista trimestral publicada por el Fideicomiso para el Ahorro de Energía Eléctrica (FIDE). Oficinas en Mariano Escobedo N° 420, Col. Anzures, C.P. 11590, CDMX, México, tel. 55 1101 0520. Distribuida por Cactus Display, S.A. de C.V. Dir. Vallarta No. 50-A, Col. Coyoacán, Del. Coyoacán, C.P. 04020, CDMX, México, tel: 55 5554 0457. Todos los derechos de reproducción de los textos aquí publicados están reservados por EFICIENCIA ENERGÉTICA. ISSN: 2007 7505. Número de Certificado de Reserva de Derechos de Uso Exclusivo del Título: 04-2018-091717500200-102, ambos otorgados por el Instituto Nacional de Derecho de Autor. Número de certificado de licitud de título y contenido No. 15968. Impresor: Cactus Display S.A. de C.V. Dir. Vallarta No. 50-A, Col. Coyoacán, Del. Coyoacán, C.P. 04020, CDMX, México, tel: 55 5554 0457. Este número se terminó de imprimir en diciembre de 2022 con un tiraje de 4,000 ejemplares. Distribuido a través de Servicio Postal Mexicano en su C.A.I. ubicado dentro de las instalaciones del impresor. Los artículos firmados son responsabilidad única y exclusivamente de sus autores y no reflejan necesariamente el punto de vista del Fideicomiso para el Ahorro de Energía Eléctrica (FIDE). Se prohíbe su reproducción total o parcial.



FIDEICOMISO PARA EL AHORRO
DE ENERGÍA ELÉCTRICA


Carta editorial



Diversos países están reactivando sus análisis acerca de la energía nuclear como una alternativa factible para satisfacer sus crecientes demandas de electricidad frente a la necesidad de alcanzar su recuperación económica y cumplir con los compromisos climáticos a los que se han comprometido.

El Consejo Editorial de la Revista Eficiencia Energética autorizó la publicación del presente número que aborda distintos aspectos de la energía nuclear, como la seguridad nuclear, desechos nucleares, avances en reactores nucleares modulares, entre otros, con el propósito de aportar información técnica de destacados especialistas para entender mejor el papel que la energía nuclear podría jugar en la transición energética mundial.

De esta forma, agradecemos la valiosa participación de los autores en este ejemplar y en especial el apoyo de sus instituciones, la Academia Mexicana de Ingeniería, la Universidad Nacional Autónoma de México, el Instituto Politécnico Nacional, el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares y la Universidad Autónoma Metropolitana.



Índice

Energía nuclear, transición energética y cambio climático	7
<i>Dr. Javier Cuitláhuac Palacios Hernández</i> <i>Dr. Roberto Carlos López Solís</i>	
La economía de la energía nuclear	11
<i>Dr. Gustavo Alonso Vargas</i> <i>Dr. José Ramón Ramírez Sánchez</i>	
Desechos radiactivos	17
<i>M. en C. Juan Ramón Mota Aguilar</i>	
Panorama general del estado actual de la gestión de los desechos radiactivos en México	25
<i>Dr. Huemantzin Balan Ortiz Oliveros</i> <i>Mtro. Gustavo Molina</i> <i>Mtro. José Ignacio Tendilla del Pozo</i>	
Reactores modulares pequeños, una opción para satisfacer de manera asequible las necesidades de generación eléctrica	31
<i>Dr. Armando M. Gómez Torres</i> <i>Lic. Eduardo Sáinz Mejía</i>	
El ciclo de combustible y la sostenibilidad de la energía nuclear	37
<i>Dr. Juan Luis François Lacouture</i>	
Producción de hidrógeno en un BWR durante un accidente nuclear severo	43
<i>Dr. Hernando Romero Paredes Rubio</i> <i>Dr. Gilberto Espinosa Paredes</i> <i>Dr. Francisco J. Valdés Parada</i>	
Reactores nucleares modulares pequeños (SMRs)	51
<i>Dr. Erick G. Espinosa Martínez</i> <i>Dr. Sergio Quezada García</i> <i>Dr. Hernando Romero Paredes Rubio</i> <i>Dr. Gilberto Espinosa Paredes</i>	
La energía nuclear, una opción para la transición energética	57
<i>Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez</i>	
Formación de recursos humanos en ingeniería nuclear	61
<i>Dr. Edmundo del Valle Gallegos</i> <i>Dr. Armando M. Gómez Torres</i>	
Seguridad de reactores nucleares	65
<i>Dra. Pamela Fran Nelson Edelstein</i>	

In Memoriam al Dr. Julián Sánchez Gutiérrez



El Fideicomiso para el Ahorro de Energía Eléctrica (FIDE) y el Consejo Editorial de la Revista Eficiencia Energética lamentan la sensible pérdida acaecida recientemente del académico e investigador en Ciencia e Ingeniería Nuclear, el Doctor Julián Sánchez Gutiérrez.

El Doctor Sánchez Gutiérrez obtuvo su formación como Ingeniero y Maestro en Ciencias en el Instituto Politécnico Nacional (IPN), y su Doctorado PhD en Ingeniería Nuclear por la Universidad de California en los Ángeles (UCLA), Estados Unidos.

Cabe destacar su desempeño en diversos cargos en instituciones del campo energético en México: Gerente de Seguridad de Instalaciones Nucleares y Gerente de Tecnología, Reglamentación y Servicio en la Comisión de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), Director General del Instituto de Investigaciones Nucleares (ININ) y Director Ejecutivo del Instituto de Investigaciones Eléctricas (hoy INEEL).

Participó por más de cuatro décadas como docente de posgrado e investigador en el Departamento de Ingeniería Nuclear de la Escuela Superior de Física y Matemáticas del IPN, impartiendo cursos y publicando múltiples artículos en revistas internacionales en las áreas de Física e Ingeniería de Reactores, Protección Radiológica, Seguridad de Plantas Nucleares de Potencia, Física de Plasmas, Análisis y Perspectiva de la Energía, y Métodos Matemáticos.

Fue miembro de la American Nuclear Society (ANS), de la Sociedad Nuclear Mexicana y Árbitro de la revista internacional Nuclear Science and Engineering de la ANS.

El Doctor Julián Sánchez Gutiérrez colaboró activamente en el Consejo Editorial de la Revista Eficiencia Energética y señaladamente en la conformación de la presente edición, misma que está dedicada a nuestro distinguido miembro del Consejo Editorial.

Energía nuclear, transición energética y cambio climático

Dr. Javier Cuitláhuac Palacios Hernández

Director general del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. Carretera México Toluca-La Marquesa s/n Ocoyoacac, 52750, Estado de México.

Dr. Roberto Carlos López Solís

Investigador del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. Carretera México Toluca-La Marquesa s/n Ocoyoacac, 52750, Estado de México. Mail: roberto.lopez@inin.gov.mx

Resumen

Mantener el aumento global de temperatura por debajo de 1.5 °C para el 2050 es el reto del siglo. La mayoría de las emisiones de gases de efecto invernadero (GEI) se deben a la quema de combustibles fósiles como fuente de energía. ¿Cómo mantener el status de vida tan energéticamente intensivo como el actual y reducir los GEI? Al día de hoy es claro que las energías renovables, dado su carácter intermitente, no parecen ser la solución por sí solas, debido a que requieren un respaldo, es aquí donde la energía nuclear, al ser una energía limpia, también juega un papel primordial. Teniendo en cuenta que la energía nuclear es una energía limpia, segura y económicamente competitiva, es un error no considerarla como parte de la matriz energética, al no hacerlo, se corre el riesgo de no cumplir las metas de contención de cambio climático. Así, existen los elementos para que los entes decisivos tomen acciones encaminadas al mayor uso de la energía nuclear.

Introducción

Mantener el aumento global de temperatura por debajo de 1.5 °C para el 2050 es el reto del siglo. La mayoría de las emisiones de Gases de Efecto Invernadero (GEI) se deben a la quema de combustibles fósiles como fuente de energía.

¿Las energías renovables son la solución?

¿Qué papel desempeñará la energía nuclear para alcanzar esa meta?

¿Qué significa alcanzar esta meta para los diferentes sectores energéticos?

Lo anterior tiene implicaciones diferentes según el sector. Para el sector eléctrico, en 2050, el 80% de la electricidad debería ser libre de GEI. Para el sector transporte, todos los vehículos terrestres y marítimos (y 60% de los aéreos) deberían ser eléctricos, de hidrógeno (H₂) u otra tecnología libre de emisiones. En el sector habitacional, los hogares deberán cumplir la condición de cero emisiones, lo que significa que sus sistemas de enfriamiento o calentamiento sean por medios libres de GEI. En el sector industrial se necesitará que el 100% de todos los procesos que requieren calor de baja temperatura sean a partir de cero emisiones, y entre el 50% y 70% de los procesos con calor de alta temperatura, con procesos de bajas emisiones. Como puede verse, cada sector deberá adaptarse a una nueva manera de trabajar.

La transición antes mencionada trae consigo retos tecnológicos, no sólo el desarrollo de tecnologías de generación libres de GEI (nuclear o renovables), sino mejorar procesos existentes, como volver la producción de H₂ por electrólisis económicamente efectiva y desarrollar una red de distribución para éste.

El escenario es muy ambicioso, pero no imposible, y las consecuencias de no lograrlo serían enormes en materia económica, social y de supervivencia del entorno, sin embargo, vale la pena hacer la siguiente pregunta: ¿cómo se puede lograr esa meta en condiciones económicas aterrizadas, sensatas y tecnológicamente probadas?

Para contestar esa pregunta comparemos primero las emisiones por tecnología actualmente en uso. La Figura 1 muestra las emisiones equivalentes de CO₂ por unidad de energía para cada fuente de energía eléctrica. Como puede verse, la energía nuclear es una de las tecnologías con menores emisiones.

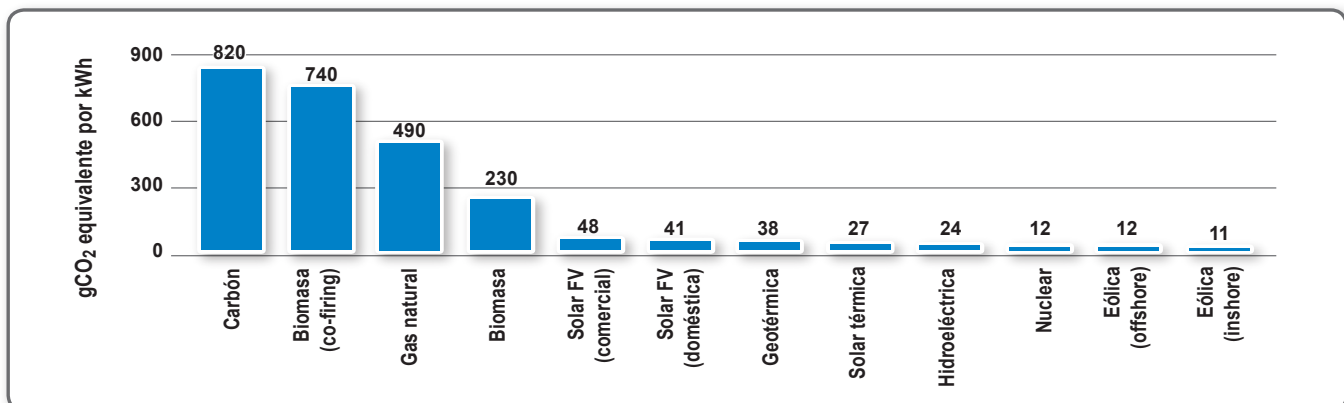


Figura 1. Emisión de CO₂ por fuente de energía eléctrica [WNA, 2021]

Ventajas de la energía nuclear sobre otras tecnologías de generación eléctrica libres de GEI

¿Y si ignoramos la energía nuclear e invertimos mayoritariamente en renovables? Esta idea puede sonar atractiva al principio, sin embargo, hay un importante ‘pero’. En primer lugar, por su naturaleza intermitente, las fuentes renovables dependen de un respaldo para suministrar la demanda requerida y éste recae en quema de combustibles fósiles. En segundo lugar, la mayor parte de las fuentes de energía renovables dependen de las condiciones climatológicas, mismas que están cambiando. Una unidad de generación por renovables hoy, puede que produzca mucho menos 10 años después de cuando fue instalada.

Existe un ejemplo de un país que decidió invertir en renovables y que mantiene una alta tasa de emisiones de GEI, Alemania. Después del accidente de Fukushima en 2011 decidió aumentar su producción con energías renovables y reducir gradualmente su producción nuclear (para llegar a 0% en 2025). En la Tabla I se comparan las emisiones de Alemania contra un país con una producción parecida, pero con un porcentaje alto de generación con energía nuclear (alrededor del 70%), Francia. Como puede verse en la tabla mencionada, a pesar de tener un alto porcentaje de renovables, Alemania tiene las emisiones mucho mayores que Francia.

Tabla I. Consumo de electricidad, % de renovables y emisiones equivalentes de CO₂ para Alemania y Francia [Enerdata, 2022]

	Año	Electricidad TWh	% Renovables	Emisiones MTCO ₂
Alemania	2010	633	17.6	777
	2021	584	41.5	625
Francia	2010	569	14.6	352
	2021	555	22.6	301

Otras de las grandes ventajas de la energía nuclear sobre otras fuentes libres de GEI son su alto factor de capacidad y el relativamente bajo requerimiento de superficie. En la Tabla II se compara una central nuclear de 1,000 MWe contra lo necesario en solar fotovoltaica y eólica para producir la misma electricidad.

Tabla II. Comparación de nuclear vs. solar fotovoltaica y eólica [NEI, 2015]

	Capacidad instalada (MW)	Factor de capacidad (%)	Área (km ²)
Nuclear	1,000	90	3.4
Eólica	1,900 - 2,800	32-47	637 - 932
Solar FV	3,300 - 5,400	17-28	117 - 192

Parte de la solución al calentamiento global consiste en utilizar energía nuclear no sólo para generar electricidad, sino que, aprovechando las ventajas de la cogeneración, poder producir hidrógeno verde, desalar agua de mar, producir calor de proceso para industrias y hogares, entre otros usos.

Estado de la energía nuclear en el mundo

La energía nuclear, si bien está enfrentando retos enormes, tiene todavía un papel muy claro de aquí al 2050 en los principales países de Asia como China, Corea e India, que siguen siendo países con un claro objetivo de incorporar la energía nuclear a su matriz energética.

Para agosto de 2022 se encuentran en operación 438 reactores nucleares en 33 países, y la producción eléctrica por medios nucleares en 2021 ascendió a 2,653 TWh, lo que representó alrededor del 10% de la electricidad producida en el mundo. Los países con mayor capacidad nuclear instalada en el mundo son Estados Unidos con 94.72 GWe en 92 reactores, Francia con 61.37 GWe en 56 reactores y China con 52.14 GWe en 55 reactores; estos países producen un 69%, 19.6% y 5.0% de su electricidad con energía nuclear, respectivamente. México cuenta con dos unidades con una capacidad conjunta de 1,552 MWe, que en 2021 produjeron 11.6 TWh, o un 5.3% la electricidad generada en el país [IAEA, 2022] [WNAa, 2022].

En 2022 se encuentran en construcción 56 nuevos reactores en 18 países, que representarán una adición de 57,848 MWe a la capacidad nuclear mundial. Aunque la construcción de nuevas unidades es un proceso cada vez más optimizado, no deja de ser un proceso largo. Una alternativa a la adición de capacidad nuclear mediante construcción de nuevas unidades es el incremento de capacidad de las unidades existentes y la extensión de licencia de operación.

Respecto al incremento de capacidad, éste es un proceso económico y efectivo de agregar nueva capacidad nuclear utilizado en muchos países. Por mencionar algunos, en Estados Unidos desde 1977 se han aplicado 165 incrementos de potencia, que significaron un aumento de 7,500 MWe [WNAb, 2022]. En México, de 2007 a 2013, se llevaron a cabo cambios en las unidades que extendieron su capacidad de producción de 680 a 820 MWe.

Originalmente, una central nuclear está diseñada para operar de 25 a 40 años, sin embargo, el reemplazo de equipos durante repotenciación o el buen mantenimiento de una central, llevan a que ésta aún tenga vida útil incluso después de expirada su licencia de operación. Las extensiones de licencia son una manera de incrementar la capacidad nuclear. Por mencionar algunos casos, la Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos ha otorgado extensiones a 85 reactores para alcanzar vidas de

operación entre 40 y 60 años, y en México, ambas unidades de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV) recibieron una extensión de licencia de 30 años. La extensión de vida de una central nuclear es la opción más efectiva económicamente (ver Figura 2) de incrementar capacidad entre las fuentes de baja emisión de GEI.

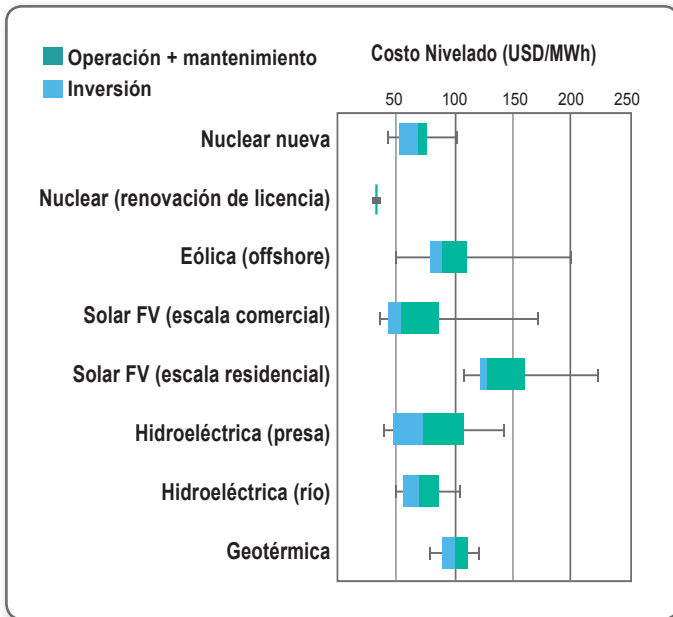


Figura 2. Costos nivelados de fuentes de generación de baja emisión de GEI [IEA-NEA, 2021]

Futuro de la energía nuclear

¿Por qué la energía nuclear no ha ocupado un lugar preponderante en la generación eléctrica de la mayoría de los países?

Muy probablemente, la razón ha sido una condición político-social, basada en prejuicios erróneos y no por razones tecnológicas o económicas. Las condiciones políticas han hecho artificialmente caro el desarrollo de proyectos nucleares, por ejemplo, en países como Estados Unidos y Alemania se tienen vigentes estrictos controles fiscales para la energía nuclear, pero relajados o nulos controles para emisiones de carbón [GCCFinTax, 2022], esto nos da una idea del reto político-social en torno a la energía nuclear.

Más allá de la extensión de licencias y construcción de nuevas unidades, en el mundo se realizan esfuerzos para desarrollar tecnologías de reactores cada vez más seguros y económicos.

Una de estas tecnologías prometedoras es la de reactores modulares pequeños (SMRs) de hasta 350 MW. Estos representan la evolución de diseños de reactores existentes con mejoras en seguridad y costos. Entre sus características principales se encuentran: reducción de costos por fabricación estandarizada y modular, escalabilidad mediante la operación de varios módulos (que contribuye al reemplazo de centrales fósiles), elementos de seguridad pasiva, posibilidad de utilizarlo (mediante cogeneración) para procesos energéticamente demandantes como producción de hidrógeno, desalar de agua de mar, o calor de procesos industriales y, sobre todo, la posibilidad de introducir la energía nuclear en mercados emergentes donde una central de mayor escala no sea una opción viable.

Conclusiones

Existe toda una serie de avances científicos y tecnológicos que podrían potenciarse incorporando la energía nuclear a las matrices energéticas. Se espera que mediante su incremento de capacidad, la energía nuclear siga siendo parte fundamental de la cuota de energías de baja emisión de GEI.

Desde el punto de vista técnico, económico, científico y ambiental es un error no considerar a la energía nuclear como parte de la matriz energética, al no hacerlo, se corre el riesgo de no cumplir las metas de contención de cambio climático. Así, existen los elementos para que los entes decisorios tomen acciones encaminadas al mayor uso de la energía nuclear.

La energía nuclear es una energía limpia y sustentable, que evita contaminar el aire que respiramos, es un socio complementario a las energías renovables, es capaz de generar 24/7, pero también puede funcionar con flexibilidad si se requiere, es primordial en la descarbonización de los sectores transporte, industria y calor. Por lo anterior, es un candidato ideal para incrementar su capacidad instalada en el sistema eléctrico nacional y debería ser considerada como parte estratégica en la transición energética, pues tenemos los conocimientos y experiencia necesarios para ello.

Referencias:

1. WNA. (2021). World Nuclear Association, Carbon Dioxide Emissions from Electricity. Disponible en: <https://world-nuclear.org/information-library/energy-and-the-environment/carbon-dioxide-emissions-from-electricity.aspx>
2. Enerdata. (2022). Enerdata: intelligence + consulting. World Energy & Climate Statistics - Yearbook 2022. Disponible en: <https://yearbook.enerdata.net/>
3. NEI. (2015). Nuclear Energy Agency. Land Needs for Wind, Solar Dwarf Nuclear Plant's Footprint. Disponible en: <https://www.nei.org/news/2015/land-needs-for-wind-solar-dwarf-nuclear-plants>
4. IAEA. (2022). International Atomic Energy Agency. Power Reactor Information System. Disponible en: <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>
5. WNAa. (2022). World Nuclear Association. Nuclear Power in the World Today. Disponible en: <https://world-nuclear.org/information-library/energy-and-the-environment/carbon-dioxide-emissions-from-electricity.aspx>
6. WNAb. (2022). World Nuclear Association. Plans for New Reactors Worldwide. World Nuclear Association. Disponible en: <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/plans-for-new-reactors-worldwide.aspx>
7. IEA-NEA. (2020). International Energy Agency – Nuclear Energy Agency. Projected Costs of Generating Electricity – 2020 Edition. Disponible en: https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-12/egc-2020_2020-12-09_18-26-46_781.pdf
8. GCC Fintax. (2022). Gulf Countries Cooperation (GCC) Fintax. What Countries Have A Carbon Tax? Disponible en: <https://www.gccfintax.com/articles/what-countries-have-a-carbon-tax--4100.asp>

MEMORIA 2022

CANAME



CANAME
XLIII
CONVENCIÓN

ELECTROMOVILIDAD

IMPACTO Y FUTURO DE LAS MANUFACTURAS ELÉCTRICAS



serintra

mabe

SIEMENS

VIKON
Una marca Viakable

MINE POWER

STEEL POWER



La economía de la energía nuclear

Dr. Gustavo Alonso Vargas

Investigador del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, México. C.P. 52750. Mail: gustavo.alonso@inin.gob.mx

Dr. José Ramón Ramírez Sánchez

Investigador del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, México. C.P. 52750. Mail: ramon.ramirez@inin.gob.mx

Resumen

La energía nuclear forma parte de las fuentes de generación de electricidad limpia, no emite gases de efecto invernadero durante el proceso de producción de electricidad y debe considerarse como parte de las alternativas para coadyuvar al combate al cambio climático, ya que es una fuente de carga base que genera electricidad las 24 horas del día, los 365 días del año. Actualmente, la regulación permite la operación de los reactores nucleares hasta por 80 años, siendo la única forma de generación eléctrica con la mayor vida operacional. La construcción de los reactores nucleares es un proceso intensivo de capital, pero sus costos de producción son relativamente bajos. En el presente estudio se analizan las alternativas de su posible financiamiento y se consideran los beneficios económicos y sociales que se tienen al implementar su construcción.

1. Energía nuclear y desarrollo económico

El uso de reactores nucleares para la producción de electricidad se inició en la década de 1950 en Estados Unidos, el Reino Unido y la ex URSS y, a la fecha, ha sido una forma segura, eficiente, confiable y económica de generación de electricidad en el mundo. En la actualidad, 31 países cuentan con esta tecnología, entre ellos, México. La energía nuclear contribuyó con el 10.3% de la electricidad total generada en 2021, lo cual representó 2,653 TWh mediante el uso de 437 reactores operables con una capacidad combinada de 393,259 MW.¹

A la fecha, hay 59 reactores en construcción en 18 países y se espera que ante la creciente necesidad de reducción de emisiones de efecto invernadero, mediante el uso de tecnologías limpias, el uso de reactores nucleares se incremente en muchos países que ya cuentan con la tecnología y que otros países que no cuentan con ella adquieran la infraestructura necesaria para su implementación.

El uso de fuentes renovables variables como son la energía eólica y la solar fotovoltaica han sido la elección primordial para incrementar la participación de energías limpias en la generación eléctrica, sin embargo, dada su variabilidad y la falta de tecnologías maduras para el almacenamiento de electricidad, su participación se encuentra limitada a no más del 20% en cualquier sistema eléctrico, esto con objeto de poder compensar su variabilidad con fuentes de respaldo que no pongan en riesgo la confiabilidad del sistema eléctrico.

En México, la principal fuente de generación eléctrica ha sido el gas natural incluso cuando el país no cuenta con este recurso, en 2021 se importó alrededor del 70% de gas principalmente por ductos de Estados Unidos para satisfacer las necesidades del país, y el sector eléctrico consumió alrededor del 64% del total de gas que se emplea en el país.² Los ciclos combinados a base de gas natural es la fuente con menos emisiones de CO₂ equivalente de todas las fuentes fósiles, 0.454 ton/MWh, sin embargo, dada su capacidad instalada en México, son actualmente la mayor fuente de emisiones del sector eléctrico. Adicionalmente, considerando un costo del combustible de 3.50 US\$/mmBTU, la erogación anual por combustible del sector eléctrico fue de alrededor de US\$6,834,938, lo que es equivalente al costo de inversión de un reactor nuclear de 1,400 MW.

La distribución de la capacidad instalada en México y su generación en 2021 se muestra en la Figura 1,³ donde las fuentes renovables variables tienen una participación del 12.56%, con relativamente poco margen de crecimiento, por lo que la energía nuclear resulta ser una alternativa confiable para poder dar cumplimiento a la participación y uso de fuentes de generación limpia que coadyuven a la reducción y limitación de emisiones de gases de tipo invernadero.

La construcción de un reactor nuclear grande, mayor a 1,000 MW, es un proceso que requiere de aproximadamente 5 años, y genera del orden de hasta 3 mil empleos durante la etapa

¹ World Nuclear Power Reactors and Uranium Requirements, World Nuclear Association, 2021.

² Gas natural, Secretaría de Energía, 2021.

³ Programa de Desarrollo del Sector Eléctrico 2022-2036, Secretaría de Energía.

de construcción y, posteriormente, para la operación de una planta se requieren alrededor de 500 empleados calificados de diferentes habilidades y profesiones, no sólo ingenieros nucleares. La vida útil de un reactor nuclear es actualmente de 80 años, por lo que varias generaciones de trabajadores serán parte del staff de esa planta nuclear. Además, la construcción de una planta nuclear genera un polo de desarrollo ya que los salarios de estos trabajadores es en promedio mayor al de otros trabajadores del

sector eléctrico, adicionalmente, se crean alrededor de otros 350 empleos en la comunidad local debido a su operación.

Como un ejemplo se puede ver a la Central Laguna Verde donde durante toda la etapa de construcción no hubo un flujo negativo de crecimiento en el sitio a pesar de que durante esa época sí existió un crecimiento negativo en el estado de Veracruz, la región de Alto Lucero donde se encuentra la planta ha mejorado sus condiciones socioeconómicas como parte de la instalación de la central nuclear.

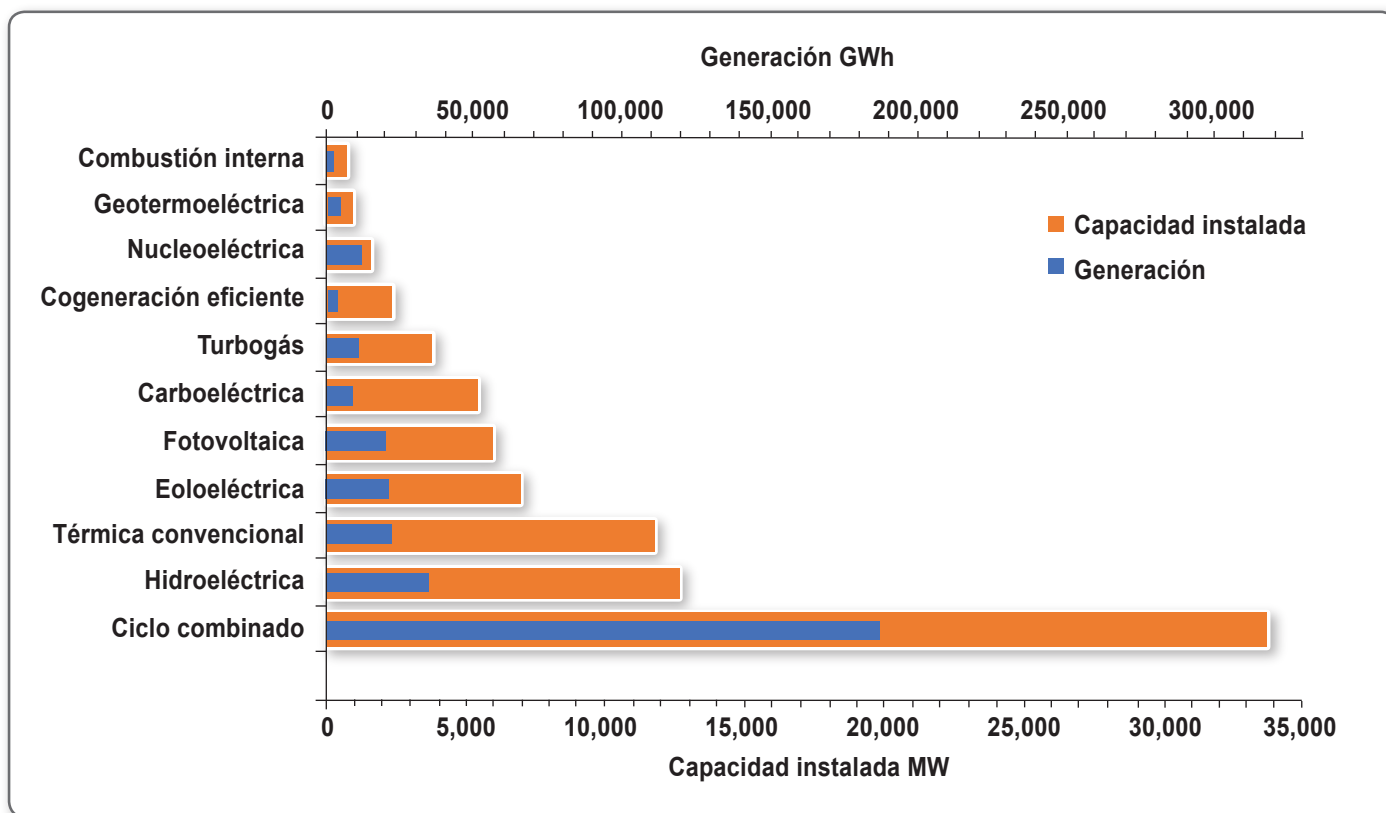


Figura 1. Generación eléctrica en México, 2021.

2. Calidad y cuantía de la inversión

De acuerdo con el documento *Projected Costs of Generating Electricity 2020 Edition*, publicado por la Agencia Internacional de Energía, el costo instantáneo (overnight cost) de un reactor de agua ligera de 1,100 MWe en Estados Unidos de América es de 4,250 US\$/kWe,⁴ se considera que México tendría condiciones similares.

El flujo de inversión para un proyecto nuclear ha variado, anteriormente era sólo de cinco años, en la actualidad los reactores nucleares se han estandarizado y modularizado, y las técnicas de construcción se llevan a cabo mediante el modelo “top to bottom” con una construcción a base de módulos, aumentando la confiabilidad de la construcción.

Actualmente se considera un periodo mayor a los cinco años de construcción, ya que inicialmente se deberán de comprar o al menos ordenar algunas piezas de equipo mayor, lo cual considera una erogación previa, este periodo o flujo de inversión es de siete o hasta ocho años. En el presente estudio consideraremos, de acuerdo con lo señalado en el COPAR 2019,⁵ un periodo de siete años.

La Figura 2 muestra el flujo de inversión para tres tasas de interés, 3%, 7% y 10%, mismas que considera el informe de la agencia internacional de energía y se ha incluido el 5%, y la Tabla I señala el costo total de la inversión y el costo total nivelado de inversión, incluyendo intereses en cada caso considerado. De acuerdo con los términos de referencia emitidos por la OCDE (The Arrangement for Officially Supported Export Credits)⁶ las tasas

⁴ Projected Costs of Generating Electricity, 2020 Edition, International Energy Agency, 2020.

⁵ COPAR Generación, Julio 2019, CFE.

⁶ Arrangement on Officially Supported Export Credits, July 2021, Organization for Economic Cooperation and Development.

de interés comerciales de referencia actuales (9 de agosto de 2022)⁷ asumen que para proyectos nucleares las tasas en dólares americanos serán de 4.2%, en los cuales se puede contratar hasta el 85% de crédito del costo total de inversión y se pagarán hasta en un plazo de 18 años con el primer pago a los seis meses del inicio de operación comercial del reactor nuclear.

Estas condiciones favorecen el financiamiento de diferentes proyectos, entre los cuales se encuentra la construcción de centrales nucleares, en el mismo documento de la OECD se puede apreciar que las tasas para préstamos contratados en yenes japoneses son del orden del 2%, en tanto que en general la tasa LIBOR (London Interbank Offered Rate) está en 3.6% y la Prime Rate de Estados Unidos de América en 5.5%, por lo que se esperaría que un proyecto financiado para la construcción de un reactor nuclear tendría una tasa de interés alrededor del 5%.

El costo total nivelado considerando un reactor nuclear de 1,350 MWe con 3.6% de energía dedicada a usos propios, un 90% de factor de planta y 6% de pérdidas técnicas de transmisión se muestra en la Figura 3 para las diferentes tasas de interés consideradas.

	Inversión %	Inversión millones de US\$	Inversión millones de US\$			
			3%	5%	7%	10%
Total	100.00%	5,737.50	6,420.03	6,911.40	7,433.60	8,278.09
Costo actualizado al inicio de operación US\$/kWe		4,250.00	4,755.57	5,119.56	5,506.37	6,131.91

3. Retornos de inversión y beneficios económicos

Para poder determinar si un proyecto es económicamente viable, se toma como base la tasa de descuento aplicable al proyecto, el costo de la inversión, los gastos de combustible y de operación y mantenimiento, y los ingresos que se obtendrán por la energía vendida, la cual depende de los precios de venta de la electricidad.

En México el precio promedio de venta de la electricidad es de 1.6962 pesos/kWh, lo que equivale a 85.05 US\$/MWh considerando una paridad de 19.94 pesos por dólar, si se considera a los certificados de energía limpia, se agregarían 20 US\$/MWh dando un precio total de 105.05 US\$/MWh, con este precio y considerando las pérdidas técnicas de transmisión se tendría una energía anual vendida de 9,644,623 MWh.

Esta energía vendida generaría un ingreso de 1,013.16 millones de dólares para un reactor de 1,350 MWe y los egresos por combustible y operación y mantenimiento serían de 244.27 millones de dólares, quedando un beneficio anual de 768.90 millones de dólares. En el análisis económico se considera a la tasa interna de retorno, el costo-beneficio, el tiempo de recuperación y el valor presente neto como los principales indicadores para determinar la viabilidad de un proyecto.

La tasa interna de retorno deberá ser superior a la tasa de descuento, el beneficio costo superior a 1 y el tiempo de recuperación de la inversión estará contenido en el tiempo de vida útil de la planta. La Tabla II muestra estos factores para las cuatro tasas de interés consideradas.

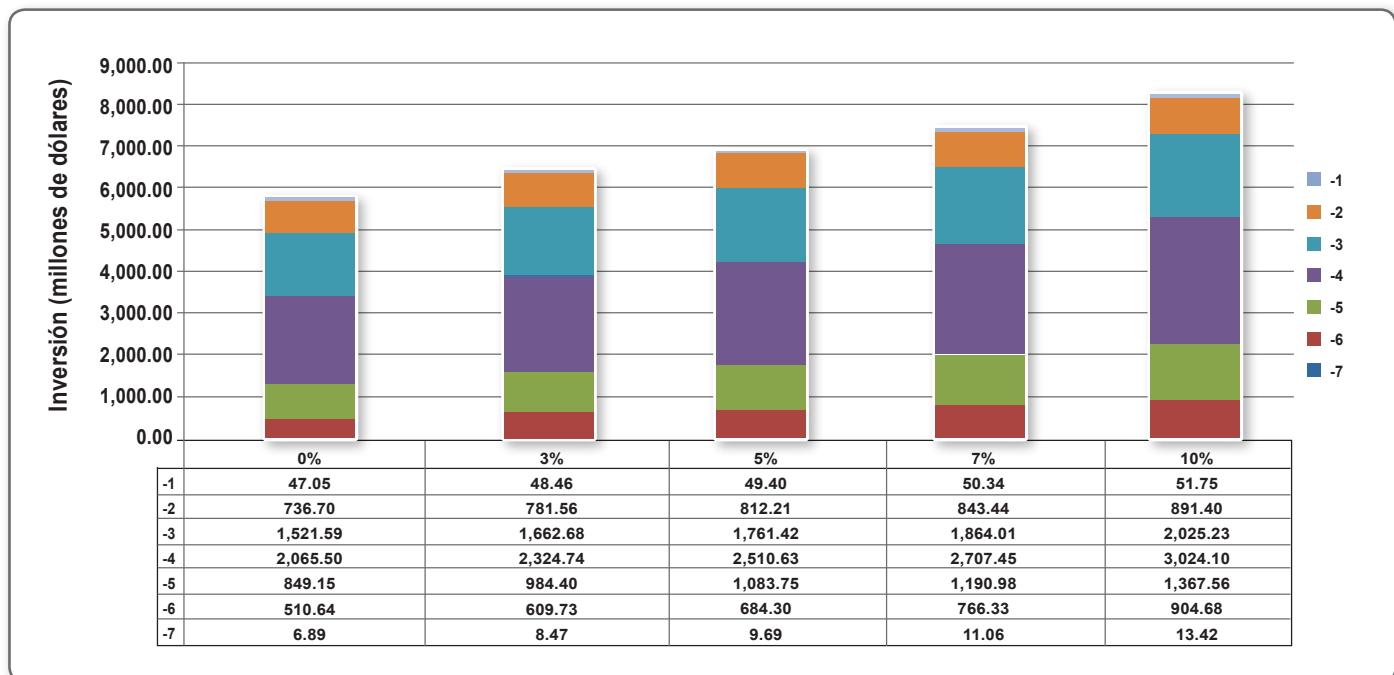


Figura 2. Flujo de inversión de un proyecto nuclear

⁷ Renewable Energy, Climate Change Mitigation and Adaptation, and Water Projects, Nuclear Power Plants, Prevailing Minimum Commercial Interest Reference Rates (CIRRs), Paris, 9 August 2022.

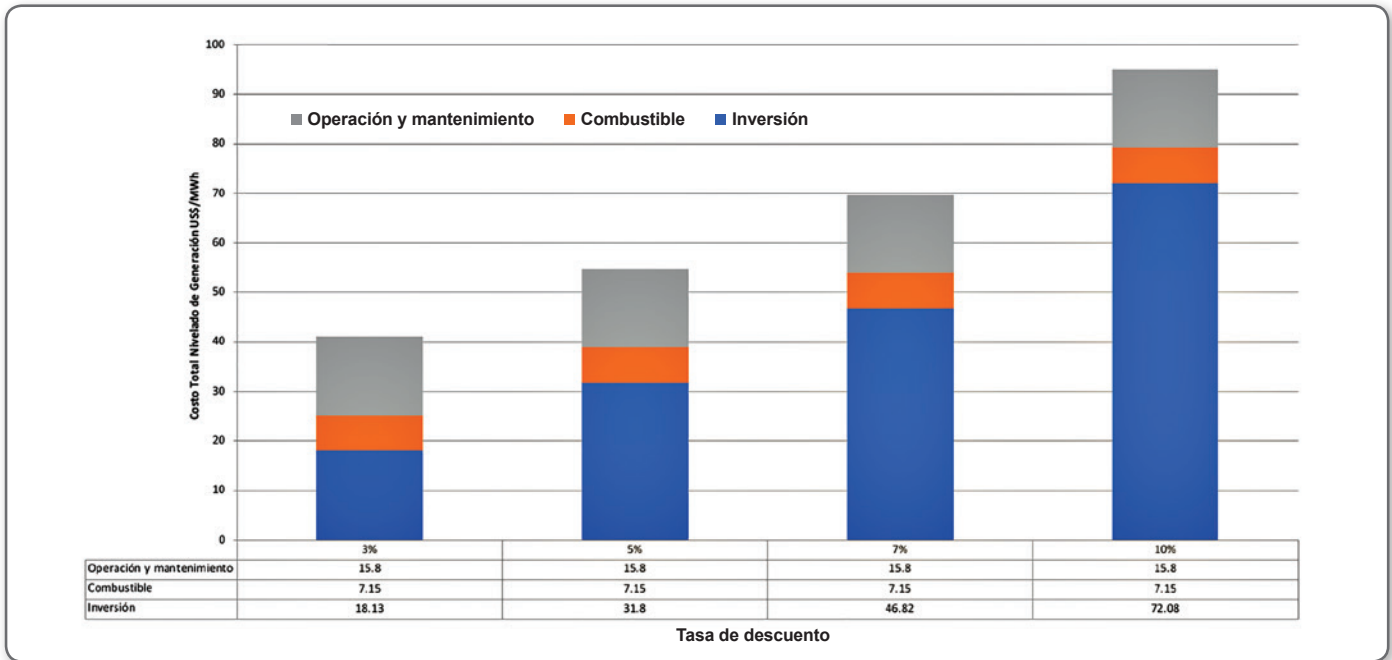


Figura 3. Costo total nivelado de generación eléctrica

Tabla II. Parámetros en el análisis económico del proyecto nuclear				
Parámetro	3%	5%	7%	10%
Tasa interna de retorno (%)	10.23	9.65	9.11	8.36
Beneficio/costo	3.06	1.79	1.17	0.74
Valor presente neto (millones de US\$)	11,973.53	4,925.35	1,158.11	-1,878.07
Tiempo de recuperación (años)	11	15	25	No se recupera

Como puede observarse, hasta con una tasa de descuento del 7% el proyecto resulta económicamente viable, sin embargo, a la tasa de descuento del 10% ninguno de los factores considerados es aceptable, la Figura 4 muestra el flujo de efectivo operativo en la valoración económica.

De acuerdo a las tasas de interés Prime y LIBOR, la posibilidad de obtener financiamiento estaría por debajo del 6%, y se consideran las condiciones especiales a proyectos de este tipo por la OECD. Las condiciones crediticias estarían por debajo del 5%, haciendo viable económicamente un proyecto de este tipo.

Es importante señalar que, dados los ingresos por venta de la electricidad generada, se contaría siempre con un flujo de efectivo operativo positivo que ofrece la posibilidad de pagar el préstamo en un plazo de 18 años y generar ganancias adicionales. La Figura 5 muestra el flujo de efectivo operativo a valor presente considerando el pago del financiamiento del 85% en 18 años en pagos iguales y un crédito nacional del 15% a una tasa de interés del 10% pagadero a 5 años después del inicio de operación de la central.

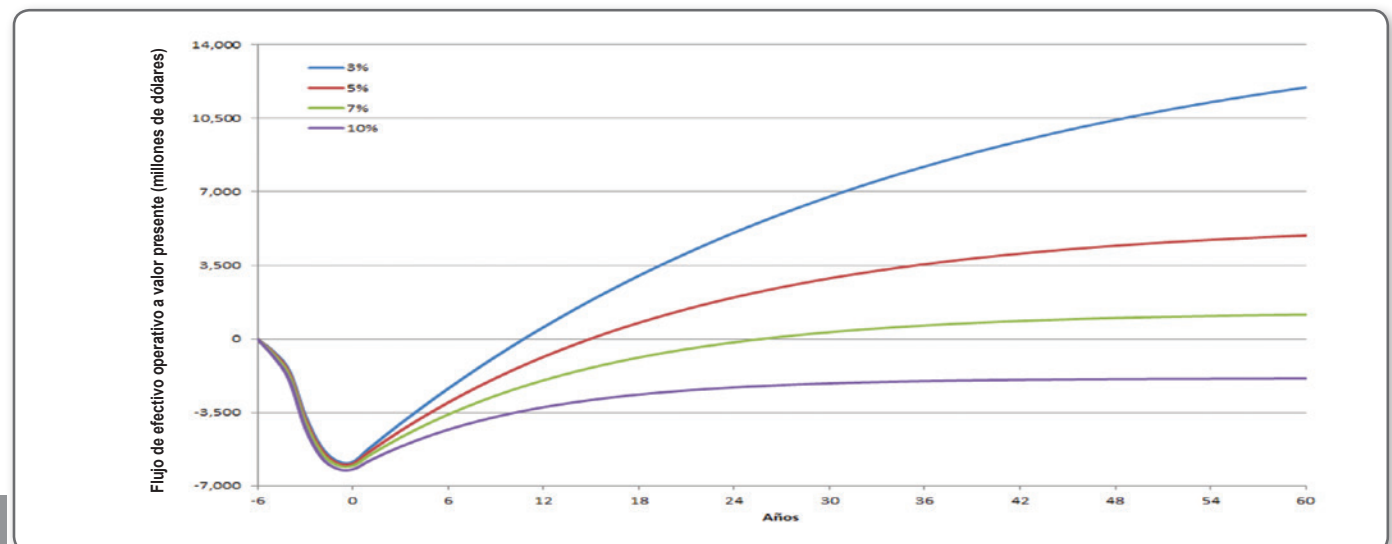


Figura 4. Flujo de efectivo operativo en la valoración económica

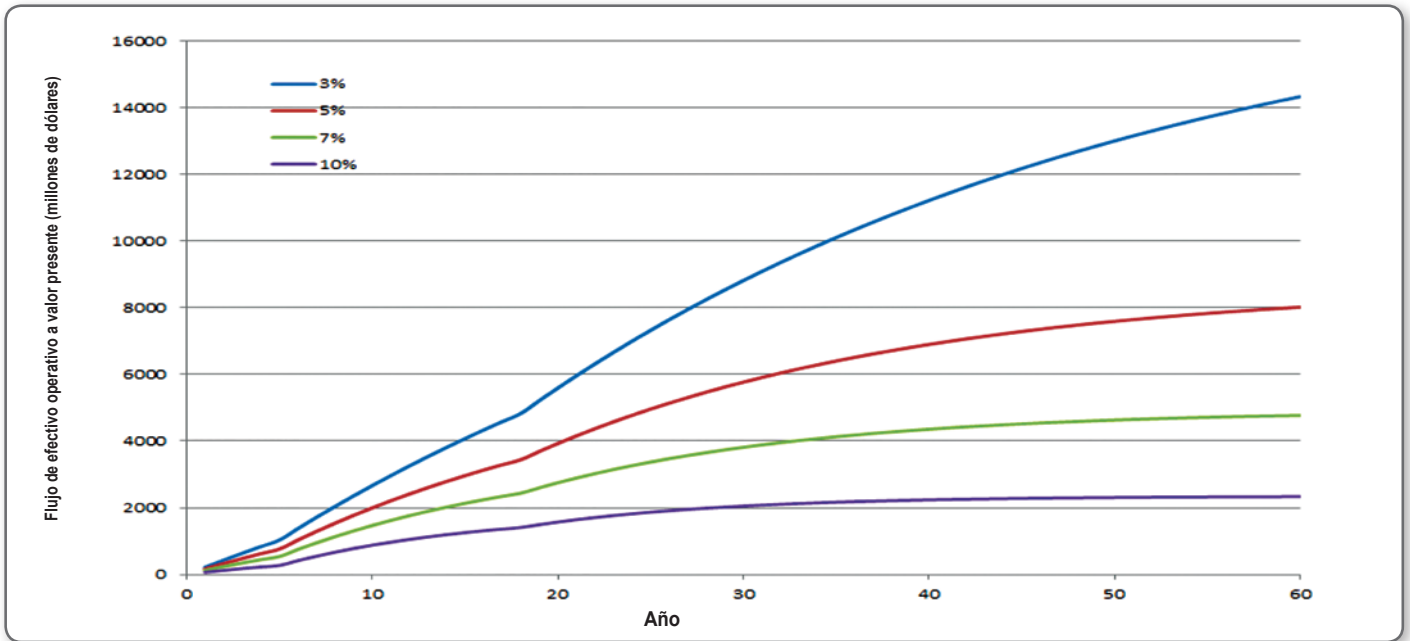


Figura 5. Flujo de efectivo operativo para un proyecto nuclear financiado

La construcción y operación de un reactor nuclear es un proyecto intensivo de capital que, dadas las condiciones actuales mundiales y las del país, puede llevarse a cabo mediante un financiamiento preferente con tasas de interés menores al 5% y que generaría ingresos importantes por la venta de la electricidad, ya que los costos de producción (operación, mantenimiento y combustible) son del orden de 22.95 US\$/MWh, siendo de los más económicos cuando se compara con otras tecnologías, lo cual favorece que sea una de las primeras en ser despachadas como parte de las tecnologías de carga base del sistema.

Además, su construcción representa un polo de desarrollo para la región en donde se instale por la creación de empleos directos e indirectos y la derrama económica que implica, mejorando la calidad de vida de los habitantes circundantes al sitio de su ubicación.

Conclusiones sobre la competitividad económica de los reactores

Los reactores nucleares son una tecnología madura de generación eléctrica que provee de forma segura y confiable más del 10% de la electricidad generada en el mundo con una experiencia de 18,000 años-reactor y actualmente hay alrededor de 440 reactores en el mundo.

Tiene la característica de generar electricidad a plena potencia las 24 horas del día, los 365 días del año. Actualmente, su factor de planta promedio mundial es superior al 85%, y en algunos países supera el 90%, haciendo que sus costos de generación eléctrica (operación, mantenimiento y combustible) sean de los más bajos en el mundo y competitivos incluso con costos del gas natural de 3.50 US\$/mmBTU.

Las condiciones de financiamiento permiten que los proyectos nucleares puedan ser construidos a bajas tasas de financiamiento y pagaderos a plazos de hasta 18 años. Para precios de venta de la electricidad de 100 US\$/MWh se tiene siempre un flujo de efectivo que permite el pago del financiamiento y genera ganancias.

Un proyecto nuclear en México puede ser valorado positivamente bajo las condiciones actuales hasta una tasa de descuento del 7%, esto aparentemente puede ser una limitante, pero aquí se ha demostrado que financieramente el proyecto es viable y genera siempre un flujo de efectivo operativo positivo que permite el pago de su financiamiento, además de que su implementación coadyuva a fortalecer la independencia energética del país y reducir la dependencia en el gas natural.



Desechos radiactivos

M. en C. Juan Ramón Mota Aguilar

*Jefe del Departamento de Sistemas Nucleares,
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares,
Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac,
Estado de México, México. C.P. 52750
Mail: juanramon.mota@inin.gob.mx*

Los desechos radiactivos

El tema de los desechos radiactivos genera mucho interés entre el público cuando se habla de la energía nuclear. Desgraciadamente es un tema sobre el cual hay mucho desconocimiento y que crea temores infundados.

Es común que entre el público exista la noción de que es un problema que no tiene solución y de que es una desventaja de la energía nuclear. Muy por el contrario, existen soluciones para la gestión de los desechos radiactivos que han sido ya puestas en práctica en muchos países y que han llevado a que más del 81% (en volumen)⁷ de todos los desechos radiactivos sólidos del mundo se encuentren ya confinados de manera permanente y segura en instalaciones y con procedimientos diseñados específicamente para ello. Además, debe considerarse una ventaja de la energía nuclear que, a diferencia de otras fuentes para generar electricidad, la nuclear se hace responsable de todos sus residuos peligrosos para que ninguno de ellos ocasione contaminación. Los desechos son en su gran mayoría segregados físicamente y confinados o bien, en una minoría de casos, diluidos a tal grado de concentración que los productos son inocuos al ser dispersados en la biósfera.

También, a diferencia de otras fuentes de generación eléctrica, la energía nuclear incluye el costo del manejo de sus desechos dentro de los costos totales de la electricidad producida y, aun así, el costo de la generación de electricidad por medios nucleares es de las más baratas comparativamente. Las plantas nucleares en muchos países cobran una cuota como parte del costo de la electricidad producida que es destinada a cubrir los gastos de manejo y disposición de los desechos. Como ejemplo, en Estados Unidos dicha cuota es de alrededor de 0.1 centavo de dólar por kilowatt-hora generado. Se calcula que el costo de manejar y disponer de los desechos de una planta nuclear típicamente representa alrededor del 5% del costo total de la electricidad producida.¹

La comparación con otros tipos de industrias en cuanto a cantidades de desechos generados es un factor también

favorable para la energía nuclear. Como ejemplo, se puede citar el de un país, el Reino Unido, cuya industria nuclear es la más antigua del mundo, habiendo comenzado en los años 40. En ese país, el total de desechos radiactivos producidos a la fecha y pronosticados para el año 2125 es de alrededor de 4.9 millones de toneladas. Esos desechos, una vez empacados, ocuparían un espacio similar al de un estadio de fútbol. En el mismo país, la cantidad anual de desechos convencionales alcanza los 200 millones de toneladas, de los cuales, 4.3 millones son clasificados como desechos peligrosos.¹

Cabe mencionar que los desechos radiactivos decaen con el tiempo, mientras que los desechos peligrosos convencionales, que también deben ser aislados adecuadamente del público y del medio ambiente, por lo general, nunca pierden su toxicidad.

También es ilustrativo comparar los desechos producidos en forma anual por una planta nuclear eléctrica con una planta eléctrica de carbón. Una planta nucleoelectrica grande de 1,000 MW de capacidad, que satisface las necesidades de más de un millón de personas, produce alrededor de 3 metros cúbicos de desechos radiactivos de alto nivel al año (en el caso de que el combustible nuclear gastado sea reprocesado – esto se explica más adelante), mientras que una planta del mismo tamaño que usa carbón como combustible produce al año 300,000 toneladas de ceniza y más de 6 millones de toneladas de gas CO₂ (dióxido de carbono).²

Los desechos radiactivos se producen no sólo en la generación de energía eléctrica, sino también en otras aplicaciones de la tecnología nuclear, por ejemplo: usos médicos, usos industriales, agricultura, productos de consumo, industria alimenticia, transporte, investigación y otros. Una consecuencia de esto es que los países que no cuentan con reactores nucleares para generación de electricidad, pero que utilizan la energía atómica en otro tipo de usos como los indicados, también

tienen necesidad de cuidar y confinar los desechos radiactivos resultantes y proveer los procesos y las instalaciones requeridas para ello.

Los desechos radiactivos incluyen tanto materiales que son propiamente radioactivos, como materiales que han sido contaminados con radiactividad.

Tipos de desechos radiactivos

De acuerdo con la clasificación utilizada por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA),³ en forma simplificada los desechos radiactivos se dividen, dependiendo de su nivel de radiactividad, en: desechos exentos (EW, por sus siglas en inglés), desechos de muy bajo nivel (VLLW), desechos de bajo nivel (LLW), desechos de nivel intermedio (ILW) y desechos de alto nivel (HLW).*

Los desechos radiactivos pueden ser confinados en forma temporal o definitiva. Se llama “almacenamiento” al confinamiento temporal y se llama “disposición” al confinamiento definitivo o final. En ocasiones es conveniente o necesario, ya sea por razones logísticas o para propiciar el decaimiento radiactivo (reducción de radiactividad en el tiempo), almacenar o confinar temporalmente algunos desechos radiactivos. El decaimiento de los desechos reduce los requerimientos de blindaje y de evacuación de calor de las instalaciones de disposición final.

Desechos exentos

Los desechos exentos (EW) son desechos que cumplen con los criterios definidos para exención y contienen concentraciones bajas de radiactividad a tal grado que no requieren de ninguna

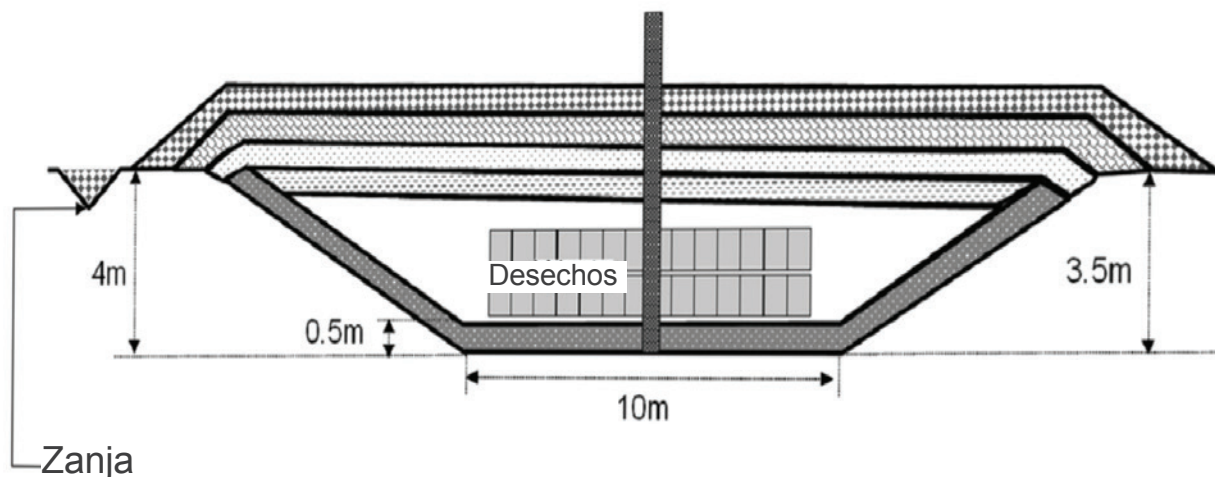
protección contra la radiación. Este tipo de materiales puede ser dispuesto en tiraderos convencionales o ser reciclado sin necesidad de control normativo.

Los efluentes líquidos o gaseosos liberados al ambiente en forma estrictamente supervisada también se consideran desechos exentos en cuanto a que no requieren de ninguna acción posterior desde el punto de vista de la seguridad o de la protección radiológica.³ Durante la operación normal de las plantas nucleares, se liberan pequeñas cantidades de radiactividad en forma líquida o gaseosa. Todas esas liberaciones están sujetas a rigurosos límites establecidos por los organismos reguladores en cada país. Asimismo, en las instalaciones nucleares donde se llevan a cabo dichas liberaciones, se establece como un requerimiento la implementación de programas de monitoreo radiológico para proteger la salud del público y confirmar que no se está contaminando el medio ambiente.⁴

Desechos de muy bajo nivel

Los desechos de muy bajo nivel (VLLW) son materiales que no cumplen los criterios de exención, pero tienen niveles de radiactividad bajos de modo que no requieren sistemas sofisticados de contención o aislamiento. Constan principalmente de materiales como cascajo, metales, tubería y otros que son producto de reconstrucciones o desmantelamientos de instalaciones nucleares. También se generan en otras industrias como la de procesamiento de alimentos, química, del acero, minera o de petróleo, en las que algunos de los materiales presentes en los procesos contienen concentraciones de radiactividad natural de un nivel por encima de los niveles de exención.

Figura 1. Concepto de instalación de disposición de desechos de muy bajo nivel en Suecia



Fuente: Analysis on the International Trends in Safe Management of Very Low Level Waste Based upon Graded Approach and their Implications. Jae Hak Cheong. Journal of the Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology (INFCWT). March 2011.

Estos desechos sólo requieren niveles mínimos de aislamiento y un control normativo muy limitado y, por ello, pueden confinarse definitivamente en instalaciones que constan de zanjas o trincheras. Una vez dispuestos de esa forma, los tiempos requeridos de confinamiento son periodos que van desde varias décadas hasta alrededor de cien años.⁵

En algunos países, como España o Francia, se han construido instalaciones específicas para la disposición de estos desechos. En otros países, en cambio, este tipo de desechos son dispuestos en tiraderos de basura convencional, observando, claro está, las medidas de confinamiento por el tiempo necesario.¹

Desechos de bajo nivel

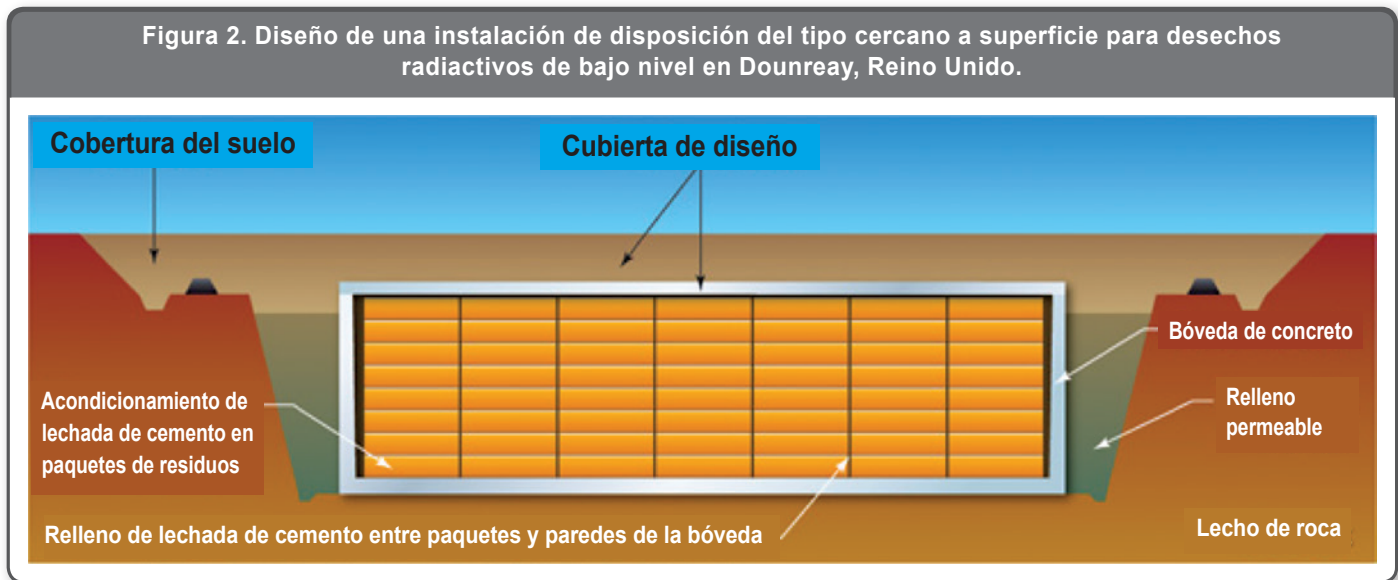
Estos desechos tienen un nivel de radiactividad por encima de los niveles de exención y requieren de sistemas de contención más robustos que los anteriores. Aun así, su radiactividad permite utilizar sólo un nivel mínimo de blindaje durante su manejo o transporte.

Juntos, los desechos de muy bajo nivel y los de bajo nivel representan 92% del volumen de todos los desechos

radiactivos, pero sólo contienen menos del 2% de la radiactividad total.⁷

Los desechos de bajo nivel se originan en la operación de las plantas nucleares de generación de electricidad y también en hospitales y la industria convencional donde se utilizan materiales radiactivos. Por lo general, consisten en material contaminado como ropa, trapos, herramientas, equipo de protección, filtros, metales de rechazo y otros.

Este tipo de desechos pueden ser compactados o incinerados para reducir su volumen. Pueden ser almacenados por periodos de alrededor de varias décadas en edificios construidos con un blindaje propio para su nivel de radiactividad. Por razones de logística, es una práctica conveniente en las plantas nucleares tener instalaciones de almacenamiento de desechos de bajo nivel. Ello permite una rápida extracción y confinamiento de los desechos de las áreas operativas de la central. Además de que el almacenamiento durante ese periodo propicia el decaimiento de los mismos. Los desechos pueden permanecer en dichos almacenes hasta el final de la vida de la planta, o bien pueden ser transportados en cualquier momento a una instalación de disposición final si, por ejemplo, se requiere de espacio de almacenamiento adicional.



Fuente: Building Dounreay's LLW vaults. Nuclear Engineering International. November 2014.

Para la disposición de los desechos de bajo nivel se utilizan instalaciones llamadas "cercañas a la superficie". Éstas pueden ser del tipo de trinchera (bajo el nivel del suelo) o del tipo de montículo (sobre el nivel del suelo). Se busca que las instalaciones de este tipo se localicen preferentemente en zonas áridas con niveles freáticos profundos. Estas instalaciones son similares a las trincheras o montículos usados para desechos de muy bajo nivel, pero con barreras adicionales artificiales llamadas "de ingeniería" que les permitan tener periodos de aislamiento mayores. Las barreras pueden ser de concreto, capas de polietileno, bentonita

o arcilla, y tienen el propósito de no permitir que el agua entre en contacto con los materiales radiactivos y los transporte al medio ambiente. Los desechos de bajo nivel dispuestos de esta manera deben permanecer confinados por un periodo mínimo de 300 años.⁵

Existen instalaciones en operación para la disposición definitiva de desechos de bajo nivel en muchos países, incluidos República Checa, Finlandia, Francia, Japón, Holanda, España, Suecia, Reino Unido y Estados Unidos.⁶

Desechos de nivel intermedio

Los desechos de nivel intermedio tienen un mayor grado de radiactividad que los desechos de nivel bajo y requieren de mayor contención y aislamiento de los que pueden proveer las instalaciones cercanas a superficie. Requieren, asimismo, de blindaje. Estos desechos no generan suficiente calor para que ello tenga que ser considerado en el diseño de las instalaciones de almacenamiento o disposición.³

Constan por lo general de resinas, lodos químicos y metales estructurales de combustible nuclear, así como materiales resultantes del desmantelamiento de reactores nucleares. Los desechos no sólidos y otros artículos pequeños pueden ser solidificados en concreto o bitumen para su disposición. Estos desechos representan 7% del volumen y tienen 4% de la radiactividad de todos los desechos radiactivos.^{1,7}

Para la disposición de esta clase de desechos se utilizan instalaciones llamadas de profundidad media, construidas bajo la superficie a profundidades que van de varias decenas a varios cientos de metros de profundidad.³ Éstas pueden ser de dos tipos: del tipo de silo (excavación en el subsuelo) o del tipo de mina.⁵

Dada la larga vida media de la radiactividad existente en este tipo de desechos, se necesitan periodos de confinamiento significativamente mayores, del orden de varios miles de años.³ En un periodo de tal magnitud no es factible confiar la seguridad de la instalación en la utilización de supervisión convencional, y las instalaciones son diseñadas para proveer medidas de seguridad pasivas, es decir, sin necesidad de supervisión humana.

Las barreras de ingeniería deben funcionar con las características del sitio seleccionado para controlar el movimiento del agua del subsuelo alrededor de la instalación y para contener los materiales radiactivos o retrasar su propagación hacia la biósfera por un tiempo suficiente para que decaigan a niveles de radiactividad inocuos.⁵ Asimismo, son diseñadas de modo que se minimice el riesgo de una intrusión humana inadvertida, incluyendo la construcción de instalaciones de otro tipo en el lugar.

Existe ya una instalación de disposición para este tipo de residuos: la Planta Piloto de Aislamiento de Desechos (Waste Isolation Pilot Plant, WIPP) que se encuentra en Estados Unidos y ha estado en funcionamiento desde 1999. En Alemania, Suiza y Francia se llevan a cabo planes para instalaciones similares.

Desechos de alto nivel

Los desechos de alto nivel tienen mayor radiactividad en comparación con los desechos de nivel intermedio, de forma que necesitan un grado superior de contención y aislamiento del medio ambiente para garantizar su seguridad en el largo plazo. Este tipo de desechos continúan siendo peligrosos por periodos de cientos de miles de años. La contención y aislamiento que requiere este tipo de desechos pueden ser proporcionados por las características

de integridad y estabilidad que ofrecen las instalaciones de disposición del tipo geológico profundo con barreras de ingeniería.³ Los desechos de alto nivel son suficientemente radiactivos para hacer que el calor de decaimiento eleve su temperatura y la temperatura de sus alrededores significativamente. Este tipo de desechos requiere de blindaje y de enfriamiento durante su manejo, almacenamiento y disposición.

Estos desechos los constituyen los combustibles nucleares gastados o los productos del reprocesamiento de dicho combustible. El combustible nuclear que ha sido utilizado en los reactores nucleares puede ser dispuesto en la forma en que se encuentra, o bien en algunos casos puede optarse por su reprocesamiento. El reprocesamiento es un proceso químico que se lleva a cabo en algunos países para obtener del combustible nuclear materiales que aún pueden ser usados como combustible. El proceso da como resultado materiales que se utilizan para fabricar nuevo combustible nuclear y materiales de desecho altamente radiactivos.

Los desechos radiactivos de alto nivel, tanto combustible nuclear como desechos de reprocesamiento, representan menos del 1% del volumen de todos los desechos radiactivos, pero contienen el 95% de la radiactividad.⁷

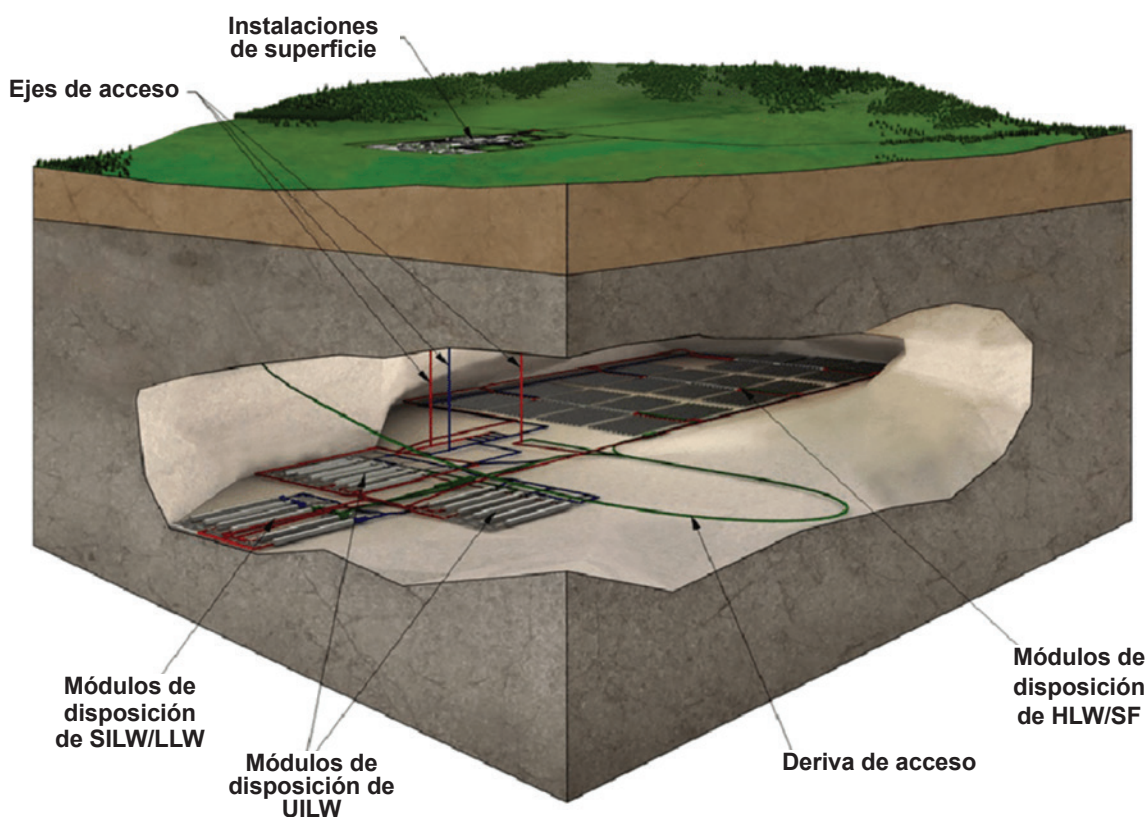
Actualmente no hay ninguna instalación del tipo geológico profundo en operación. Los combustibles nucleares, así como, los residuos del reprocesamiento, se benefician de estar en almacenamiento temporal para decaimiento durante varias décadas (alrededor de 50 años) y, dado que los primeros reactores comerciales comenzaron su operación en los años 50, dichas instalaciones no han sido hasta ahora necesarias. El combustible nuclear gastado y sus productos de reprocesamiento decaen 99% en cuanto a sus niveles de calor producido y radiactividad los primeros 50 años después de su remoción del reactor. Esto impone menos requerimientos de enfriamiento y de blindaje en las futuras instalaciones de disposición.

El almacenamiento de los combustibles gastados se lleva a cabo inicialmente en piscinas construidas junto a cada reactor nuclear, lugar en donde permanecen para enfriamiento por un mínimo de 5 años. Después de ello, pueden ser trasladados a otro tipo de almacenes. En algunos países se ha optado por piscinas de mayor tamaño llamadas centralizadas, donde se recibe el combustible gastado de varias plantas nucleares. En otros países se ha seleccionado el almacenamiento en seco, que consiste en colocar pequeños grupos de combustibles (varias decenas) en contenedores de acero sellados con gas inerte en su interior. Los contenedores son después colocados en edificios cerrados o al aire libre en donde son enfriados por la convección del aire. En este tipo de instalación se puede almacenar combustible de una o de varias plantas nucleares. Los combustibles gastados permanecen en esa forma en espera de ser llevados a una instalación de disposición final, o bien, como se mencionó antes, son sujetos a reprocesamiento. En caso de reprocesamiento, los desechos radiactivos de alto nivel resultantes son almacenados también en espera de ser enviados a disposición final.

El concepto de las instalaciones llamadas geológicas profundas para disposición final ha surgido de la necesidad de mantener aislados de manera segura los desechos radiactivos de alto nivel por periodos muy largos. El principio sobre el cual se basa la seguridad de estos repositorios es relativamente simple. Existen numerosas formaciones de distintos tipos de

roca a grandes profundidades de la superficie terrestre que se sabe han permanecido estables durante millones de años. Si se seleccionan algunas de ellas para colocar repositorios definitivos de desechos radiactivos de alto nivel, es lógico suponer que no van a sufrir ningún cambio en periodos relativamente más cortos del orden de cientos de miles de años.

Figura 3. Esquema de un repositorio geológico profundo



HLW: desechos de alto nivel; SF: combustible gastado; SILW: desechos protegidos de nivel intermedio; UILW: desechos no protegidos de nivel intermedio; LLW: desechos de bajo nivel

Fuente: Wilson, JC, et al. Illustrative assessment of human health issues arising from the potential release of chemotoxic substances from a generic geological disposal facility for radioactive waste. *Journal of Radiological Protection*. November 2011.

El diseño más favorecido para este tipo de instalaciones es el de tipo mina de túneles y cavernas a profundidades de entre 250 y hasta 1,000 metros. Se seleccionan sitios con formaciones geológicas estables, ya sea en roca, estructuras salinas o arcillas, y en los cuales no existan sistemas importantes de corrientes de agua subterránea. La seguridad del confinamiento la proporcionan las características estables del sitio en combinación con barreras de ingeniería, que están constituidas por el diseño de las paredes de las cavernas y bóvedas de la mina, el diseño del empaque de los materiales de desecho y el relleno de cemento o arcilla que se usa para sellar las bóvedas una vez que los contenedores de desechos han sido colocados en el interior.⁶ Los desechos así confinados generarán cantidades significativas de calor por periodos de varios cientos a varios miles de años, y tendrán niveles peligrosos de radiactividad por periodos de cientos de miles de años.⁵ Dado los periodos considerados, estas instalaciones se diseñan para no requerir una supervisión activa, de modo que no se hereda a generaciones futuras la responsabilidad de cuidar de ellas.

Existen avances significativos en la investigación, desarrollo y diseño de instalaciones geológicas profundas. Finlandia inició la construcción de una instalación en 2016 que se espera entre en operaciones en 2023. En Suecia, el gobierno otorgó el permiso de construcción para el repositorio de combustible nuclear gastado recién en enero de 2022. Con esto, son ya dos los países en donde se encuentran en construcción instalaciones geológicas profundas para desechos radiactivos de alto nivel. En Francia se ha seleccionado un sitio para la localización del repositorio y se espera iniciar la construcción en los próximos años.

En otros países se tienen avances en cuanto a la selección de sitios y al diseño de la instalación, como en Canadá, el Reino Unido y Suiza. Asimismo, hay otros países que han decidido implementar este tipo de instalaciones y se encuentran en distintos grados de avance en su desarrollo, como: Argentina, Australia, Bélgica, República Checa, República de Corea, España, Estados Unidos, Holanda, Japón y Rusia.

Estado actual de los desechos radiactivos en el mundo

Se ha logrado un avance importante en la disposición de desechos radiactivos alrededor del mundo. De todos los desechos radiactivos sólidos producidos por la industria nuclear, un total de 81% está ya en disposición final en instalaciones adecuadas.

La Tabla 1, elaborada con datos del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), muestra el estado de disposición de los desechos radiactivos sólidos en el mundo, y la Figura 4 muestra lo mismo en forma gráfica.

La mayor parte de los desechos los conforman los de nivel muy bajo y los de nivel bajo y, como se mencionó antes, para la mayor parte de éstos existen soluciones de disposición final ya implementadas y en funcionamiento en muchos países. Como se puede ver en la Tabla 1, se ha dispuesto ya del 87% de estos desechos (80% de los desechos de muy bajo nivel y 93% de los desechos de bajo nivel).

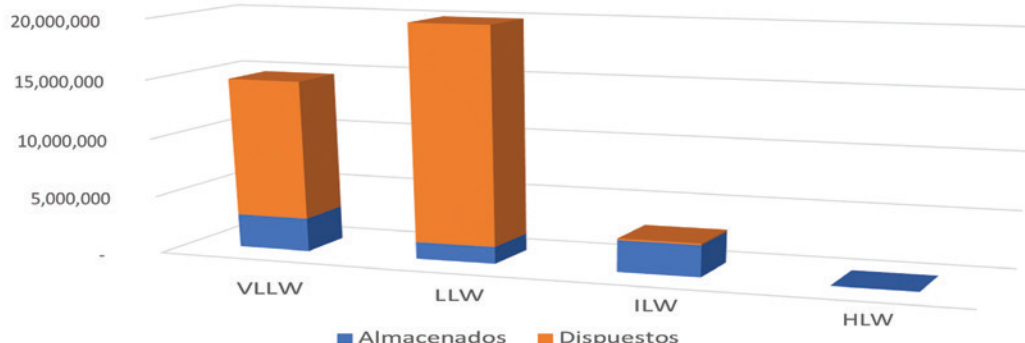
Los desechos de nivel intermedio representan un volumen menor como se puede ver en la Figura 4, y de ellos, una fracción del 5% han sido ya dispuestos. Los desechos de nivel alto son los que contienen la mayor parte de toda la radiactividad (95%), pero representan el volumen más pequeño (menos del 1%) y apenas son apreciables en la Figura 4. De éstos, como se menciona antes, todos se encuentran en almacenamiento en espera de una instalación de disposición final, dos de las cuales se encuentran ya en construcción en Finlandia y en Suecia.

Tabla 1. Inventario mundial de desechos radiactivos sólidos almacenados y dispuestos (m³)

	Almacenados m ³	Dispuestos m ³	Total m ³	Porcentaje dispuesto
VLLW	2,918,000	11,842,000	14,760,000	80%
LLW	1,471,000	18,499,000	19,970,000	93%
ILW	2,740,000	133,000	2,873,000	5%
HLW	29,000	-	29,000	-
Total	7,158,000	30,474,000	37,632,000	81%

Fuente: Con datos de Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management. IAEA. 2022.⁷

Figura 4. Desechos radiactivos sólidos almacenados y dispuestos (m³)



No se incluyen en estos totales los desechos líquidos que existen en almacenamiento porque éstos son principalmente provenientes de programas militares en Rusia y en Estados Unidos y no son representativos de los desechos que producen las plantas nucleares comerciales. Dichos desechos deberán pasar por un proceso de evaporación, filtrado o cementación para convertirlos en desechos sólidos y almacenarlos y disponerlos del mismo modo que el resto de los residuos.

Desechos radiactivos en México

México cuenta con una industria nuclear que data de los años 50 y tiene una gran experiencia en la gestión segura de los desechos radiactivos. Se cuenta con un marco regulatorio eficiente cuyo cumplimiento es rigurosamente supervisado por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS).

Las entidades productoras de desechos radiactivos en el país son la Central Nuclear Laguna Verde, el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) y alrededor de 600 productores que generan desechos a partir de aplicaciones de la tecnología nuclear en los sectores industrial, médico y de investigación. En conjunto, estas entidades producen aproximadamente 300 m³ de desechos radiactivos al año.

De acuerdo con los marcos legal e institucional en la materia, hay dos entidades autorizadas para gestionar en forma temporal los desechos radiactivos en el país. Una es la Central Nuclear Laguna Verde, la cual gestiona todos los desechos que son producidos durante su operación. La otra entidad es el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), el cual ha sido autorizado por la Secretaría de Energía para gestionar todos los desechos derivados de aplicaciones pacíficas de la energía nuclear que no están relacionadas con producción de electricidad, esto es, aplicaciones industriales, médicas y de investigación.

La Central Nuclear Laguna Verde cuenta con sus propias instalaciones en sitio para el almacenamiento temporal de los distintos tipos de desechos radiactivos. Para el combustible nuclear gastado tiene albercas dentro de los edificios de los reactores donde se colocan los combustibles recién extraídos de éstos para su enfriamiento. Cuenta también con una instalación temporal del tipo de almacenamiento en seco, descrito antes, hacia

donde se trasladan los combustibles que han estado en las albercas un mínimo de 5 años. Esta instalación de almacenamiento temporal en seco guardará todos los combustibles gastados que se utilicen en la central nuclear hasta el final de su operación y desmantelamiento, para después ser enviados a una instalación de disposición final cuando una de ellas sea construida en México.

Para los desechos radiactivos de niveles bajo e intermedio, la central tiene dos almacenes temporales. El primero es el llamado almacén temporal en sitio (ATS), donde se confinan desechos radiactivos sólidos húmedos, como son concentrados, lodos y materiales mojados. Estos materiales serán sujetos de procesos para su inmovilización o solidificación, como pueden ser deshidratación, evaporación, cementación o asfaltado.

El otro almacén en la central es el llamado Depósito de Desechos Radiactivos Sólidos Secos (DDRSS), para los desechos libres de humedad. De igual manera que el combustible gastado, estos desechos permanecerán en los dos almacenes descritos durante el tiempo que dure la operación y sucesivo desmantelamiento de la central, para ser eventualmente llevados a un repositorio definitivo de desechos radioactivos de bajo nivel que se construya en México.

El ININ por su parte tiene, para la gestión temporal de desechos radiactivos provenientes de aplicaciones no-energéticas, una planta de tratamiento, un centro de almacenamiento y tres sitios de disposición final.

La primera es la Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos (Patrader) situada dentro de las instalaciones del mismo Instituto, donde los desechos provenientes de todo el país son recibidos, caracterizados, acondicionados y almacenados. Aquí se reciben desechos radiactivos sólidos, líquidos, fuentes radiactivas y materiales contaminados. Los desechos que lo requieren son acondicionados con procesos como deshidratación, compactación o incineración, y después inmovilizados principalmente en barriles metálicos de 200 litros con concreto, plomo o parafina, según aplique.

Una vez acondicionados, los desechos radiactivos en posesión del ININ son enviados al Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos (CADER), que es un almacén temporal situado en el Estado de México a unos 60 km de la Ciudad de México. Al igual que las demás instalaciones de almacenamiento temporal que se han descrito, los desechos permanecerán en este lugar resguardados hasta que se construyan en el país instalaciones de disposición definitiva de desechos radiactivos de nivel bajo y de nivel intermedio de las características que se describieron antes.

Las instalaciones de disposición final a cargo del ININ son los sitios La Piedrera, San Felipe y Peña Blanca. La Piedrera se encuentra en el estado de Chihuahua y San Felipe en el estado de Baja California. Estos dos sitios fueron construidos en 1984 y son del tipo “cercano a superficie”. Fueron diseñadas para contener en forma definitiva material contaminado con el radioisótopo cobalto-60. Dadas las características del material que se encuentra confinado, actualmente (después de 38 años), su nivel de radiactividad no presenta un riesgo para la población ni para el medio ambiente, por lo que se considera que dichas instalaciones han cumplido con su función de confinar material durante su periodo de peligrosidad.

El sitio de Peña Blanca se encuentra en el estado de Chihuahua, es también del tipo “cercano a superficie” y fue construido en 1994. En el sitio se depositaron jales de uranio y tierra contaminada con jales provenientes del desmantelamiento de una planta de beneficio de uranio y molibdeno que operó entre 1969 y 1971 en el mismo estado de Chihuahua.

A todas las instalaciones de almacenamiento de desechos radiactivos que existen en México se les practican verificaciones, inspecciones y auditorías de parte de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) para confirmar que operan de manera segura y que mantienen la seguridad radiológica de trabajadores, población y medio ambiente.

Futuro de los desechos radiactivos en México

La publicación del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) llamada “Status y Tendencias en la Gestión de Combustible Gastado y Desechos Radiactivos”,⁷ explica que es una tendencia a nivel mundial que en muchos países, particularmente aquéllos con volúmenes pequeños de desechos radiactivos, falten por desarrollarse opciones para la disposición final. Tal es el caso de México, que tiene carencias en los rubros de disposición.

Algunos países similares al nuestro han postergado las decisiones de disposición a la espera de ver qué tipo de soluciones se adoptan en otras naciones con programas nucleares de mayor edad.

En México, como se dijo antes, se manejan eficientemente y con seguridad todos los desechos que se tienen en almacenes temporales. Pero, salvo las instalaciones de disposición de las que se habló, son necesarias instalaciones de disposición final para la mayor parte de los desechos de bajo nivel y para todos los de nivel intermedio y alto (incluyendo el combustible gastado).

México, como país propietario de una planta nuclear y generador de desechos radiactivos, tiene la responsabilidad de cuidar de estos desechos de una forma adecuada y de planear su gestión en el futuro. Representaría un gran avance en ese sentido poder iniciar en el corto plazo las actividades de planeación para estos repositorios de disposición final. Ya existen a nivel mundial la tecnología y los conocimientos necesarios para emprender dichas tareas. Debe, además, considerarse que se requiere de largos periodos para el desarrollo de esos planes.

Estas actividades de planeación requieren la formación de cuadros de profesionistas de distintas especialidades para abordar las tareas necesarias. Tareas que van desde la evaluación y selección de sitios, hasta el diseño, construcción y operación de las instalaciones. Es necesario también para el caso de las instalaciones geológicas profundas, establecer laboratorios en sitios preseleccionados para estudiar las características del subsuelo y su idoneidad para un repositorio. En el caso de Finlandia y de Suecia, que ya obtuvieron de sus respectivos gobiernos las autorizaciones de construcción para sus repositorios de combustible gastado (construcción que ya inició en Finlandia), los programas para lograrlo iniciaron en 1983 y en 1977 (hace 39 y 45 años), respectivamente.^{8,9}

Uno de los repositorios requeridos es el de desechos radiactivos de bajo nivel. Con este repositorio en funcionamiento, podrían transferirse los desechos de bajo nivel que se encuentran en el almacén temporal CADER y en los almacenes temporales de la Central Nuclear Laguna Verde, lo que permitiría el desmantelamiento del CADER y abriría espacio en la planta nuclear para nuevos desechos radiactivos y para una mayor flexibilidad operativa. Dicha instalación podría diseñarse en forma modular, como se hace en países como Francia y España, de modo que se vayan construyendo módulos nuevos conforme se vayan requiriendo, y puedan albergarse todos los desechos de ese tipo que se generen en el país en el futuro.

Los otros repositorios requeridos son los de desechos radiactivos de nivel intermedio y de nivel alto, incluyendo combustible gastado. Estas dos instalaciones pueden ser construidas en un mismo sitio, considerando que la instalación de nivel medio se construiría a una profundidad media y la de alto nivel a una profundidad mayor, como se refirió antes. Estas instalaciones se requieren para cuando la Central Nuclear Laguna Verde cierre sus operaciones en 2055, momento en que será necesario disponer de los desechos del desmantelamiento de la planta nuclear y de todo el combustible gastado. De esa manera, se podrá llevar a cabo la remediación del sitio de la planta, esto es, limpiar el sitio para dejarlo en la situación en la que estaba antes de su construcción. Tomando en cuenta que a otros países les ha llevado en promedio 40 años desarrollar sus programas de construcción de este tipo de repositorios, se aprecia la urgencia de iniciar estas actividades de planeación.

Para hacerse cargo de la supervisión, coordinación y ejecución de las tareas, podría ser útil en México, como se ha hecho en otros países, establecer una entidad u órgano gubernamental dedicado. Esas entidades son las responsables de todas las actividades de planeación, incluyendo selección de sitio, construcción y operación de las instalaciones, de manera que no se distraigan recursos humanos de otras entidades del sector nuclear que tienen otras responsabilidades, como las plantas nucleares o los institutos de investigación.

Otro factor de importancia es el financiamiento de todas las actividades. Es necesario contar en este país con un mecanismo que permita obtener los recursos para costearlas. La práctica más común, como se menciona antes y que ha demostrado funcionar bien en muchos países, es la de crear un fondo tomando una fracción de las ganancias por la generación de la electricidad de

las plantas nucleares. Un fondo establecido en la forma que se menciona podría, al cabo de unos años, financiar con los réditos generados los costos de operación y de personal de una entidad dedicada a la gestión de desechos. En México existe un fondo que fue creado para financiar el desmantelamiento de la Central Nuclear Laguna Verde, pero éste no cubre los costos de planeación, selección de sitio, construcción y operación de las instalaciones de disposición necesarias. El costo de estas acciones no es trivial y puede llegar a ser de decenas de miles de millones de dólares.

Una alternativa que ha sido propuesta y analizada en distintas ocasiones es la de repositorios multinacionales o internacionales compartidos. En esta opción, varios países unen recursos para establecer una instalación de disposición en un lugar seleccionado entre los mismos para los desechos de todos los participantes. Esta solución permitiría dividir el alto costo de una instalación geológica profunda, por ejemplo, entre varios países. México se mantiene abierto ante tal posibilidad y estará pendiente de que tal opción pueda ser negociada con países de la región en el futuro. Una instalación compartida puede presentar problemas legales, debido a que, por ejemplo, en muchos países el marco legal interno prohíbe la importación de desechos tóxicos. Además, está el obvio problema de la dificultad de seleccionar un sitio para la localización del repositorio de entre los países participantes, ya que ello podría no ser bien visto ante la opinión pública local.

En conclusión, la gestión de los desechos radioactivos sí tiene solución. Se tiene un avance considerable en todo el mundo del 81% en la disposición de éstos. Y en el caso de los desechos que no han sido dispuestos, en su mayoría desechos de nivel intermedio y alto, las soluciones tecnológicas ya están disponibles (una instalación de desechos de nivel intermedio en operación en Estados Unidos y las multitudes de instalaciones de combustible gastado en etapa de construcción en Finlandia y Suecia), y en camino de ser implementadas en muchos otros países.

En el caso de México, habría beneficios de empezar la planeación de las actividades de disposición de los desechos que aún lo requieren. Además de los beneficios mencionados en párrafos anteriores, se daría mayor certeza a la sociedad mexicana de que las actividades de gestión de desechos radiactivos se llevan a cabo de manera adecuada y se colocaría al país entre los más avanzados en esta materia.

Referencias:

1. Radioactive Waste Management. World Nuclear Association (WNA). 2022.
2. What is nuclear waste, and what do we do with it? WNA.
3. General Safety Guide – 1: Classification of Radioactive Waste. International Atomic Energy Agency (IAEA). 2009.
4. Nuclear Plants: Protecting air, water, soil and wildlife. Nuclear Energy Institute (NEI).
5. PUB 1908. Design principles and approaches for radioactive waste repositories. International Atomic Energy Agency (IAEA). 2020.
6. Storage and Disposal of Radioactive Waste. World Nuclear Association (WNA). 2021.
7. Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management. International Atomic Energy Agency (IAEA). 2022.
8. Nuclear power in Finland. World Nuclear Association (WNA). June 2022.
9. Nuclear power in Sweden. World Nuclear Association (WNA). October 2022.

Panorama general del estado actual de la gestión de los desechos radiactivos en México

Dr. Huemantzin Balan Ortiz Oliveros

Jefe del Departamento de Desechos Radiactivos, Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, México. C.P. 52750. Mail: huemantzin.ortiz@inin.gob.mx

Mtro. Gustavo Molina

Gerente de Seguridad Radiológica, Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, México. C.P. 52750. Mail: gustavo.molina@inin.gob.mx

Mtro. José Ignacio Tendilla del Pozo

Director de Investigación Tecnológica, Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, México. C.P. 52750. Mail: jose.tendilla@inin.gob.mx

Resumen

La industria nuclear aporta soluciones eficaces y sostenibles como la producción de energía limpia o sus múltiples usos en la medicina entre otros, que han repercutido favorablemente en la sociedad y el ambiente. Sin embargo, estas aplicaciones generan desechos radiactivos que requieren de una gestión adecuada. Se estima que el 90% de éstos provienen de aplicaciones energéticas, y el 10% restante se produce en las no energéticas. Este trabajo presenta un panorama del estado actual de la gestión de los desechos radiactivos en México, enfatizando las aplicaciones no energéticas.

Introducción

Hoy en día, la energía nuclear es reconocida como una alternativa viable para satisfacer la creciente demanda de energía y, al mismo tiempo, ha demostrado ser una fuente de energía de transición que contribuye a reducir las emisiones de gases de efecto invernadero.¹⁻³

En el caso de la industria nuclear en México, ésta data de la década de 1950 con la aplicación de radioisótopos en la medicina. Años más tarde, en la década de 1970, se inicia la construcción de la primera central nucleoelectrónica, sin embargo, es hasta 1990 cuando el primer reactor de la Central Nuclear Laguna Verde (CNLV) inicia su operación comercial y años más tarde entra en operación el segundo reactor. Cada reactor genera aproximadamente 682 MWe, representando el 2.73% de la capacidad eléctrica instalada y contribuyendo con el 5% de la generación eléctrica nacional.⁴ Por otro lado, el uso de materiales radiactivos se encuentra generalizado en

el sector médico, donde los radionúclidos son utilizados en radioinmunoensayos, radiofármacos, así como en procedimientos de diagnóstico y radioterapia (teleterapia y braquiterapia), entre otros. En menor proporción en el sector industrial, en donde se utilizan para controlar y regular los procesos, mejorar la calidad de los productos y materias primas, asegurar la fiabilidad de las líneas de producción, entre otros.⁵ Asimismo, tiene injerencia en la investigación, así como en la fabricación de plásticos y en la esterilización de diversos productos, entre otros.

Si bien, los usos pacíficos de la energía nuclear son reconocidos internacionalmente por su contribución a la sustentabilidad, conllevan diferentes preocupaciones de índole social y ambiental relacionadas principalmente con la seguridad radiológica y la generación de desechos radiactivos.^{2,3,6,7} En México, se estima que el 90% de los desechos radiactivos provienen de aplicaciones energéticas, mientras que el 10% restante se produce en las no energéticas. Estos desechos pueden ser sólidos, líquidos y gaseosos y presentarse en diferentes geometrías y estructuras físicas,⁶ y requieren de una gestión apropiada con el objeto de asegurar que la exposición a la radiación por parte de los trabajadores, población y ambiente no excedan los límites de seguridad establecidos. En este sentido, el gobierno de México, acorde con su compromiso social de salvaguardar a la población y al ambiente firmó y entró en vigor la “Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos”, con el objeto de mantener la gestión de los desechos acorde a las recomendaciones y lineamientos establecidos por el Organismo Internacional de Energía Atómica. Al mismo

tiempo, el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), designado por la Secretaría de Energía como responsable técnico de la gestión de los desechos radiactivos de origen no energético, ha redoblado sus esfuerzos para mejorar sus capacidades técnicas (capacitación, I+D, infraestructura, etc.) en materia de gestión de desechos radiactivos, en particular en la seguridad física del transporte, caracterización e inventario, tratamiento y almacenamiento temporal de desechos radiactivos.

En este contexto, este trabajo presenta un panorama general del estado actual de la gestión de los desechos radiactivos en México, enfatizando aquellos generados en aplicaciones no energéticas.

Estado actual de la gestión de los desechos radiactivos

Clasificación de los desechos radiactivos

Internacionalmente, los desechos radiactivos se clasifican, de acuerdo con su disposición final, en 6 grandes clases: residuos exentos, residuos de vida media muy corta, residuos de muy bajo nivel, residuos de bajo nivel, residuos de nivel intermedio y residuos de alto nivel.⁸ Los residuos exentos contienen pequeñas concentraciones de radionúclidos, por lo cual, no es necesario establecer medidas en materia de protección radiológica. Los residuos de vida media muy corta contienen radionúclidos con periodos de semidesintegración muy breves y concentraciones de actividad por encima de los niveles de dispensa. Se almacenan temporalmente en sitios de decaimiento radiactivo. Los residuos de muy bajo nivel contienen concentraciones de actividad ligeramente por encima de los niveles de dispensa, por lo requieren del control reglamentario. Los desechos de bajo nivel se caracterizan por contener radionúclidos con periodos máximos de semidesintegración de 30 años, por lo que requieren de una disposición final en superficie y un control institucional de al menos 300 años. Por su parte, los residuos de nivel intermedio son aquellos que contienen radionúclidos de vida media larga en cantidades que requieren un mayor grado de contención y aislamiento, por lo pueden almacenarse en sitios de disposición final en superficie. Finalmente, los residuos de alto nivel contienen alta concentración de actividad, son radiotóxicos, emiten calor y tienen periodos de semidesintegración muy largos (por ejemplo, los combustibles gastados). Este tipo de residuos requieren de sofisticados sistemas de contención y aislamiento, como el de los sistemas de almacenamiento geológico profundo.⁸

En México, la normatividad oficial clasifica los desechos radiactivos en: a) nivel bajo, b) nivel intermedio y jales de uranio y torio, c) desechos mixtos y d) nivel alto.⁹ Actualmente, el

sistema de clasificación de desechos en el país se encuentra en revisión y será homologado con la clasificación recomendada por el Organismo Internacional de Energía Atómica.

Aplicaciones energéticas

Las aplicaciones energéticas de la industria nuclear mexicana data de la década de 1970, en la cual inicia la construcción de la primera central nucleoelectrónica,⁴ denominada como Central Nuclear Laguna Verde (CNLV), ubicada en la costa del golfo de México en Alto Lucero, Veracruz. Esta central cuenta con dos reactores del tipo agua en ebullición (Boiling Water Reactor, BWR/Mark II), tipo 5 de tecnología General Electric, que generan aproximadamente 682 MWe por unidad.

Con respecto a las instalaciones de gestión del combustible gastado y desechos radiactivos generados en actividades energéticas, la Comisión Federal de Electricidad, a través de la CNLV, realiza la gestión del combustible gastado en condiciones seguras y reversibles de acuerdo con las prácticas internacionales recomendadas. El combustible gastado se mantiene almacenado en las albercas de cada una de las unidades de la CNLV, y en un almacén en seco denominado ISFSI (Independent Spent Fuel Storage Installation) en la misma central. Asimismo, cuenta con dos almacenes temporales de desechos sólidos húmedos y sólidos secos, respectivamente.

Aplicaciones no energéticas

La gestión del combustible gastado y desechos radiactivos de origen no energético es realizada por el ININ. En el caso del combustible gastado del reactor de investigación TRIGA Mark III, éste se mantiene almacenado dentro del tanque de enfriamiento y contención de dicho reactor en las instalaciones del ININ. Adicionalmente, México construyó en 1971 un conjunto subcrítico (100 mW, marca Siemens) de investigación conocido como SUR-100, el cual fue cerrado y desmantelado a finales de la década de los ochenta. El material nuclear proveniente de este conjunto está almacenado en las instalaciones del ININ.

Para la gestión de los desechos radiactivos de origen no energético generados en la medicina, industria e investigación, el ININ cuenta con:

- La *Planta de Tratamiento de desechos Radiactivos (Patrader)*. Esta instalación tiene como objetivo realizar la recepción de desechos radiactivos sólidos, líquidos, fuentes selladas gastadas y materiales para descontaminación, caracterización de desechos radiactivos, así como actividades de compactación de desechos sólidos, acondicionamiento de fuentes selladas gastadas, descontaminación de materiales y equipos, entre otros.

- El *Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos (CADER)*. Esta es una instalación que tiene como función almacenar los desechos radiactivos previamente inmovilizados y/o acondicionados.
- *La Piedrera*. Este sitio fue construido ex profeso para disponer los materiales contaminados generados en el accidente con una fuente de ^{60}Co ocurrido en 1983 en Ciudad Juárez, Chihuahua.
- *Peña Blanca*. Este sitio fue diseñado para disponer 65,000 toneladas de jales de uranio y de tierra contaminada con jales, provenientes del desmantelamiento de la planta de beneficio de uranio y molibdeno de Ciudad Aldama, Chihuahua. Esta planta minera fue operada entre 1969 y 1971.

En la Figura 1 se muestra una vista general del exterior del almacén I del CADER.



Figura 1. Almacén I del Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos

Inventario nacional de combustibles gastados y desechos radiactivos

En México, se estima que el 90% de los desechos radiactivos provienen de aplicaciones energéticas, mientras que el 10% restante se produce en las no energéticas.

De manera general, al 31 de diciembre de 2021, se contabilizaban alrededor de 4,231 ensambles de combustible gastado de origen energético y 123 combustibles gastados de origen no energético. Por otro lado, la experiencia operacional ha permitido estimar que la tasa anual de generación de desechos de origen energético es de alrededor de 300 m³.

De origen no energético, se calcula una tasa anual de producción de aproximadamente 5 m³ de desechos sólidos, 0.1 m³ de desechos líquidos y aproximadamente 200 fuentes selladas gastadas. Actualmente se cuenta con un inventario aproximado de 56 m³ de líquidos, 2,055 m³ de sólidos y 10,778 fuentes selladas gastadas, entre otros desechos radiactivos. Adicionalmente, el comportamiento histórico evidencia que los desechos radiactivos producidos en actividades médicas, industriales y de investigación crecerá a una tasa anual del 1.6%.¹⁰

Logros y retos en la gestión de los desechos radiactivos de origen no energético

México, con la firma y ratificación de la “Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos”, ha redoblado sus esfuerzos para mejorar las capacidades técnicas en materia de gestión de desechos radiactivos, en particular en la seguridad física del transporte, cooperación técnica e investigación en el tratamiento y almacenamiento de desechos radiactivos, así como en su caracterización e inventario.

Por ejemplo, el ININ ha mejorado considerablemente la seguridad en el transporte de material radiactivo, dotando a los vehículos con diversas barreras de seguridad física (rastreadores satelitales fijos y portátiles, alarmas de apertura de puertas y sensores de proximidad al material radiactivo, etc.). Asimismo, el personal involucrado ha sido capacitado por organizaciones internacionales como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), World Institute for Nuclear Security (WINS), Office of Radiological Security (ORS), National Nuclear Security Administration (NNSA) y el U.S. Department of Energy (DOE).

En materia de cooperación técnica, en septiembre de 2019, durante la Conferencia General del OIEA, el ININ y la Subsecretaría de Seguridad Nuclear del Departamento de Energía (DOE-NNSA), firmaron el Memorandum de Entendimiento para la repatriación de fuentes radiactivas gastadas de origen estadounidense almacenadas en México^{11,12} (Streep *et al.* 2021; Lizcano

et al. 2020). En enero de 2020, los equipos de NNSA del ININ realizaron los trabajos de desmantelamiento y acondicionamiento de las fuentes gastadas, lográndose la consolidación de 158 fuentes (4.44 TBq de $^{241}\text{Am}/\text{Be}$ y una cantidad significativa de ^{252}Cf). La dosis máxima en el proceso fue de 0.658 mSv (n+ γ). No se encontró fuga en ninguna de las fuentes empacadas y no hubo contaminación de personal ni de materiales. Durante el mes de abril de 2020 se realizó con éxito, y a pesar de las restricciones por la pandemia del COVID-19, la exportación de los contenedores con las fuentes consolidadas desde México hasta la empresa Nuclear Sources & Services Inc. en Houston, Texas, bajo autorización de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias.^{9,10} Con estas actividades se concluyó la primera etapa del proyecto, quedando en proceso de planeación la segunda etapa del Memorandum de Entendimiento. Esta segunda etapa contempla la repatriación de un número importante de cabezales de radioterapia de categoría I y II de origen norteamericano y canadiense, con una actividad total de aproximadamente 1,036 TBq. Las actividades de planeación y ejecución fueron suspendidas a lo largo de los años 2020-2021, como consecuencia de la emergencia sanitaria ocasionada por la pandemia del COVID-19.

Con respecto a la investigación y desarrollo, en los últimos años se han realizado esfuerzos en:

- El desarrollo de geles biodegradables a base de biopolímeros que se han utilizado con éxito en la remoción de radionúclidos (^{137}Cs , ^{226}Ra , entre otros) en superficies contaminadas y dispositivos mecánicos utilizados en la industria petrolera.¹³
- El desarrollo de métodos electroquímicos para la descontaminación radiactiva de piezas metálicas.¹⁴

- El desarrollo de modelos experimentales de tratamiento de líquidos por flotación con aire disuelto, que se han probado con éxito en la remoción de ^{60}Co .^{6,15}
- Pruebas de verificación de la calidad de los concretos utilizados en el acondicionamiento de fuentes gastadas. A grandes rasgos, los ensayos se centraron en la formulación, diseño de mezclas, pruebas de resistencia mecánica, lixiviación de radionúclidos, ciclos térmicos, irradiación y permeabilidad. Estos estudios permitieron validar el diseño de los concretos utilizados.
- Síntesis de materiales y cerámicos para la retención e inmovilización de radionúclidos y generadores de tritio, tales como perovskitas, fosfatos, óxidos de litio, ortosilicatos de litio y aluminatos de litio.¹⁶⁻¹⁹
- Estudio de biomonitores (musgos y plantas suculentas) de metales y radionúclidos, que podrían utilizarse en el monitoreo radiológico ambiental de instalaciones nucleares o radiactivas.^{20,21}
- En materia de caracterización fisicoquímica y radiológica de desechos radiactivos, se ha realizado la caracterización radiológica y química de 36.45 m³ de desechos líquidos orgánicos radiactivos históricos. Esta caracterización ha permitido establecer que el 70% de estos desechos son susceptibles de desclasificar y solicitar a la CNSNS su dispensa. Asimismo, de un total de 237 bidones de desechos líquidos acuosos radiactivos, gracias a su caracterización fue posible establecer que alrededor de 76 bidones (aproximadamente 13.5 m³) se encuentran libres de material radiactivo y pueden ser dispensados, previa autorización de la CNSNS. En la Figura 2 se presenta una vista general del sistema caracterizador de desechos radiactivos y del laboratorio de desechos radiactivos del ININ. Asimismo, en la Figura 3 se presenta una vista general de equipos del laboratorio de desechos radiactivos.



Figura 2. Izquierda el sistema caracterizador de desechos, y a la derecha parte del equipamiento de espectrometría gamma del laboratorio de desechos



Figura 3. Vista de equipos del laboratorio de desechos radiactivos

De manera paralela, se desarrolló el software GDR que tiene como objetivo facilitar la gestión de los desechos radiactivos, automatizando los procesos de recepción de fuentes selladas, desechos sólidos y desechos líquidos, así como mantener la trazabilidad en el acondicionamiento e inventarios (ver Figura 4). Este software consiste en una interfaz web Angular 6 con material UI y una base de datos MariaDBV10, con comunicación de interfaz con base de datos JAVA 8 con API'sRESTful. Este software ha permitido modernizar el control de los diversos registros que se generan durante la gestión de los bultos de desechos radiactivos producidos por los pequeños productores del país.

Entre algunas de sus características se encuentra la creación de expedientes con información técnica y fotográfica de los desechos radiactivos. Asimismo, permite la generación de folios, dar seguimiento a cada bulto de desecho e identificar la etapa de gestión en la que se encuentra, tipo de desecho, tipo de contenedor, características físicas, químicas, radiológicas de los desechos radiactivos, tipo de tratamiento, acondicionamiento y ubicación (ver Figura 5). Este software es el primer paso para la actualización y sistematización del inventario nacional de desechos radiactivos. Actualmente, una versión paralela de este software fue desarrollada para la gestión de los desechos radiactivos de origen energético. Se espera, en el corto plazo, la fusión de ambos sistemas.

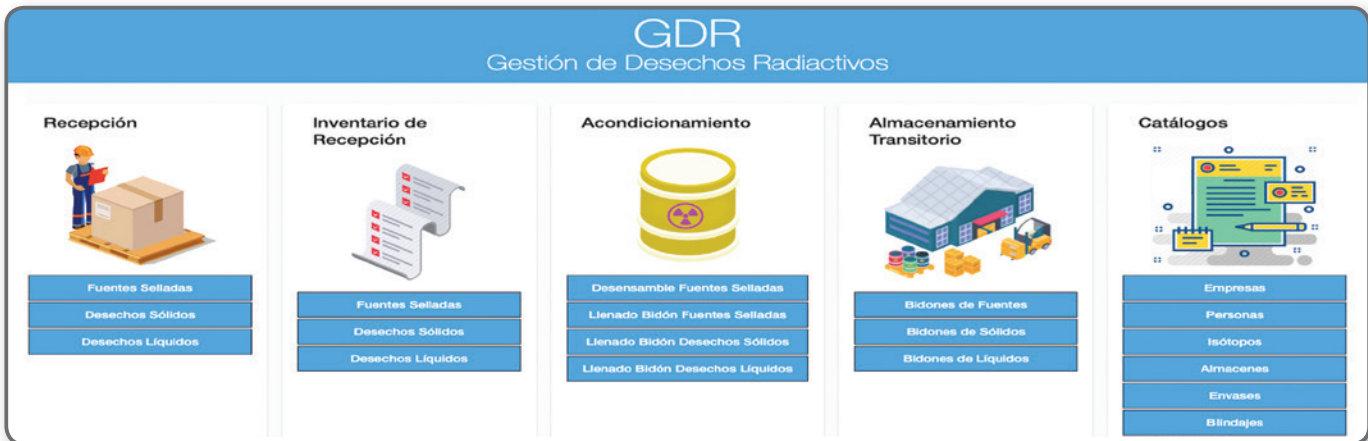


Figura 4. Esquema general del software GDR

Gestión de Desechos Radiactivos

Folio: F/FE-22-0116

Registro FPDR-3-15

Detalles Generales

Empresa de Origen: 3M MÉXICO, S.A. DE C.V. (PLANTA SAN LUIS POTOSÍ)

Nº Licencia CNSNS: A00.232/2849/2022

ESR: Lic. Lucía Elizabeth García Ayala

Empresa de Transporte: SERVICIOS INTEGRALES PARA LA RADIACIÓN, S.A. DE C.V.

Recibido en: PATRADER

Fecha de recepción: 26/septiembre/2022

Detalles del cierre

Contenido:

Identificación	Contenedor o Equipo		Fuente Radiactiva		Actividad (Bq)		Fecha de calibración	
	Marcas	Serie	Isótopo	Marcas	Serie	Inicial		Actual
F/FE-22-0116/001 Ubicación: PATRADER	Thermo	20095703	Ni-63	Nuclitec	RH 971	3.700E8	3.350E8	04/febrero/2009

Registros por página: 10 (1 - 1) - Total 1

Figura 5. Ejemplo de registros generados por el software GDR

Bajo este escenario, es evidente que, a pesar de los avances y esfuerzos descritos, es importante reconocer que aún existen áreas de oportunidad preponderantes en la gestión de los desechos radiactivos en México que requieren de su atención. Por ejemplo, en materia de caracterización radiológica de desechos radiactivos, se necesita redoblar los esfuerzos actuales para modernizar (en el mediano y largo plazo) los procesos de caracterización radiológica para evitar heredar cargas innecesarias a las generaciones futuras. Para cubrir estas necesidades se busca financiamiento externo para la adquisición de al menos dos sistemas de escaneo gamma con corrección por transmisión y equipo de monitoreo por espectrometría gamma adaptable a diferentes geometrías físicas (bidones, contenedores B12, B25, ISO, etc.), que junto con el desarrollo del software GDR permitan establecer una estrategia de caracterización nacional de desechos que ayude a modernizar el inventario nacional de desechos radiactivos.

Por otro lado, aunque en el país existe un marco normativo apropiado y la CNSNS mantiene un control adecuado y seguro sobre la gestión del combustible gastado y los desechos

radiactivos, existe la necesidad de tener un documento de política nacional que complemente el modelo de gestión actual, con planes para la gestión definitiva a futuro. En este sentido, las autoridades mexicanas en colaboración con las entidades del sector energético nacional han trabajado arduamente (con apoyo del OIEA y la Comisión Europea) durante los últimos años en una propuesta de política nacional de gestión de desechos radiactivos.

Conclusiones

Tal como se ha evidenciado, en México se ha desarrollado la infraestructura y capacidad técnica adecuada para mantener la seguridad en la gestión de los desechos radiactivos. Asimismo, cuenta con un marco legal que establece una estructura y responsabilidades de cada uno de los actores involucrados en este proceso. No obstante, existen áreas de oportunidad que deben atenderse en el corto y mediano plazo, de manera tal que se eviten cargas innecesarias a las generaciones futuras.

Referencias:

1. Brook, B., Alonso, A., Meneley D.A., et al. (2014). Why nuclear energy is sustainable and has to be part of the energy mix. *Sustainable Materials and Technologies*. Vol. 1-2, Pp. 8-19.
2. Gralla, F., Abson, D.J., Møller, A.P., et al. (2017). Energy transitions and national development indicators: A global review of nuclear energy production. *Renewable and Sustainable Energy Reviews*. Vol. 70. Pp. 1251-1265.
3. Graetz, G. (2014). Uranium mining and First Peoples: the nuclear renaissance confronts historical legacies. *Journal of Cleaner Production*. Vol. 84. Pp. 339-347.
4. Ortiz-Oliveros, H.B., Torres-Carranza, M.A. (2019). Desechos radiactivos de vida media corta en hospitales públicos en México: estado actual. *CIENCIA ergo-sum*. Vol. 26. Pp. 1-15.
5. Machi, S., Yuan, H.C., Sevastyanov, Y.G. (1983). Isotopes and Radiation for Modern Industry. *IAEA Bulletin*. Vol. 25. No.1. Pp. 11-14.
6. Ortiz-Oliveros, H.B., Flores-Espinosa, R.M. (2019). Simultaneous removal of oil, total Co and ⁶⁰Co from radioactive liquid waste by dissolved air flotation. *International Journal of Environmental Science and Technology*. Vol. 16. Pp. 3679-3686.
7. van de Graaff, S. (2016). Understanding the nuclear controversy: An application of cultural theory. *Energy Policy*. Vol. 97. Pp. 50-59.
8. International Atomic Energy Agency. (2009). Classification of Radioactive Waste. General Safety Guide, Safety Standards Series No. GSG-1. IAEA, Vienna, Austria.
9. Norma Oficial Mexicana NOM-004-2013. Clasificación de los Desechos Radiactivos. Diario Oficial de la Federación. 7 de mayo de 2013. México.
10. Paredes, L.C., Sánchez, S. (2004). Proyección al 2035 de los Desechos Radiactivos de Nivel Bajo e Intermedio en México. En: Congreso Internacional Conjunto Cancún 2004 LAS/ANS-SNM-SMSR/International Joint Meeting Cancún 2004 LAS/ANS-SNM-SMSR. Cancún, Q.R., México, 11-14 de Julio, 2004.
11. Streeper, C., Ortiz-Oliveros, H.B., Thompson, D.L.E., Tomarchio, M. (2021). US-Mexico Cooperation on Source Repatriation: The Off-Site Source Recovery Program-OSRP and National Institute for Nuclear Research-ININ. IAEA International Conference on Radioactive Waste Management: Solutions for a Sustainable Future November 1-5, 2021 IAEA, Vienna Austria.
12. Lizcano, D., Streeper, C., Vizuet, J., et al. (2020). Repatriación de fuentes selladas gastadas desde el ININ a Estados Unidos de América. En: XXX Congreso Técnico Científico ININ-SUTIN. Pp. 1-2.
13. Pujol-Pozo, A.A., Monroy-Guzmán, F., Bustos, E. (2018). Advanced oxidation process for the decontamination of stainless steels containing uranium. *Journal of Materials Science: Materials in Electronics*. Vol. 29. Pp. 15754-15760.
14. Pujol-Pozo, A.A., Bustos, E., Monroy-Guzmán, F. (2019). Decontamination of radioactive metal surfaces by electrocoagulation. *Journal of Hazardous Materials*, Vol. 361. Pp. 357-366.
15. Ortiz-Oliveros, H.B., Flores-Espinosa, R.M. (2020). Design of a mobile dissolved air flotation system with high rate for the treatment of liquid radioactive waste. *Process Safety and Environmental Protection*. Vol. 144. Pp. 23-31.
16. Cruz, D., Ortiz-Oliveros, H.B., Zepeda, A.R., et al. (2015). Effect of urea on synthesis of ceramics materials by the modified combustion method. *Acta Physica Polonica A*. Vol. 128. No. 3. Pp. 336-339.
17. Cruz, D., Ortiz-Oliveros, H.B., Pérez-Díaz, L.M., et al. (2018). Modified combustion synthesis of γ -LiAlO₂ using metal oxides. *Transactions of Nonferrous Metals Society of China*. Vol. 28. No. 9. Pp. 1793-1800.
18. Ortiz-Oliveros, H.B., Flores-Espinosa, R.M., Ordóñez-Regil, E., Fernández-Valverde, S.M. (2017). Titanium Pyrophosphate for Removal of Trivalent Heavy Metals and Actinides Simulated by Retention of Europium. *The Scientific World Journal*. Vol. 2017, Article ID 2675897. Pp. 1-12.
19. Ortiz-Oliveros, H.B., Flores Espinosa, R.M., Ávila-Pérez, P., et al. (2021). Prediction of Europium Retention in Perovskite: Potential Candidates for an Engineering Barrier in the Disposal of Radioactive Waste. *Journal of Chemistry*. Vol. 2021. Article ID 3985582. Pp. 1-13.
20. Ávila-Pérez, P., Ortiz-Oliveros, H.B., Zarazúa-Ortega, G., et al. (2019). Determining of risk areas due to exposure to heavy metals in the Toluca Valley using epiphytic mosses as a biomonitor. *Journal of Environmental Management*. Vol. 241. Pp. 138-148.
21. Ortiz-Oliveros, H.B., Cruz, D., Flores-Espinosa, R.M., et al. (2022). Evaluation of the bioaccumulation of heavy metals and ¹³⁷Cs in succulent plants *Echeveria elegans*. *International Journal of Environmental Science and Technology*. Vol. 19. Pp. 1091-1104.

Reactores modulares pequeños, una opción para satisfacer de manera asequible las necesidades de generación eléctrica

Dr. Armando M. Gómez Torres

Investigador del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, México. C.P. 52750
Mail: armando.gomez@inin.gob.mx

Lic. Eduardo Sáinz Mejía

Investigador del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, México. C.P. 52750
Mail: eduardo.sainz@inin.gob.mx

Resumen

El interés mundial por los reactores modulares de tamaño pequeño (SMR, por sus siglas en inglés) ha ido en aumento debido a su capacidad para satisfacer de manera flexible las necesidades de generación de energía eléctrica para una gama amplia de usuarios y aplicaciones. La energía nuclear a nivel mundial se ha ido posicionando como la única solución para satisfacer la generación de energía eléctrica de carga base sin emitir CO₂ y para reemplazar a las centrales eléctricas alimentadas con combustibles fósiles. Al respecto, los SMR serán, en el futuro próximo, actores protagonistas en las adiciones de capacidad nuclear, pues los actuales diseños muestran un rendimiento y seguridad mejorada a través de características de seguridad inherentes y pasivas. Además, el costo de capital es menor y son adecuados para aplicaciones no eléctricas y de cogeneración. Finalmente, los SMR se presentan como una excelente opción para suministrar energía en regiones remotas con infraestructuras menos desarrolladas y la posibilidad de sistemas de energía híbridos sinérgicos con las energías renovables.

1. Introducción

A finales de 2021, 437 reactores nucleares, con una capacidad instalada de 396 GWe, generaron 2,653 TWh de energía eléctrica, la tercera mayor generación por medios nucleares de la historia. Regiones como África, Asia, Europa del Este, Rusia y América del Sur incrementaron su generación de electricidad con reactores nucleares, siendo Asia la región con una tasa de mayor crecimiento. En Europa central, la generación de electricidad también aumentó ligeramente, aunque en esta región la tendencia global continúa a la baja. Finalmente, en América del Norte, la generación disminuyó debido al cierre de algunos reactores en los Estados Unidos. En la actualidad (2022) se encuentran en construcción 56 reactores nucleares, 36 de ellos en Asia.^{1,2}

En 2021 se inició la construcción de 10 reactores nucleares, ocho del tipo de agua a presión (PWR), en Rusia el reactor modular BREST-OD-300, el cual es un reactor rápido enfriado por plomo (LFR) y en China el reactor modular ACP100 de 100 MWe en Changjiang. En diciembre de 2021 fue conectado a la red eléctrica el reactor modular refrigerado por gas HTR-PM de 210 MW(e) construido en la bahía de Shidao, China. En la actualidad 3 de los 56 reactores nucleares en construcción son modulares (Figura 1).

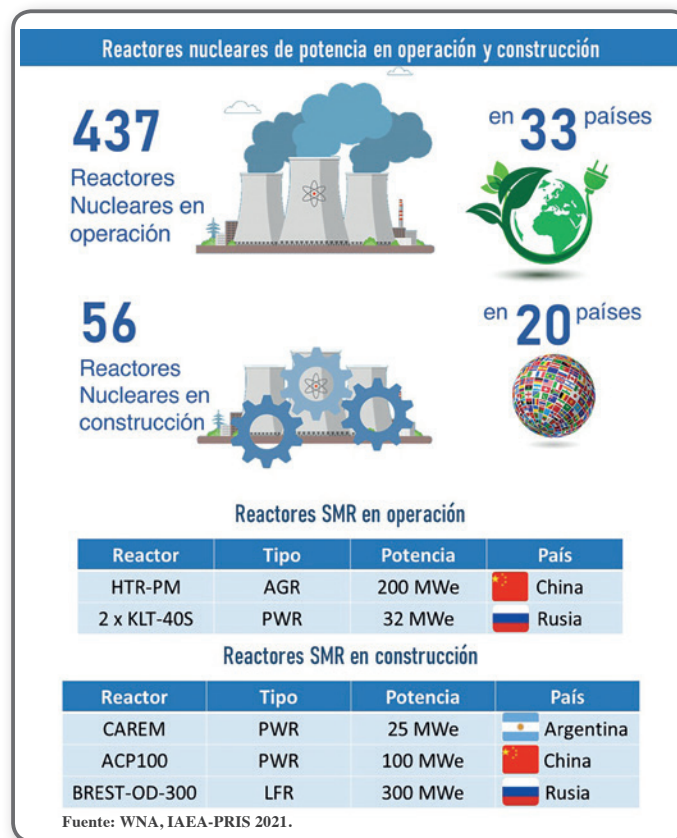


Figura 1. Estatus de los reactores nucleares en operación y en construcción en el mundo

El incremento en la generación, además de las plantas nuevas que se conectan a la red (seis en el año 2021, todas ellas en Asia), es debido a los altos factores de capacidad con los que operan las centrales nucleares, lo que las consolida como plantas generadoras de carga base, es decir, energía eléctrica constante. Los factores de capacidad globales de las centrales nucleares (porcentaje del año que genera electricidad) fue del 82.4%.

Finalmente, es importante mencionar que el uso de reactores nucleares en el mundo evitó la emisión de 1,260 millones de toneladas de CO₂ en 2021, lo que da una clara visión del importante papel que la energía nuclear juega en las estrategias para reducir las emisiones de gases de efecto invernadero en el mundo.

2. Reactores modulares pequeños

Los reactores modulares pequeños (SMR), por sus siglas en inglés: small modular reactors) se definen como aquellos reactores que producen hasta 300 MW(e) por módulo. Estos reactores tienen características de ingeniería avanzadas, se pueden implementar como una planta de un solo módulo o de varios módulos y están diseñados para construirse en fábricas de manera modular y enviarse a los sitios para su instalación a medida que surja la demanda y se decida aumentar la capacidad de la planta.

La menor potencia de un SMR permite incluir en el diseño mecanismos de seguridad pasiva, es decir, es mediante fenómenos naturales que se evita el sobrecalentamiento del combustible del reactor ante cualquier circunstancia y son más flexibles para adaptarse a cambios en la demanda de energía, lo que los hace altamente atractivos, ya que es posible no sólo la producción de electricidad, sino que también el calor puede aplicarse en otros procesos (cogeneración), ya sea industriales, en forma de vapor de agua o de gases calientes, o municipales para desalinización y calefacción de viviendas.

En la actualidad hay más de 70 diseños y conceptos de SMR en 18 países del mundo (Figura 2). Las primeras unidades SMR en operación se encuentran en Rusia en una unidad de potencia flotante con dos módulos del reactor KLT-40S que se conectaron a la red y comenzaron operación comercial en mayo de 2020. Sin embargo, la mayoría de los diseños se encuentran en distintas etapas de desarrollo, algunos de ellos incluso en las etapas finales para poder ser construidos en el corto plazo. Actualmente hay cuatro SMR construidos o en etapas avanzadas de construcción en Argentina, China y Rusia, y varios países están realizando investigación y desarrollo en SMR, particularmente la Unión Europea, los Estados Unidos de América, Japón y Corea.

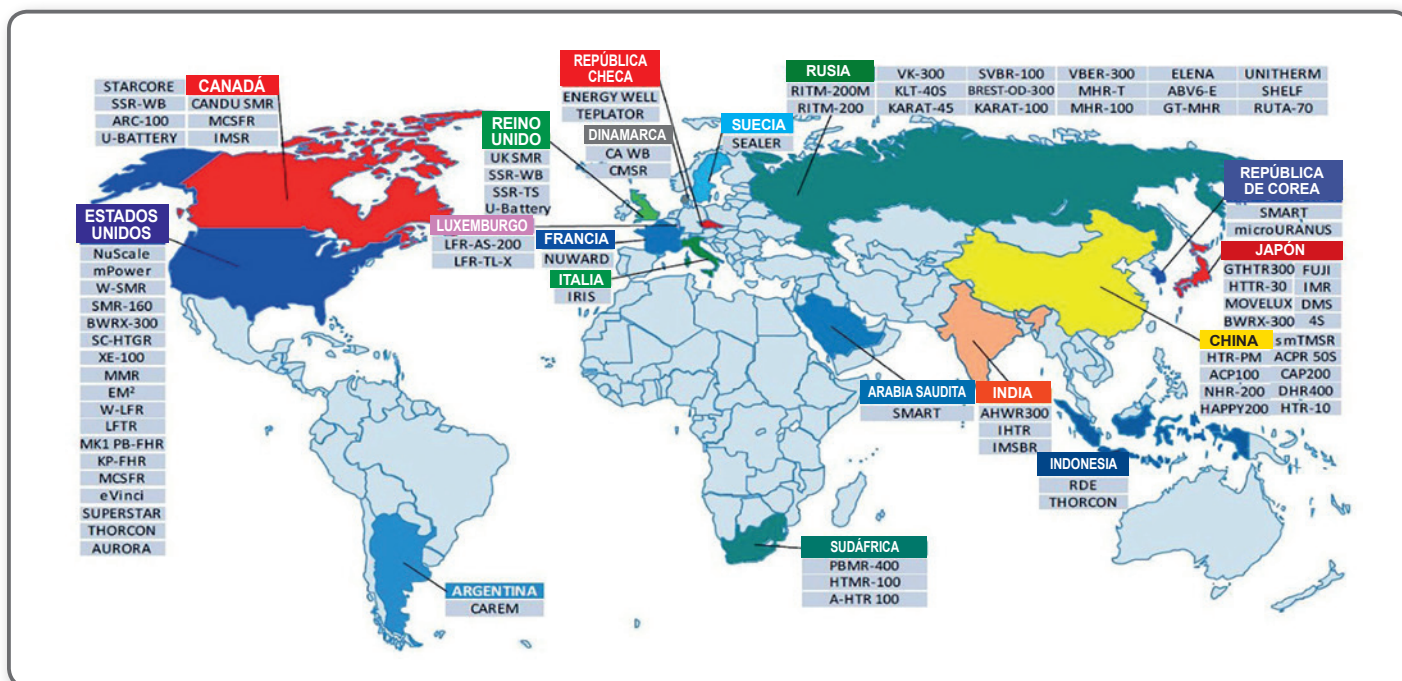


Figura 2. Desarrollo tecnológico de SMR en el mundo³

La mayoría de los diseños de SMR adoptan características de seguridad avanzadas o incluso inherentes. Los diseños de SMR abarcan todas las principales líneas de reactores: reactores refrigerados por agua, refrigerados por gas a alta temperatura, refrigerados por metales líquidos y gas

con espectro de neutrones rápidos y reactores de sales fundidas.

En las siguientes subsecciones se presentan de manera resumida el estatus y algunas de las consideraciones más importantes de cada tipo de diseño, con base en la clasificación anterior.^{3,4}

2.1. SMR refrigerados por agua (instalados en tierra)

Estos diseños están basados en una tecnología ya madura tomando en cuenta que la mayoría de las grandes centrales eléctricas que están en operación en la actualidad son reactores refrigerados por agua. Hay 25 diseños de SMR refrigerados por agua en 12 países y clasificados en: PWR integrados, PWR compactos, PWR de bucle, BWR, diseños tipo CANDU y reactores tipo piscina para calefacción urbana. Un PWR integral con circulación natural, designado como CAREM, ya se construye en Argentina y en China, a mediados de 2021 se inició la construcción de otro SMR del tipo PWR, el ACP100. Se están preparando varios diseños más para su implementación a corto plazo, incluido el NuScale en los Estados Unidos, el cual está en una fase muy avanzada.

2.2. SMR refrigerados por agua (instalados en agua)

Estos son conceptos que se pueden implementar en un entorno marino, ya sea como unidad de energía flotante montada en barcaza o unidad de energía sumergible. Esta aplicación única proporciona mucha flexibilidad para su implementación. Algunos de estos SMR han sido desplegados como barcos rompehielos nucleares. El primer SMR conectado a la red es de esta categoría, y corresponde al KLT-40S instalado en la planta de energía nuclear flotante Akademik Lomonosov en Pevek, Rusia, que comenzó su operación comercial en mayo de 2020.

2.3. SMR refrigerados por gas a alta temperatura

Los HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor) pueden proporcionar calor a alta temperatura (≥ 750 °C), mismo que se puede utilizar para una generación de electricidad más eficiente, una variedad de aplicaciones industriales y para la cogeneración.

Existen al menos 11 diseños del tipo HTGR, incluido el HTR-PM, que comenzó a operar en China en el año 2021 y tres reactores que han estado en funcionamiento para pruebas de tecnología en Japón y China durante más de 20 años.

2.4. SMR de espectro neutrónico rápido

Al menos hay 11 diseños de SMR que adoptan un espectro de neutrones rápidos, llamados reactores rápidos que pueden ser refrigerados con metales líquidos como sodio, plomo o plomo-bismuto o con un gas como el helio. Se han logrado avances tangibles en el desarrollo y despliegue de tecnología en SMR en esta categoría. El BREST-OD-300, un reactor rápido enfriado por plomo, está en proceso de construcción en Seversk, Rusia, con una operación programada para fines de 2026. Este es un proyecto prototipo de demostración para el diseño futuro con más alta potencia y que permitirá un ciclo de combustible nuclear cerrado.⁵

2.5. SMR alimentados y refrigerados con sales fundidas

En esta clasificación se encuentran los reactores refrigerados con sales fundidas, mejor conocidos como MSR (Molten Salt Reactors). En el mundo se desarrollan al menos 10 diseños de tecnología avanzada que usan sales fundidas como combustible y como refrigerante. El MSR es uno de los seis diseños de reactores elegidos dentro de la IV generación de reactores. Los MSR prometen muchas ventajas, incluida una mayor seguridad debido a la propiedad inherente de la sal, un sistema de refrigeración monofásico de baja presión que elimina la necesidad de una gran contención, un sistema de alta temperatura que da como resultado una alta eficiencia y un ciclo de combustible flexible. Actualmente, varios diseños de MSR están en proceso de licenciamiento en algunos países como Canadá, Reino Unido y los Estados Unidos.

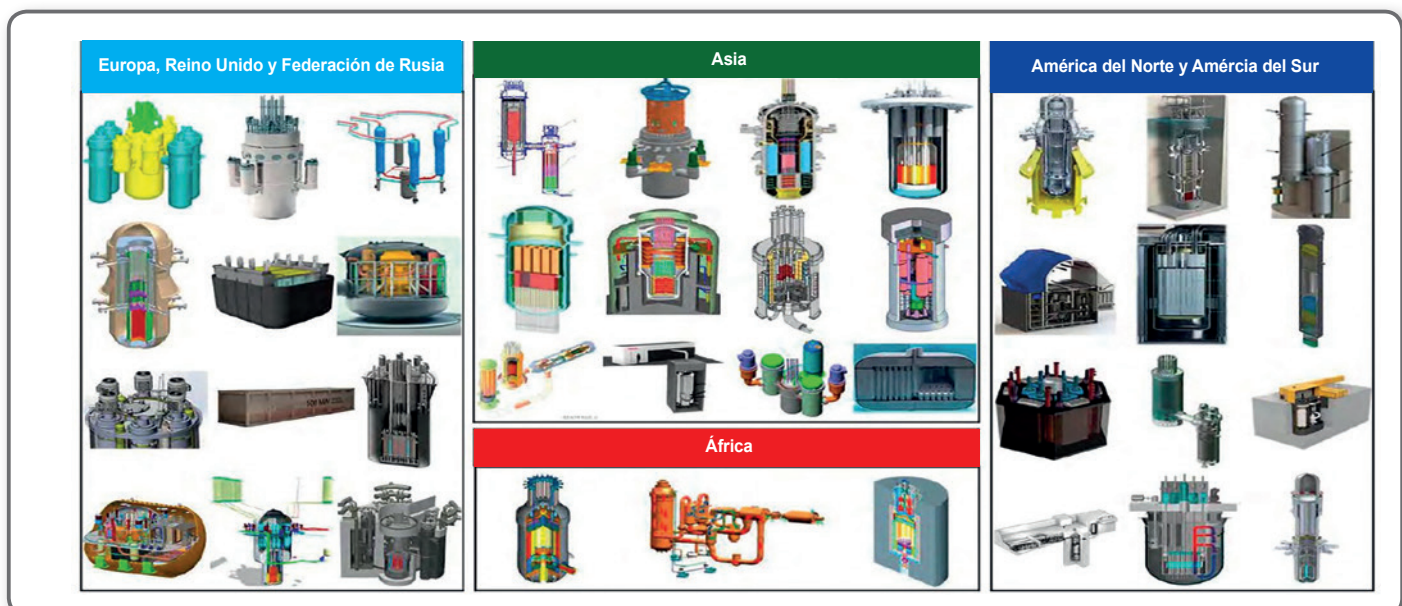


Figura 3. Algunos SMR que se diseñan en diferentes regiones del mundo.³

3. Consideraciones de evaluación de impacto ambiental de los SMR

Bajo muchas regulaciones, el informe de evaluación de impacto ambiental (EIA, por sus siglas en inglés) es un requisito previo para obtener la licencia y una herramienta importante para confirmar que determinado sitio es adecuado para la potencial construcción y operación de un SMR.⁶ En un informe EIA se presenta una descripción completa del estado actual del medio ambiente, el proyecto nuclear propuesto y los impactos ambientales de la construcción, operación, desmantelamiento y abandono y también incluye programas de gestión y seguimiento ambiental. La EIA se lleva a cabo en una etapa temprana del proceso de concesión de licencias e incluye diez categorías de impacto ambiental: medio ambiente atmosférico, calidad del suelo, medio ambiente acuático, geología e hidrogeología, fauna acuática y hábitat, fauna terrestre, salud humana, entorno paisajístico y cultural, transporte y tráfico, y factores socioeconómicos.

Los SMR tienen características únicas que pueden influir en la evaluación EIA típica de un reactor convencional. Hay al menos nueve características que diferencian a los SMR de los reactores convencionales, a saber: la energía generada, la huella del sitio, el diseño modular, las aplicaciones no eléctricas, los sitios en que se pueden ubicar, la construcción, la recarga, el término fuente y la gestión de los combustibles gastados. La magnitud y la naturaleza de los impactos pueden diferir de los relacionados con los reactores convencionales debido a las características de diseño de los SMR, por ejemplo, el que los SMR tengan una huella ambiental más pequeña y se puedan implementar de manera modular. Desde la perspectiva de un accidente, se prevé que la probabilidad y las consecuencias de los accidentes radiológicos y no radiológicos de los SMR

sean diferentes a las de los reactores convencionales debido a las diversas características de diseño de los SMR. A causa de la menor potencia con la que operan los SMR, se espera que los impactos sean menores a los escenarios considerados en los reactores convencionales, sin embargo, dada la naturaleza modular de los diseños de los SMR, se deben considerar eventos que involucren múltiples módulos.

4. SMR para México

En recientes fechas se publicó el Programa para el Desarrollo del Sistema Eléctrico Nacional (PRODESEN) 2022-2036.⁷ Dicho documento es el instrumento que detalla la planeación anual del Sistema Eléctrico Nacional con un horizonte a 15 años y que concreta la política energética nacional en materia de electricidad. Dentro del PRODESEN se encuentra el Programa Indicativo para la Instalación y Retiro de Centrales Eléctricas (PIIRCE), el cual proyecta una adición de capacidad nuclear de 2,500 MWe para el periodo 2026-2036, haciendo mención a la letra de lo siguiente:

“En el programa también se consideran 2,500 MW de capacidad nuclear, donde se espera que en el mediano plazo la tecnología nuclear para centrales eléctricas de menor capacidad sea asequible para su integración al SEN.”

La mención a la tecnología nuclear para centrales eléctricas de menor capacidad hace referencia justamente a los SMR. Desde hace varios años, en diversas instituciones de México, se han hecho análisis de viabilidad y económicos para la instalación de SMR. Dada la geografía de México, regiones como Baja California Sur son candidatas ideales para la instalación de reactores modulares que puedan cubrir de manera más eficiente la demanda eléctrica de la zona.

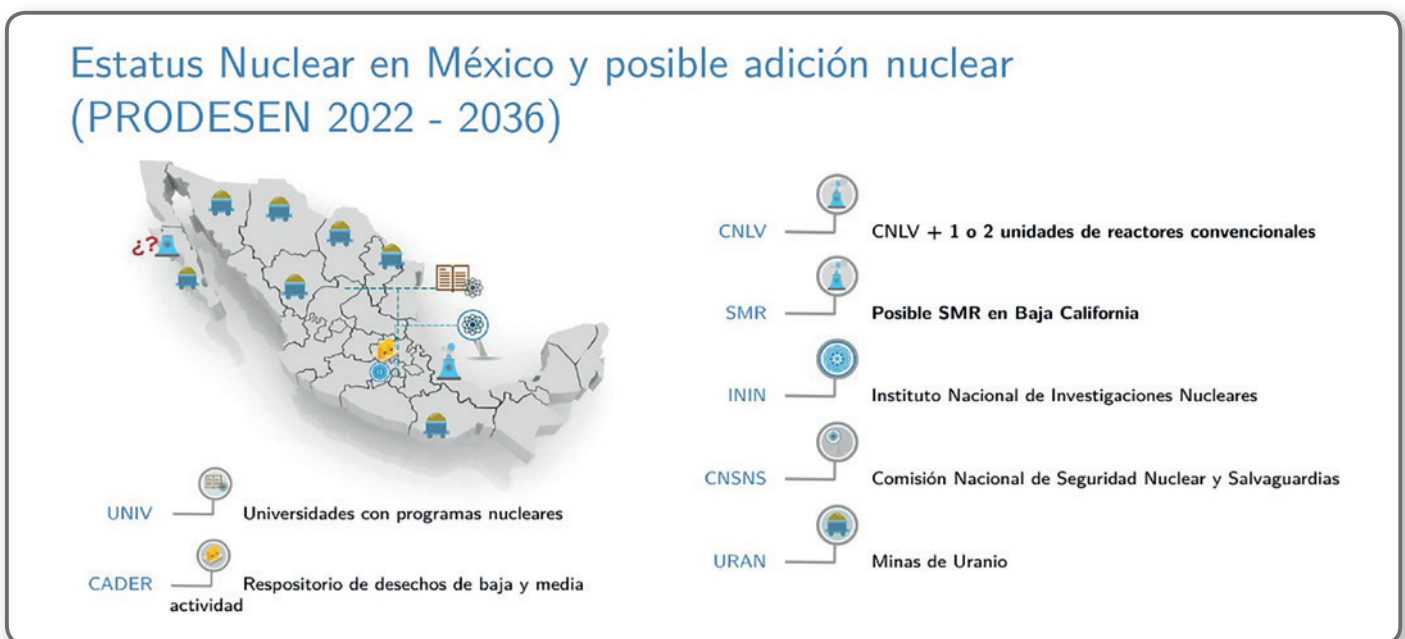


Figura 4. Estatus nuclear actual en México incluyendo una propuesta de adición de capacidad nuclear con uno o dos reactores convencionales en el sitio de la CNLV y un SMR en Baja California.

En conclusión, muchos países han mostrado un interés creciente en el diseño e instalación de SMR para aumentar su capacidad nuclear instalada. La flexibilidad y ventajas operativas de los SMR⁸ los harán candidatos importantes en la definición de los portafolios energéticos que se están reconfigurando para hacer frente al problema del

calentamiento global por la emisión de gases de efecto invernadero. México deberá acrecentar las líneas de investigación y desarrollo relacionadas con los SMR para estar en condiciones, en un futuro, de apoyar con las evaluaciones necesarias para una posible instalación de SMR en el país.



Referencias:

1. World Nuclear Association, 2022. "World Nuclear Performance Report 2022". Recuperado de: <https://www.world-nuclear.org/our-association/publications/global-trends-reports/world-nuclear-performance-report.aspx>
2. IAEA Database on Nuclear Power Reactors, 2022. The Power Reactor Information System (PRIS). Recuperado de: <https://pris.iaea.org/pris/home.aspx> consultado en agosto de 2022.
3. IAEA Book, 2020 Edition. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments.
4. IAEA Nuclear Energy Series Report No. NR-T-1.18, 2021. Technology Roadmap for Small Modular Reactor Deployment.
5. IAEA TECDOC Series No. 1972, 2021. Benefits and Challenges of Small Modular Fast Reactors.
6. IAEA TECDOC Series No. 1915, 2020. Considerations for environmental impact assessment for Small Modular Reactors.
7. Programa para el Desarrollo del Sistema Eléctrico Nacional (PRODESEN) 2022-2036, 01 de junio de 2022. Publicado en: <https://www.gob.mx/cenace/documentos/programa-para-el-desarrollo-del-sistema-electrico-nacional-2022-2036>
8. IAEA TECDOC Series No. 2003, 2022. Lessons learned in regulating Small Modular Reactors. Challenges, Resolutions and Insights.
9. IAEA Reference Data Series No. 2, 2022 Edition. Nuclear Power Reactors in the World.



El ciclo de combustible y la sostenibilidad de la energía nuclear

Dr. Juan Luis François Lacouture

Profesor de la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México. Academia de Ingeniería de México. Mail: jlf@fi-b.unam.mx

Resumen

El propósito de este artículo es, por un lado, describir el ciclo de combustible nuclear y, por otro lado, dar a conocer los avances que se están realizando a nivel mundial tendientes a lograr que la energía nuclear se vuelva una fuente inagotable y limpia de energía mediante la sinergia de reactores nucleares rápidos y su ciclo de combustible asociado.

Introducción

El desarrollo actual y futuro de la energía nuclear para la producción de electricidad (u otro tipo de producto obtenido de la energía emitida por la fisión nuclear), por medio de reactores nucleares, es y será posible si se cuenta con el suministro seguro, económico y confiable del combustible. Para el desarrollo de la energía nuclear es muy importante tanto el avance de la tecnología de reactores como el desarrollo de ciclos de combustible nuclear sostenibles, mediante los cuales el uso de los recursos naturales se realice de tal manera que se vuelvan prácticamente inagotables, o lo que se llama asintóticos, con un impacto mínimo al medio ambiente.

El ciclo del combustible nuclear

El ciclo del combustible nuclear es el conjunto de procesos que siguen los materiales utilizados para producir energía en un reactor nuclear mediante la fisión nuclear, desde su extracción en la naturaleza hasta su disposición final

de manera segura. Actualmente, el elemento utilizado preponderantemente en la industria nuclear es el uranio. El torio es otro elemento que se está estudiando para ser utilizado, sin embargo, su uso no es directo ya que no se fisiona, sino que, al capturar un neutrón, después de algunas transformaciones nucleares, se transforma en el isótopo¹ uranio-233, que sí es fisiónable.

El ciclo de combustible inicia con la extracción del mineral de uranio, pasando por su molienda, concentración, enriquecimiento, irradiación (utilización en el reactor) del combustible, y la elección de alguna estrategia de disposición del combustible gastado. El ciclo de combustible nuclear puede dividirse en dos categorías, el ciclo abierto y el ciclo cerrado, la diferencia principal está en que en el ciclo abierto no se reprocesa el combustible gastado y, por lo tanto, no se recicla.² En la Figura 1 se ilustra el ciclo de combustible cerrado.

El conjunto completo de procesos para fabricar combustible nuclear a partir de mineral de uranio se conoce como etapa inicial (*front-end*) del ciclo del combustible nuclear. Los procesos en la etapa inicial son la minería y la molienda, la conversión, el enriquecimiento y la fabricación de combustible.

Después de producir energía en el reactor, el combustible nuclear se convierte en combustible gastado. El almacenamiento temporal, el reprocesamiento, el almacenamiento a largo plazo o el almacenamiento final del combustible gastado se denominan en conjunto la parte final (*back-end*) del ciclo del combustible nuclear.

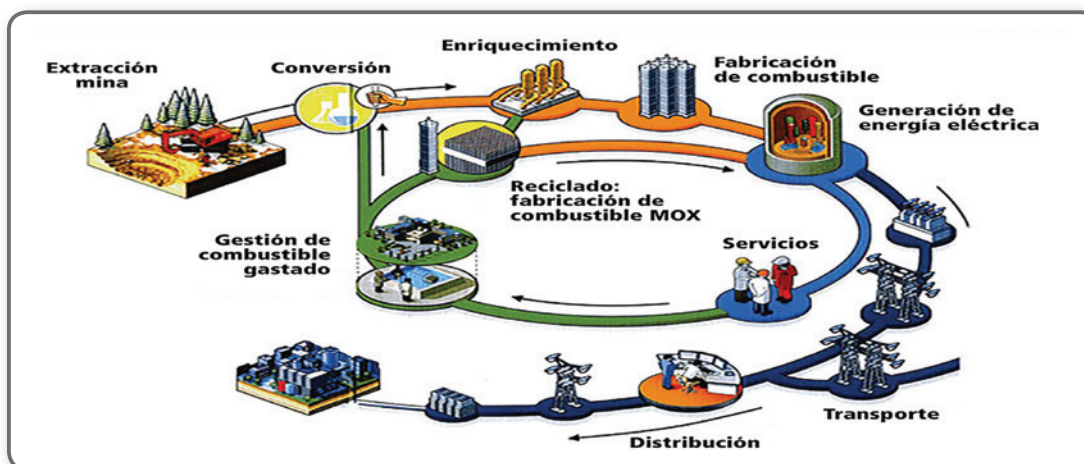


Figura 1. Ciclo cerrado de combustible nuclear

¹ Isótopo: átomo de un mismo elemento, cuyo núcleo tiene una cantidad diferente de neutrones, mismo número de protones y, por lo tanto, difiere en número másico.

² Martín del Campo, C., et al. (2012). Energía nuclear para todo. México, Ed. Terracota. Pp. 45-53.

El uranio se encuentra ampliamente distribuido dentro de la corteza terrestre en forma de minerales. El mineral de uranio debe extraerse y luego procesarse (molerse) antes de ser utilizable. El mineral de uranio se extrae mediante métodos de minería a cielo abierto o subterráneos. El uranio se extrae del mineral triturado en plantas de procesamiento o molinos utilizando métodos químicos. A veces es posible pasar soluciones químicas a los yacimientos de mineral y disolver el uranio del mineral directamente. Este proceso se conoce como lixiviación *in situ*. La alimentación para el proceso de extracción y molienda es mineral de uranio y el producto es el compuesto U_3O_8 , que se denomina torta amarilla debido a su color. En el enlace siguiente se pueden consultar las minas de uranio y plantas de proceso asociadas en el mundo: <https://infcis.iaea.org/NFCIS/facilities.cshtml?Type=MILL&Status=In%20operation&Scale=Commercial&Order=28RightP=List&Table=1>

El Organismo Internacional de Energía Atómica y la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE publican cada dos años un documento conocido como el Libro Rojo del uranio, con información acerca de los recursos, producción y demanda de este elemento. La edición del año 2020 se puede descargar de: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_52718/uranium-2020-resources-production-and-demand

La minería y el beneficio del torio están mucho menos desarrollados que los del uranio, sin embargo, se estima que el torio es de tres a cuatro veces más abundante que el uranio en la corteza terrestre. Información acerca de los depósitos de uranio a nivel mundial se puede consultar en: <https://infcis.iaea.org/THDEPO/Deposits>

Enriquecimiento: el uranio extraído de la naturaleza contiene alrededor del 0.7% del isótopo U-235, que es la principal fuente de energía en los reactores térmicos, el resto es prácticamente U-238 y unas trazas de U-234. Para la tecnología de reactores de agua ligera (LWR, por sus siglas en inglés), que es el tipo de reactor más común en operación mundialmente, es imposible construir un reactor nuclear con la ocurrencia natural de U-235, por lo que el contenido de este isótopo debe incrementarse con un proceso especial. Este proceso se llama enriquecimiento. Hay dos tecnologías disponibles comercialmente: difusión gaseosa y centrífuga. Ambas técnicas se basan en las masas ligeramente diferentes de los núcleos de los isótopos de uranio. Por lo que el enriquecimiento se define como el proceso de aumentar la cantidad de U-235 contenida en una cantidad unitaria de uranio. La alimentación de esta etapa es el UF_6 (hexafluoruro de uranio) natural y el producto es el UF_6 enriquecido. El otro resultado del proceso es el uranio que tiene un contenido fisionable más bajo que el uranio natural. Se le conoce como cola de enriquecimiento o uranio empobrecido. Para que un LWR pueda operar es necesario enriquecer el uranio a niveles del 4% de U-235. Información acerca de plantas de enriquecimiento en el mundo se puede consultar en: <https://infcis.iaea.org/NFCIS/facilities.cshtml?Country=All&Type=ENRI&Status=In%20operation&Scale=Commercial&Order=28RightP=List&Table=1>

Para conocer más acerca del enriquecimiento se puede visitar el sitio: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/uranium-enrichment.aspx>

Fabricación de combustible: el uranio enriquecido en forma de UF_6 se convierte en polvo de UO_2 para producir combustible para la tecnología LWR. Luego, este polvo se forma en gránulos, se sinteriza para lograr la densidad deseada y se muele a las dimensiones requeridas. Las pastillas (*pellets*) de combustible se cargan en tubos de zircaloy o acero inoxidable, los cuales están sellados en ambos extremos. Estas barras de combustible están espaciadas en formaciones paralelas fijas para formar los ensambles de combustible del reactor. Todo el proceso se conoce como fabricación de combustible. Se adopta un procedimiento similar para el combustible de óxido de uranio natural para algunos tipos de reactores. La alimentación de este proceso es polvo de óxido de uranio natural o enriquecido y el producto es un ensamble de combustible (ver Figura 2). Información acerca de plantas de fabricación de combustible se puede consultar en: <https://infcis.iaea.org/NFCIS/facilities.cshtml?Country=All&Type=UFAB&DetailedType=12&Status=In%20operation&Scale=Commercial&Order=2&Page=1&RightP=List&Table=1>

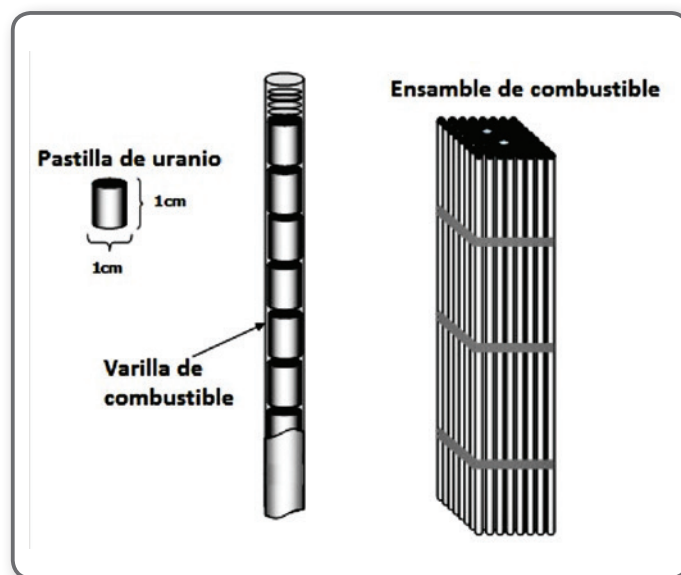


Figura 2. Ensamble de combustible nuclear

Reprocesamiento: el combustible nuclear gastado contiene aún una cantidad significativa de material fisionable que puede usarse para producir energía. La cantidad considerable de U-235 todavía está contenida en el combustible gastado y hay nuevos isótopos fisionables que se produjeron durante el funcionamiento normal del reactor nuclear, como el Pu-239 y el Pu-241. Algunas opciones del ciclo del combustible nuclear consideran sacar el material fisionable del combustible gastado, refabricarlo como combustible y quemarlo en el reactor. El combustible de óxidos mixtos de uranio y plutonio (MOX, por sus siglas en inglés) es el combustible más común que utiliza material reprocesado. El proceso de reprocesamiento se basa en procesos químicos y físicos para separar el material necesario del combustible nuclear

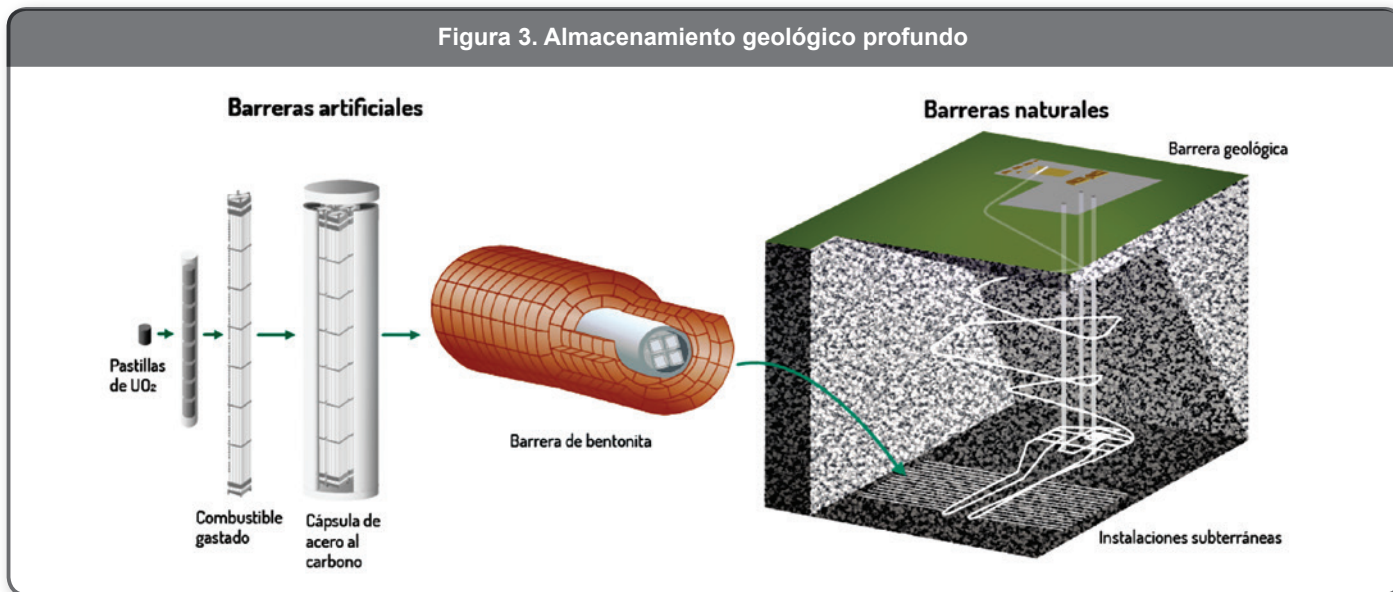
gastado. La alimentación de este proceso es combustible gastado y los productos son material reutilizable y residuos de alta actividad (HLW, por sus siglas en inglés). Los HLW requieren un tratamiento cuidadoso y se depositan en instalaciones especiales de almacenamiento final después de un tratamiento adecuado.

Para conocer más acerca del reprocesamiento se puede visitar el sitio: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/processing-of-used-nuclear-fuel.aspx>

Información acerca de plantas de reprocesamiento se puede consultar en: <https://infcis.iaea.org/NFCIS/facilities.cshtml?Region=The%20World&Country=All&Type=SFRR&DetailedType=23&Status=in%20operation&Scale=Commercial&Order=2&page=1&Rightp=List&Table=1>

Disposición del combustible gastado y HLW: después de acondicionarse adecuadamente, el combustible gastado se puede eliminar en formaciones geológicas profundas (ver Figura 3) durante un periodo indefinido hasta que se alcanza un nivel no peligroso de radiactividad, por el decaimiento de los actínidos³ y productos de fisión.

Para conocer más acerca del almacenamiento y disposición de residuos radiactivos se puede visitar/ el sitio: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-waste/storage-and-disposal-of-radioactive-waste.aspx>



Fuente: Residuos de alta actividad. ENRESA. Disponible en: <https://www.enresa.es/esp/inicio/actividades-y-proyectos/residuos-de-alta-actividad>

Ciclos de combustible sostenibles

Uno de los temas abiertos de la tecnología nuclear es la estrategia seguida en el *back-end* del ciclo del combustible. Está claro que el ciclo cerrado, con reprocesamiento y reciclado de plutonio, es preferible con respecto al ciclo abierto en cuanto a la sustentabilidad de la energía nuclear. Para ello, se están desarrollando sistemas innovadores y ciclos del combustible orientados a una mejor utilización de los recursos naturales, principalmente en dos formas: por cría de nuevo combustible y por transmutación de isótopos de vida media larga, principalmente actínidos menores, como lo son el neptunio, el americio y el curio (Np, Am, Cm). En ambos casos se está realizando investigación para hacer posible estos sistemas con diferentes ciclos de combustible: uranio-plutonio, torio-uranio, entre otros.⁴

De acuerdo con el Libro Rojo del uranio existen suficientes recursos de este elemento para apoyar el uso continuado de la energía nuclear y el crecimiento de la capacidad nuclear para la generación de electricidad baja en carbono y otros

usos (por ejemplo, calor y producción de hidrógeno) a largo plazo. Los recursos recuperables identificados, incluyendo los razonablemente asegurados y los recursos inferidos (a un costo <USD 260/kgU, equivalente a USD 100/lb U₃O₈) son suficientes para más de 135 años, considerando los requerimientos de uranio a partir del 1 de enero de 2019. Sin embargo, se requerirá una exploración considerable, técnicas innovadoras e inversiones oportunas para convertir estos recursos en uranio refinado listo para la producción de combustible nuclear y para facilitar el despliegue de tecnologías nucleares prometedoras.

Aun cuando 135 años parece un tiempo largo para la vida de una persona, no es nada en términos de la evolución de la humanidad, de manera que es importante desarrollar mejores sistemas y ciclos de combustible que el ciclo abierto que no revaloriza el material fisionable que aún se encuentra en el combustible gastado.

De los 440 reactores nucleares que se encuentran operando hoy en día a nivel mundial,⁵ prácticamente todos son del tipo

³ Actínidos: plutonio, neptunio, americio y curio.

⁴ Escoria-Ortiz, D., François, J.L., Martín-del-Campo, C. (2019). Comparative study of the neutronic performance of thorium-based metallic fuel and MOX fuel in an ASTRID-like fast reactor core. Nuclear Engineering and Design. Vol. 347, pp. 122-131, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.03.027>.

⁵ Nuclear Power in the World Today. World Nuclear Association. Disponible en: <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx>

llamado térmicos, principalmente LWR, es decir, que para llevar a cabo el proceso de fisión reducen la energía cinética de los neutrones mediante un material moderador (agua ligera, agua pesada o grafito) hasta que éstos están en equilibrio térmico con el medio combustible-refrigerante. Como se dijo anteriormente, para poder mantener un reactor crítico operando de manera estacionaria es necesario enriquecer el uranio a un nivel del 4% en U-235.

Existen también los reactores rápidos⁶ que utilizan neutrones de alta energía cinética (que no son ralentizados, por lo que no requieren de un material moderador), y que para poder mantenerse críticos requieren enriquecimientos del orden del 15% en U-235, o bien utilizar plutonio obtenido del reprocesamiento del combustible de los reactores térmicos

actualmente en operación. Entre las ventajas de utilizar neutrones rápidos están el que puedan provocar fisiones en átomos pesados, que no pueden ser fisionados con neutrones térmicos. Además, los neutrones rápidos también pueden ser utilizados para convertir elementos fértiles en fisionables, como es el caso de la cadena de producción del plutonio, Pu-239, a partir de la captura neutrónica en el U-238, y en la producción de U-233 mediante la captura de neutrones en el torio, Th-232, como se ilustra en la Figura 4. Aprovechando estas reacciones es posible diseñar los reactores de cría, con los cuales se puede producir más combustible del que consumen. Investigaciones actuales están enfocadas en proponer reactores que puedan operar decenas de años sin tener que recargar combustible, mediante el concepto de quema y cría.⁷

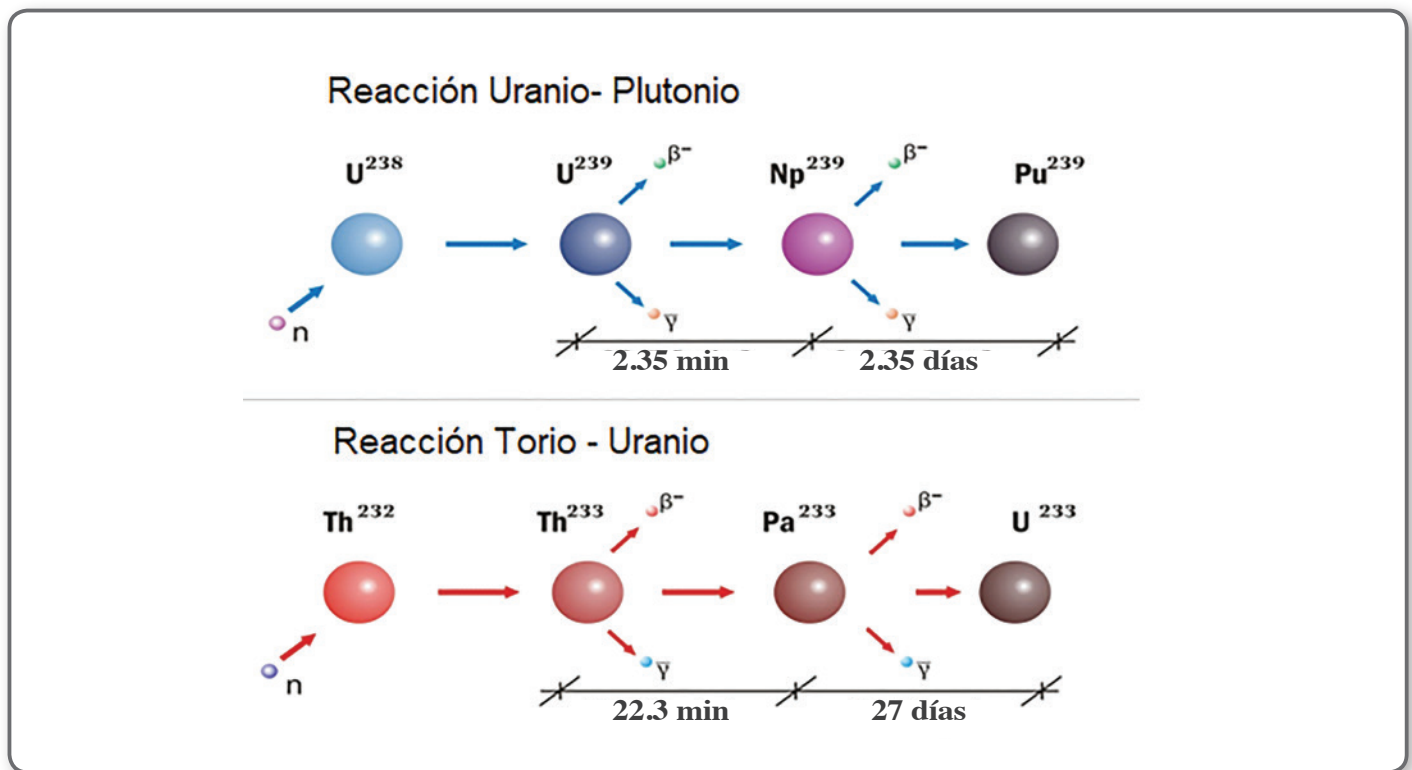


Figura 4. Reacciones de conversión de isótopos fértiles en fisionables

Dentro de la composición del combustible gastado obtenido de un LWR, aproximadamente el 98.5% en peso de su masa es uranio y productos de fisión de vida media corta, lo cual no representa un peligro radiológico a largo plazo. Aproximadamente 0.4% está en forma de productos de fisión de larga duración, cesio, estroncio, tecnecio y yodo.

De particular preocupación, debido a problemas de carga de calor y de radiotoxicidad a largo plazo, así como riesgo de proliferación, son el plutonio y los actínidos menores, que representan aproximadamente el 1% en peso del combustible gastado.⁸ En la Figura 5 se presenta una estimación del inventario acumulado y proyectado de actínidos menores a nivel mundial del combustible gastado.

⁶ Fast Neutron Reactors. World Nuclear Association. Disponible en: <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>

⁷ López-Solís, R., François, J.L. (2017). The breed and burn nuclear reactor: a chronological, conceptual and technological review. International Journal of Energy Research. Pp. 1-13. <https://doi.org/10.1002/er.3854>.

⁸ IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-4.6. (2009). Status of Minor Actinide Fuel Development. Vienna, Austria.

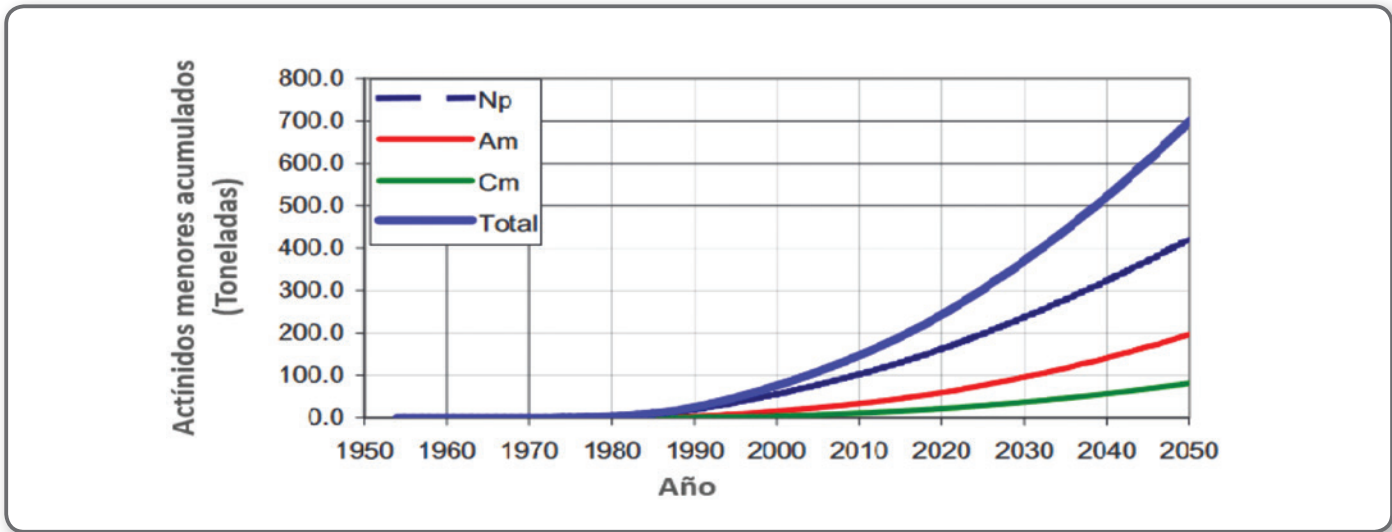


Figura 5. Inventario de actínidos menores acumulados a nivel mundial⁸

Aunque el 1% pareciera una cantidad muy pequeña, su efecto en la radiotoxicidad a largo plazo del combustible gastado es notable, como se puede observar en la Figura 6, en donde se grafica la radiotoxicidad por ingestión expresada en sieverts (Sv) por tonelada de combustible gastado, y en donde el nivel de referencia es la radiotoxicidad del uranio natural que se encuentra en la naturaleza. En esta figura se puede

observar que, si utilizamos estrategias de transmutación de los actínidos, ya sea por fisión o por captura neutrónica en reactores rápidos⁹ u otros sistemas que se están estudiando, como los reactores híbridos de fusión-fisión¹⁰ y los sistemas accionados por aceleradores (ADS, por sus siglas en inglés),¹¹ la radiotoxicidad de los actínidos se podría disminuir notablemente en el tiempo como se observa en las curvas con líneas punteadas en rojo en la figura.

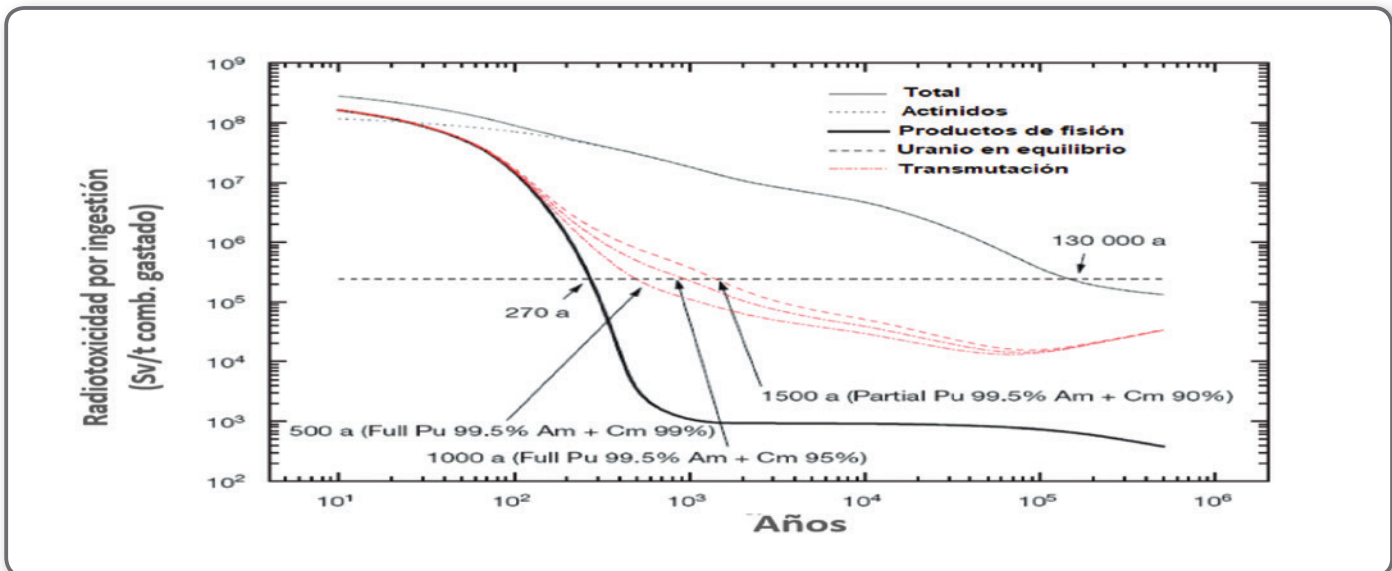


Figura 6. Radiotoxicidad del combustible gastado⁸

De manera que con el despliegue de reactores rápidos hacia el futuro se podrá hacer un uso más eficiente y racional de los recursos nucleares, así como reducir la huella ambiental debida a los residuos nucleares de alta actividad y notablemente del combustible gastado, como se ilustra en las figuras 7 y 8. De la Figura 7 se puede observar que, de seguir con la tendencia de utilizar reactores térmicos LWR con ciclo abierto, los recursos

de uranio se agotarán relativamente pronto, mientras que más rápido se introduzcan los reactores rápidos (año 2030), el uranio se podrá volver un recurso inagotable. Asimismo, de la Figura 8 se desprende que, con la inserción de los reactores rápidos, la cantidad de combustible gastado y, por lo tanto, de la radiotoxicidad asociada se reducen de una manera importante.

⁹ Juárez, LC., François, JL. (2019). Study of the homogeneous and heterogeneous Am transmutation in an ELFR-like reactor loaded with nitride fuel. *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 127, pp. 19-29. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.11.052>.

¹⁰ François, JL., Dorantes, JJ., Martín-del-Campo, C., Herrera, JJE. (2013). LWR spent fuel transmutation with hybrid fusion-fission reactors. *Progress in Nuclear Energy*. Vol. 65, pp. 50-55. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2013.02.005>.

¹¹ Accelerator-driven Nuclear Energy. World Nuclear Association. Disponible en: <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/accelerator-driven-nuclear-energy.aspx>

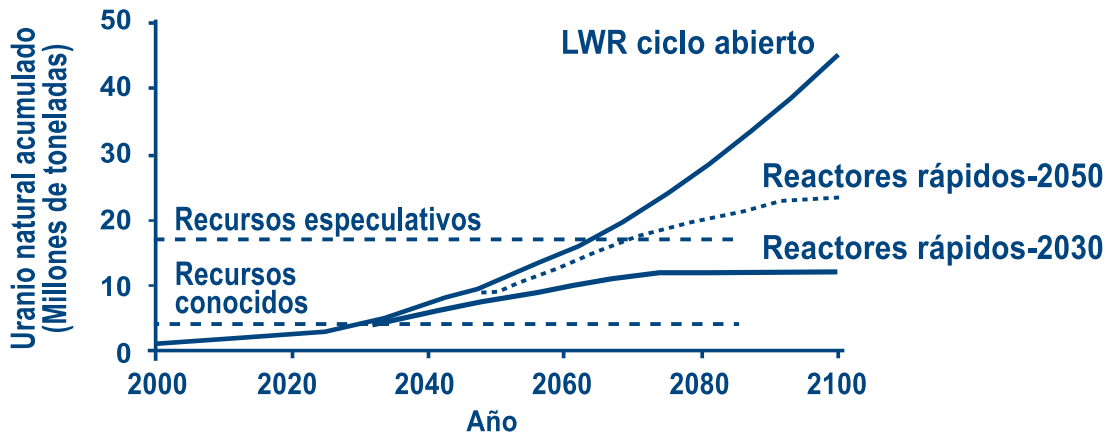


Figura 7. Utilización de uranio a nivel mundial

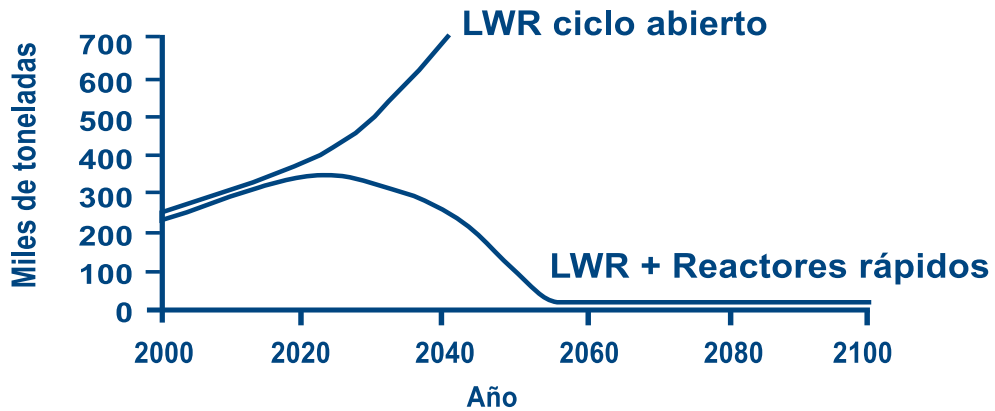


Figura 8. Masa de combustible gastado a nivel mundial

Conclusiones

La energía nuclear tiene un papel muy importante que desempeñar en la satisfacción de la demanda de energía mediante un suministro confiable, seguro, económico, limpio y de largo plazo. Esto será posible si, además de desarrollar

y desplegar reactores nucleares tecnológicamente avanzados, se articula con ciclos de combustible que permitan extender la existencia de sus recursos naturales, uranio y torio, de manera asintótica, prácticamente inagotables, y reducir sustancialmente el volumen y la radiotoxicidad de los combustibles gastados y los desechos radiactivos de alto nivel.

Producción de hidrógeno en un BWR durante un accidente nuclear severo

Dr. Hernando Romero Paredes Rubio

Dr. Gilberto Espinosa Paredes

Dr. Francisco J. Valdés Parada

Investigador de la Universidad Autónoma Metropolitana Iztapalapa, Departamento de Ingeniería de Procesos e Hidráulica, San Rafael Atlixco 186, Iztapalapa 09340, Ciudad de México, México. Mail: hrp@xanum.uam.mx

Investigador de la Universidad Autónoma Metropolitana Iztapalapa, Departamento de Ingeniería de Procesos e Hidráulica, San Rafael Atlixco 186, Iztapalapa 09340, Ciudad de México, México. Mail: gepe@xanum.uam.mx

Investigador de la Universidad Autónoma Metropolitana Iztapalapa, Departamento de Ingeniería de Procesos e Hidráulica, San Rafael Atlixco 186, Iztapalapa 09340, Ciudad de México, México. Mail: iqfv@xanum.uam.mx

Resumen

Después del terremoto, un tsunami de 15 metros desactivó la alimentación eléctrica y la refrigeración de tres reactores de Fukushima Daiichi en Japón, provocando un accidente nuclear el 11 de marzo de 2011. Los reactores de Fukushima Daiichi son reactores GE de agua en ebullición (BWR) de los primeros diseños (1960) suministrado por GE, Toshiba y Hitachi. Una vez que el suministro de energía eléctrica falló derivado de ese meteoro, aproximadamente una hora después de la parada de las reacciones de fisión, los núcleos de los reactores seguían produciendo alrededor de 1.5% de su potencia térmica nominal. Sin la remoción del calor mediante la circulación en un intercambiador de calor externo se produjo una gran cantidad de vapor de agua en los recipientes de presión de los reactores que contienen los núcleos, el que fue liberado al contenedor primario seco (PCV) a través de las válvulas de seguridad. Más tarde esto fue acompañado por la presencia de hidrógeno, producido por la interacción, a elevada temperatura, del revestimiento de circonio que alberga el combustible con el vapor de agua después de que bajó el nivel del agua. El objetivo de este trabajo es estudiar el comportamiento de la evolución temporal de las distribuciones de la concentración de hidrógeno y los perfiles de temperaturas en el núcleo del reactor de agua en ebullición (BWR) durante un accidente grave. El núcleo del BWR se considera como un medio eficaz donde el ensamble de combustible en el núcleo consiste en un arreglo de barras en línea. Por ello, se desarrolló el análisis numérico de la transferencia de calor y masa durante la generación de hidrógeno en un arreglo de barras cilíndricas de combustible, cada uno recubierto con un revestimiento y un baño de vapor corriente que circula fuera de los cilindros. Este análisis considera el elemento combustible sin efectos de mitigación. El sistema se compone de una celda unitaria periódica representativa, para la cual se resuelven los problemas iniciales y de valores a la frontera para la transferencia de calor y masa. En esta celda unitaria se consideró que el elemento combustible está dentro de un revestimiento de circonio (Zry-4) con vapor de agua rodeándolo en tanto que refrigerante. Las simulaciones

numéricas permiten describir la evolución de los perfiles de temperatura y la concentración de hidrógeno en el interior del reactor nuclear y podrían ser utilizados como una base para la ampliación de la escala en las simulaciones híbridas.

Introducción

Pese a las fuertes medidas de seguridad tomadas para evitar accidentes en las plantas nucleares de generación eléctrica, algunos escenarios de accidentes, con muy baja probabilidad, pueden resultar en un accidente severo con la fusión del núcleo y la destrucción de la planta y, por supuesto, con la dispersión de materiales radioactivos al medio ambiente. El daño severo al núcleo de un reactor nuclear de agua ligera (LWR) se produce durante un accidente nuclear debido a la oxidación crítica de los componentes de zircaloy (Zry-4) en el núcleo del reactor por vapor de agua (Olander, 1994). Por su parte, Erbacher *et al.* (1985) reportó una amplia revisión sobre el comportamiento de las barras de Zry-4 que contienen el combustible en un accidente por pérdida de enfriamiento. Por su parte, Xingwei y Xinrong (2011) estudiaron la reacción química entre las barras de combustible del reactor en Zry-4 y vapor a elevada temperatura durante un típico supuesto accidente en el largo plazo. El sobrecalentamiento de los elementos de combustible en un LWR puede ser causado por la pérdida del sistema de enfriamiento durante un accidente que provoca una reacción química violenta de las barras con el vapor de agua. Los experimentos han mostrado claramente el impacto que tiene la adición de vapor de agua una vez que se ha iniciado el daño por el sobrecalentamiento (Coryell, 1994). Así, durante un accidente, con previa pérdida de enfriamiento, bajo una típica tasa de calentamiento, la alimentación de agua puede resultar en una oxidación acelerada de las barras de Zry-4 y un significativo incremento en la producción de hidrógeno y la acelerada licuefacción del complejo {U-Zr} – O₂ (Allison *et al.*, 2012).

La oxidación se lleva a cabo por el vapor del agua de la piscina, por debajo del núcleo descubierto, que se complementa,

en el caso de un PWR, con la recirculación de los gases de las regiones exteriores más frías del núcleo a zonas más calientes. Para un BWR esta recirculación es evitada, ya que cada conjunto de combustible se encuentra en su propia estructura. Durante el proceso de oxidación por el vapor de agua, el hidrógeno se produce a la misma velocidad que la descomposición del agua. La oxidación no es la única forma de producción de hidrógeno durante esos fenómenos, sino que es la fuente más importante. La acumulación de hidrógeno y su combustión es una de las principales claves para la falla prematura del contenedor (Breitung y Royl, 2000). El análisis de riesgos del hidrógeno durante un accidente nuclear severo se efectuó utilizando los códigos de CFD, el cual se centró en los efectos global y promedio, con objeto de obtener información detallada localizada (Royle *et al.*, 2000). Debido a que la reacción de oxidación es una reacción exotérmica, se tiene una gran liberación de calor y se hace en las condiciones de accidente a temperaturas elevadas, lo que determina la tasa de producción de hidrógeno y la degradación por fragilidad del revestimiento (Fichot *et al.*, 2004). El proceso de oxidación del Zircaloy-4 (Zry-4) ha sido estudiado ampliamente, lo cual ha revelado que la oxidación del Zry-4 con vapor de agua libera una cantidad de calor 50% superior a la oxidación con aire, lo que genera un régimen de incremento en la temperatura más elevado (Beuzet *et al.*, 2011). En la última década se ha tenido un mayor interés en estos fenómenos durante un hipotético accidente nuclear severo y este interés se ha intensificado debido al accidente de la central nuclear de Fukushima Daiichi. A partir de estos fenómenos se han realizado los estudios de evaluación de los posibles daños en los núcleos/recipientes de las unidades 1 a 3 (Allison *et al.*, 2012) y otros trabajos de forma similar (Van Dorsselaere *et al.*, 2012; Espinosa-Paredes *et al.*, 2012; Kapulla *et al.*, 2012; Martin, 2012; Nuñez-Carrera *et al.*, 2012).

La mayoría de ellos han trabajado en la simulación por computadora utilizando varios códigos de cómputo y menos trabajo en experimentos de laboratorio. La generación de hidrógeno durante un accidente en una planta nuclear ha sido poco estudiada y algunos de los trabajos realizados están dirigidos a los fenómenos en la interfaz del revestimiento en Zry-4 y aire o vapor de agua en el recipiente, como se describió anteriormente. El fenómeno de la generación y transmisión de hidrógeno todavía no se ha estudiado ampliamente.

Los trabajos recientes en ciclos termoquímicos para la producción de hidrógeno a partir de reacciones redox, en donde la oxidación de los metales es la etapa de producción de hidrógeno, nos dan una idea de los fenómenos implicados en estos sistemas (Villafán-Vidales y col, 2009; Steinfeld, 2002; Abanades y Flamant, 2006). Por lo que se puede aplicar de una manera similar en los procesos que tienen lugar durante la oxidación del Zry en un reactor nuclear. En

un trabajo previo se hizo el análisis numérico de la transferencia de calor y masa con producción de hidrógeno para una matriz de barras de combustible cuyo revestimiento es en Zy4 y bajo una corriente de vapor de agua fuera de los cilindros. Ese estudio considera el elemento combustible sin efectos de mitigación y el método aplicado consistió en una celda unitaria representativa para la que se resolvieron los problemas de valor inicial y de frontera para la transferencia de calor y masa (Romero-Paredes *et al.*, 2012).

En este trabajo se analizó numéricamente el comportamiento de la evolución temporal de la distribución de la concentración de hidrógeno y los perfiles de temperatura en el núcleo de un reactor BWR durante un accidente severo. Nuestra aproximación considera que el núcleo del BWR puede ser tratado como un medio efectivo que satisface la hipótesis del continuum. El núcleo del reactor es un ensamble de combustible y cada uno contiene un arreglo de barras de combustible. Para ello, se aplicaron las ecuaciones de medio efectivo o de escalamiento para describir los fenómenos de transporte en el núcleo de un BWR durante un accidente severo. Con las ecuaciones de escalamiento se obtuvo un modelo adimensional escrito en términos de números adimensionales tales como el Péclet y el Biot para el calor y la masa. El modelo se resolvió en 2D usando métodos de CFD. Este estudio se analizó con los resultados numéricos obtenidos de la evolución de la concentración y temperatura adimensionales como una función de los números de Péclet y Biot. Los resultados muestran que la transferencia de masa prevalece sobre la transferencia de calor en todos los casos analizados en este trabajo.

1. Descripción del sistema y del accidente severo

La configuración del BWR y el patrón de flujos se esquematiza en la Figura 1 (BWR, 1975). El sistema de recirculación del agua, cuyo objetivo es circular el flujo de refrigerante requerido a través del núcleo del reactor, consta de dos circuitos externos a la vasija del reactor. Cada circuito contiene una bomba con motor directamente acoplado, una válvula de control de flujo y dos válvulas de cierre. La bomba de presión, localizada en la vasija del reactor, proporciona una circulación interna continua para una mejor distribución de refrigerante al núcleo. Las bombas de recirculación tienen la succión en el flujo aguas abajo en la zona anular entre la envoltura del núcleo y la pared de la vasija. El flujo del núcleo se toma desde el recipiente a través de dos boquillas de recirculación. En este sitio, el flujo se bombea a una presión más alta, distribuida a través de un colector al que están conectados un número de tubos ascendentes, y se regresa a las boquillas de entrada de la vasija.

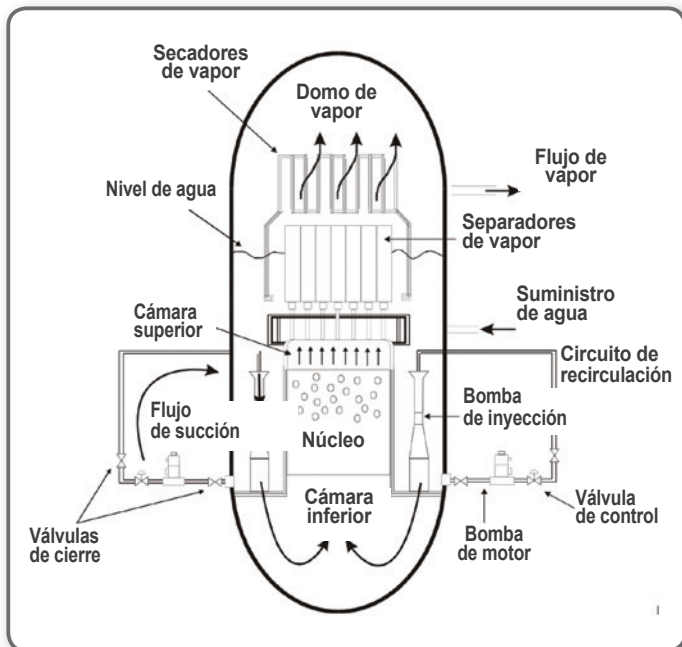


Figura 1. Sistema del BWR que se evaluó

Este flujo se descarga de las toberas de las bombas de presión en el estado inicial de la entrada de la bomba donde, debido a un proceso de intercambio de cantidad de movimiento, induce el agua circundante en la región inferior y es arrastrada hacia la succión de la bomba de presión. Estos dos flujos se mezclan y se difunden en el difusor para finalmente descargarse en la cámara inferior del núcleo. El agua refrigerante pasa a través de las barras de combustible individuales en el interior del canal de combustible donde hierve y se convierte en una mezcla de vapor/agua de dos fases. En el núcleo, el fluido en dos fases genera un flujo ascendente a través de los separadores axiales, mientras que el vapor de agua continúa a través de los secadores y fluye directamente a través de las líneas de vapor hacia el turbogenerador. El flujo de condensado se regresa a través de los calentadores de agua de alimentación mediante la bomba de alimentación de condensado en la vasija. El agua, que es separada del vapor, fluye por la periferia hacia debajo de la vasija del reactor y se mezcla con el flujo de agua de alimentación de la entrada principal de la turbina. Este flujo hacia abajo entra a las bombas de presión.

Durante un accidente severo se exceden las bases de diseño de la planta nuclear de potencia (NPP) suficientemente como para causar daño en las estructuras, materiales y sistemas, es decir, daño al núcleo y producción de hidrógeno, desprendimiento de productos de la fisión y desechos. El accidente severo que ocurre por la pérdida de fluido refrigerante (LOCA -Loss of coolant accident-) en un circuito de recirculación del reactor con y sin inyección de agua de enfriamiento. En este sentido es necesario comprender plenamente la progresión de daño al núcleo, ya que la acción de mitigación tiene efectos que pueden ser decisivos en la progresión del accidente (Espinosa-Paredes *et al.*, 2012).

2. Modelo matemático

Consideremos al sistema dibujado en la Figura 2. Ésta muestra un ensamble de combustible consistente de un solo arreglo de barras de combustible. Supóngase que el número de barras contenidas en una celda de longitud $L \times L$ es suficiente para tener una separación de una longitud característica del diámetro de las barras (l) y la longitud de la celda (L). Es razonable usar una aproximación de medio efectivo. En este tipo de modelos el haz de varillas en línea se considera como un continuum en el que las ecuaciones de medio efectivo son válidas. Estas ecuaciones se escriben en términos de coeficientes efectivos de transporte que son responsables de la captura de las características esenciales del ensamble de barras en-línea. En este sentido, las ecuaciones que gobiernan el medio efectivo para la transferencia de momentum, calor y masa vienen dadas por:

$$\nabla \cdot \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta = 0 \quad (1)$$

(masa)

$$0 = -\nabla \langle p_\beta \rangle^\beta + \rho_\beta \mathbf{g} + \mu_\beta \nabla^2 \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta - \varepsilon_\beta \mathbf{K}_\beta^{-1} \mu_\beta \cdot \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta \quad (2)$$

(momentum)

$$\langle \rho \rangle c_p \left(\frac{\partial \langle T \rangle}{\partial t} + \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta \cdot \nabla \langle T \rangle \right) = \mathbf{K}_{eff}^* : \nabla \nabla \langle T \rangle + Q \quad (3)$$

(calor)

(conservación de especies químicas)

$$\varepsilon_\beta \frac{\partial \langle c_{AB} \rangle^\beta}{\partial t} + \varepsilon_\beta \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta \cdot \nabla \langle c_{AB} \rangle^\beta = \varepsilon_\beta \mathbf{D}_\beta^* : \nabla \nabla \langle c_{AB} \rangle^\beta + Rx \quad (4)$$

En las expresiones anteriores la fase β es la fase de fluido, y su fracción volumen se representa por ε_β , en tanto que \mathbf{K}_β , \mathbf{K}_{eff}^* y \mathbf{D}_β^* , son la permeabilidad efectiva, los tensores de dispersión térmica y másica, respectivamente, los cuales se consideran constantes e isotrópicos. Adicionalmente, Q y Rx representan el calor generado y la tasa de reacción, respectivamente. Finalmente, la especie A se refiere a las moléculas de hidrógeno producidas en la fase fluida.

Ciertamente, de las ecuaciones (1) - (4) se pueden derivar los balances punto a punto de masa, cantidad de movimiento y energía, utilizando una técnica de escalamiento, tales como el método de promedio volumétrico (Whitaker, 1999). Una característica sobresaliente de este enfoque es que no sólo las ecuaciones de medio efectivo se derivan de sus puntos homólogos, sino también se derivan las limitaciones de longitud-y-escala de tiempo en las que el modelo matemático es válido. Por otra parte, el método de promedio de volumen implica un esquema de cierre que conduce a expresiones explícitas para el cálculo de los coeficientes de medio eficaz que participan en las ecuaciones. (1) - (4) por la solución de problemas de valores a la frontera asociados en un dominio representante de la escala de punto a punto (i.e., una celda unitaria) (Valdés-Parada *et al.*, 2013).

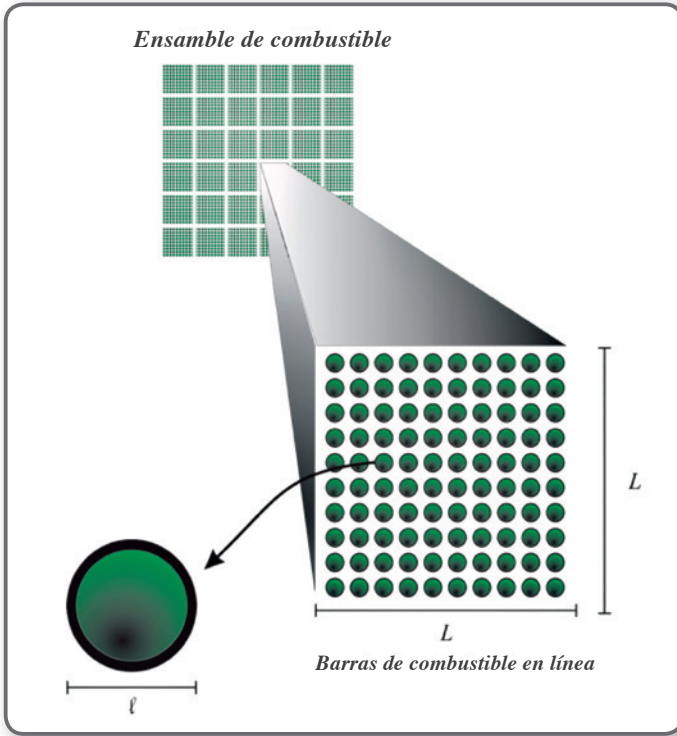


Figura 2. Esquema del ensamble de combustible; consiste en arreglos de barras de combustible en línea

Es importante evaluar el calor generado después del apagado del reactor para determinar las necesidades de enfriamiento bajo condiciones normales y bajo condiciones de accidentes. El calor generado durante el apagado del reactor es la suma del calor producido por la fisión debido al retraso del neutrón o emisiones del foton neutrón, y el decaimiento de los productos de la fisión de materia fértil y la activación de productos. El nivel de decaimiento del calor empleado en este trabajo es dado por (Todreas y Kazimi, 1990):

$$Q = 0.066Q_0 \left[(t^* - t_s)^{-0.2} - t^{*-0.2} \right] + \Delta HRx \quad (5)$$

Donde Q_0 es la tasa de calor volumétrico generado en estado estacionario, $(t^* - t_s)$ es el tiempo transcurrido después del apagado del reactor, y t^* es el tiempo posterior al arranque del reactor. Para nuestro análisis, nosotros consideramos el tiempo adecuado después del apagado del reactor. En este sentido, $t = (t^* - t_s)$, así que la ecuación (5) toma la forma:

$$\frac{Q}{Q_0} = 0.066 \left[t^{-0.2} - (t + t_s)^{-0.2} \right] + \frac{\Delta HRx}{Q_0} \quad (6)$$

Donde t_s es el tiempo al cual el apagado ocurre. Adicionalmente, la tasa de reacción es de primer orden, esto es:

$$Rx = K_{ox} \langle T \rangle \langle c_{AB} \rangle^\beta \quad (7)$$

Donde:

$$K_{ox} = k_0 \exp \left[\frac{-1.286 \times 10^5}{R \langle T \rangle} - 6.16 \times 10^8 \left(\frac{1}{\langle T \rangle} - \frac{1}{1900} \right)^2 \right], \text{ para } 1800 \text{ K} < \langle T \rangle < 1900 \text{ K} \quad (8)$$

$$K_{ox} = k_0 \exp \left(\frac{-1.286 \times 10^5}{R \langle T \rangle} \right), \text{ para } \langle T \rangle > 1900 \text{ K} \quad (9)$$

$k_0 = 0.093$. La correlación dada por Urbanic y Heidrick (1978) para la tasa de ganancia de masa tiene dos puntos de inflexión: a $T = 1853 \text{ K}$ y $T = 1873 \text{ K}$, debido a que los autores consideran la temperatura de transición de tetragonal a cúbica como $T = 1853 \text{ K}$. Fichot *et al.* (2004) consideran que la temperatura de transición es más baja y al inicio de la transición tetragonal a cúbica $T \approx 1800 \text{ K}$, el comportamiento de la oxidación transcurre suavemente e incrementa progresivamente las tasas de oxidación. Estas son calculadas por Prater y Courtright (1987) y por Urbanic y Heidrick (1978) y están en acuerdo con los mejores valores ajustados, y los errores son muy pequeños a $T > 1900 \text{ K}$. Adicionalmente, el calor de reacción en función de la temperatura se expresa como:

$$\Delta H = -6.304940 \times 10^2 + 2.996279 \times 10^{-2} \langle T \rangle - 2.179432 \times 10^{-6} \langle T \rangle^2, \quad \text{para } 298.15 \text{ K} \leq \langle T \rangle < 1445.15 \text{ K} \quad (10)$$

$$H = -6.318406 \times 10^2 + 4.755655 \times 10^{-2} \langle T \rangle - 9.785421 \times 10^{-6} \langle T \rangle^2, \quad \text{para } 1445.15 \text{ K} \leq T \leq 2273.15 \text{ K} \quad (11)$$

La entalpía de transición de la fase sólida es: $\Delta Ht = 8.4 \text{ kJ/mol}$ a 1445 K .

Para completar el modelo propuesto, permítanos establecer las siguientes condiciones a la frontera:

$$\langle T \rangle = T_w; \quad \mathbf{n} \cdot \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta = 0; \quad \langle c_{AB} \rangle^\beta = c_{Aw}, \quad \text{at } A_1, A_2, A_3, A_4 \quad (12)$$

$$\mathbf{n} \cdot \nabla \langle T \rangle = 0; \quad \mathbf{n} \cdot \nabla \langle c_{AB} \rangle^\beta = 0; \quad \mathbf{n} \cdot \nabla \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta = 0, \quad \text{at } A_5 \quad (13)$$

$$-\mathbf{n} \cdot \mathbf{K}_{eff} \nabla \langle T \rangle = h \langle T \rangle - T_w;$$

$$-\mathbf{n} \cdot \mathbf{D}_\beta^* \nabla \langle c_{AB} \rangle^\beta = k_M (\langle c_{AB} \rangle^\beta - c_{Aw});$$

$$\mathbf{n} \cdot (\epsilon_\beta^{-1} \nabla \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta - \nabla \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta) = -\frac{\beta}{\sqrt{K_\beta}} \langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta, \quad \text{at } A_6 \quad (14)$$

Las superficies A_1, \dots, A_6 se aprecian en la Figura 3, donde se esboza el modelo de medio efectivo. Finalmente, las condiciones iniciales son:

$$\langle \mathbf{v}_\beta \rangle^\beta = \mathbf{v}_0; \quad \langle c_{AB} \rangle^\beta = c_0; \quad \langle T \rangle = T_0; \quad \text{when } t = 0 \quad (15)$$

Con esto concluye la declaración del problema.

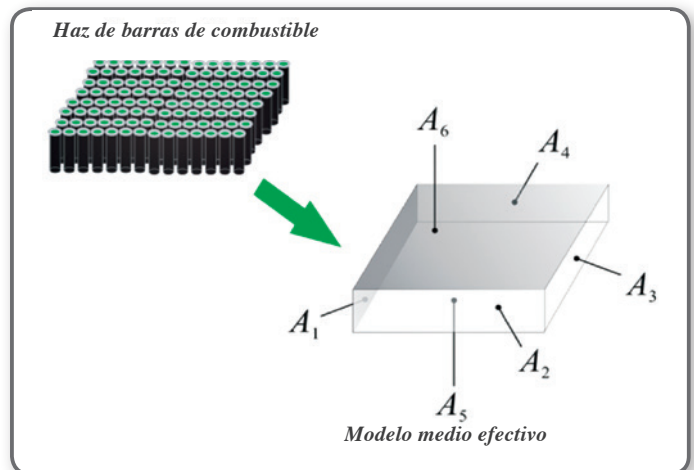


Figura 3. Representación del medio efectivo de un haz de barras de combustible y las superficies de dominio resultante

3. Resultados y discusión

Los parámetros y las consideraciones para el modelo de escalamiento fueron tomadas de Valdés-Parada *et al.*, 2013. Para los cálculos se emplearon los parámetros que se describen en la Tabla 1.

Tabla 1. Valores de los parámetros de entrada para la solución del modelo

Parámetro	Valor
ε_β	0.547 [dimensionless]
K_β	4.75476 $\cdot 10^{-7}$ [m ²]
L	0.13[m]
h	3000 [W/(m ² K)]
k_{eff}	0.064 [W/(mK)]
v_0	4.43 [m/s]
ρ	3994 [kg/m ³]
C_p	317 [J/kg/K]
D_β	0.0045 [m ² /s]
k_0	0.093 [1/s]
k_M	6.99 [m/s]
T_w	800 [K]
T_0	1021 [K]
T_∞	560 [K]

Dado que estamos interesados en el estudio de los procesos relacionados con el transporte y la reacción de H₂ a través de un conjunto de barras de combustible, como una primera aproximación para la solución, nosotros limitamos el análisis a una representación a un cuadrado 2-D del medio efectivo. En estas condiciones se establecen de manera arbitraria el límite izquierdo como la entrada (de la velocidad, la temperatura y la masa) y hacia la derecha como una condición de simetría. En los límites superior e inferior se impusieron las condiciones de frontera dadas por las ecuaciones (14).

Las ecuaciones de balance se acoplaron y son claramente no lineales, por lo que se utilizó el programa comercial solucionador de elementos finitos COMSOL Multiphysics para llevar a cabo la solución numérica. Naturalmente, llevamos a cabo el análisis de convergencia con el fin de garantizar la estabilidad de la solución. Además, se utilizó la subrutina refinamiento adaptativo de la malla, incluido en el programa, con el fin de garantizar que los resultados no dependan del número de elementos numéricos.

En las figuras 4 y 5 se presenta la evolución temporal de la temperatura y la concentración de hidrógeno, respectivamente. Observamos que ambos perfiles son simétricos alrededor de la dirección horizontal. En el caso de la temperatura, se observa que se necesitan tiempos más largos para alcanzar las condiciones de estado estacionario en comparación con la transferencia de masa. Asimismo, por un lado, el sistema tiende a alcanzar el equilibrio térmico que con el tiempo tiende a estado estacionario. Por otro lado, los perfiles de transporte de masas van desde una distribución inicial uniforme a un gradiente de concentración marcada

originada a partir de la velocidad de reacción. En el caso de transporte de calor, la velocidad de reacción se convierte en una fuente que promueve la expansión de la temperatura sobre el sistema para que alcance el equilibrio térmico. Cabe destacar que los resultados proporcionados en las figuras 4 y 5 corresponden a los parámetros proporcionados en la Tabla 1, sin embargo, se observan perfiles similares (cualitativa) en otras condiciones.

Como parte final de nuestro análisis vamos a discutir la dependencia de la evolución de la concentración de hidrógeno adimensional y los perfiles de temperatura con tres de los principales números adimensionales, es decir, el Péclet y los números de Biot (transferencia de calor [Bi_h] y de masa [Bi_M]). En aras de la claridad en la presentación hemos calculado los valores medios de la concentración adimensional y la temperatura para cada intervalo de tiempo. Los resultados se proporcionan en las figuras 6-8, para cada cálculo, todos los valores de los parámetros corresponden a los mostrados en la Tabla 1, excepto para los números adimensionales que se estudian. De la figura 6a se observa que si el número de Péclet está por debajo de 10 (es decir, la difusión es más o menos del mismo orden que la convección), un incremento en la convección resulta en una disminución de los perfiles de concentración para todos los tiempos. Sin embargo, como la convección supera la difusión (i.e., para Pe > 10), este comportamiento sólo se mantiene durante y conforme aumenta el tiempo, se encontró entonces un efecto contrario.

Observaciones análogas se indican en la Figura 7a, donde modificamos el número de Biot relacionada con la transferencia de masa. Esto no es sorprendente ya que el número de Péclet se refiere a una convección y dispersión global, mientras que el número de Biot se refiere a la convección y la dispersión en las condiciones límite. Curiosamente, si comparamos las figuras 6a y 7a, nos damos cuenta de que la inversión en la dependencia de los perfiles de concentración con la convección y los mecanismos de difusión están retrasados por un orden de magnitud. En otras palabras, es necesario incrementar diez veces el número de Biot para la transferencia de calor con el fin de obtener un resultado similar que resultaría para el número de Biot para el transporte de masa. En el caso de los perfiles de temperatura (figuras 6b y 7b) se observa que a medida que la convección supera la difusión, ya sea en el sistema o en los límites, los perfiles de temperatura disminuyen y alcanzan más rápidamente las condiciones de estado estacionario. Por supuesto, la velocidad a la que estos cambios tienen lugar depende del tipo de mecanismo de transporte que se está modificando. De este modo, nos damos cuenta de que si los números de Biot para transferencia de calor y masa se modifican de la misma manera, los perfiles de temperatura promedio alcanzan las condiciones de estado estacionario más rápido cuando se cambia Bi_h (Figura 7) que para las variaciones de Bi_M (Figura 8).

4. Conclusiones

Se analizó numéricamente en 2D utilizando el método de CFD el comportamiento de la evolución temporal de las distribuciones de la concentración de hidrógeno y los perfiles de temperaturas en el núcleo del reactor de agua en ebullición (BWR) durante un accidente severo, (figuras 4-8).

El núcleo del reactor del BWR fue considerado como un medio eficaz a escala del ensamblaje de combustibles que consta de una serie de barras de combustible. El coeficiente medio efectivo de las ecuaciones de escalamiento para transporte de momento, calor y masa se calculó a través de problemas de valores a la frontera que se resolvieron para una celda unitaria representativa. Los principales resultados son: $k_{\beta} = 4.75476 \times 10^{-7} \text{ m}^2$ para la permeabilidad; $K^* = 11.61 \text{ k}\beta$

para la conductividad efectiva, y $\frac{D_{\beta}^*}{\mathcal{D}_{\beta}} = 2.911$ para la difusividad efectiva.

Los resultados se muestran para diferentes números de Péclet y de Biot que los fenómenos de transferencia de masa prevalecen sobre los fenómenos de transferencia de calor, en todos los casos analizados en este trabajo (por ejemplo, Figura 6).

Este estudio proporciona resultados que pueden contribuir a la comprensión de los fenómenos de transporte de calor y de masa, que son necesarios para establecer la progresión del daño al núcleo, esencial para el desarrollo de las guías de los accidentes graves durante la oxidación de las barras de combustible y revestimientos que concluyen con la generación de hidrógeno y el riesgo de explosión de la vasija del reactor.

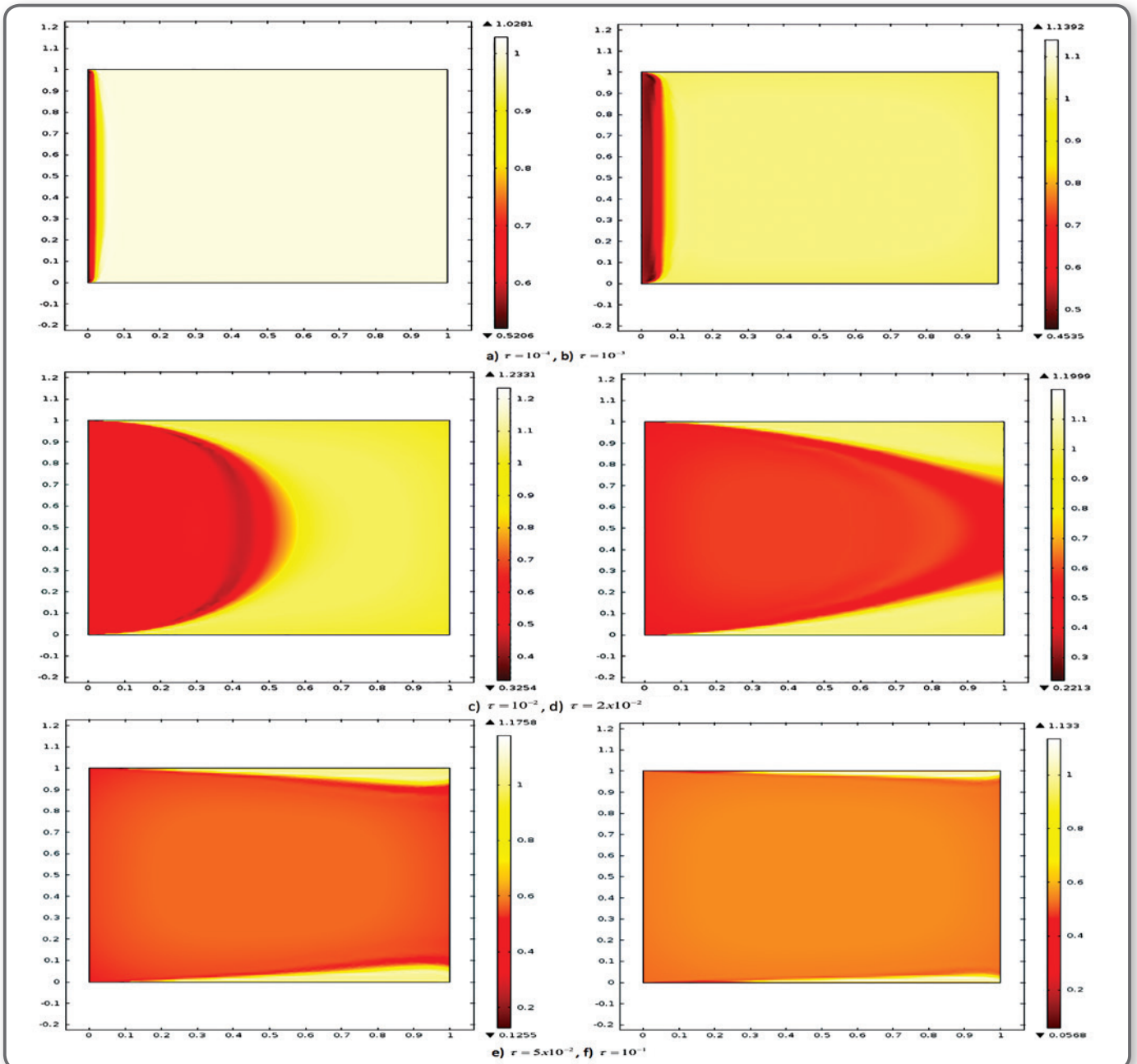


Figura 4. Evolución temporal de los perfiles de temperatura adimensional para las condiciones establecidas en la Tabla 1.

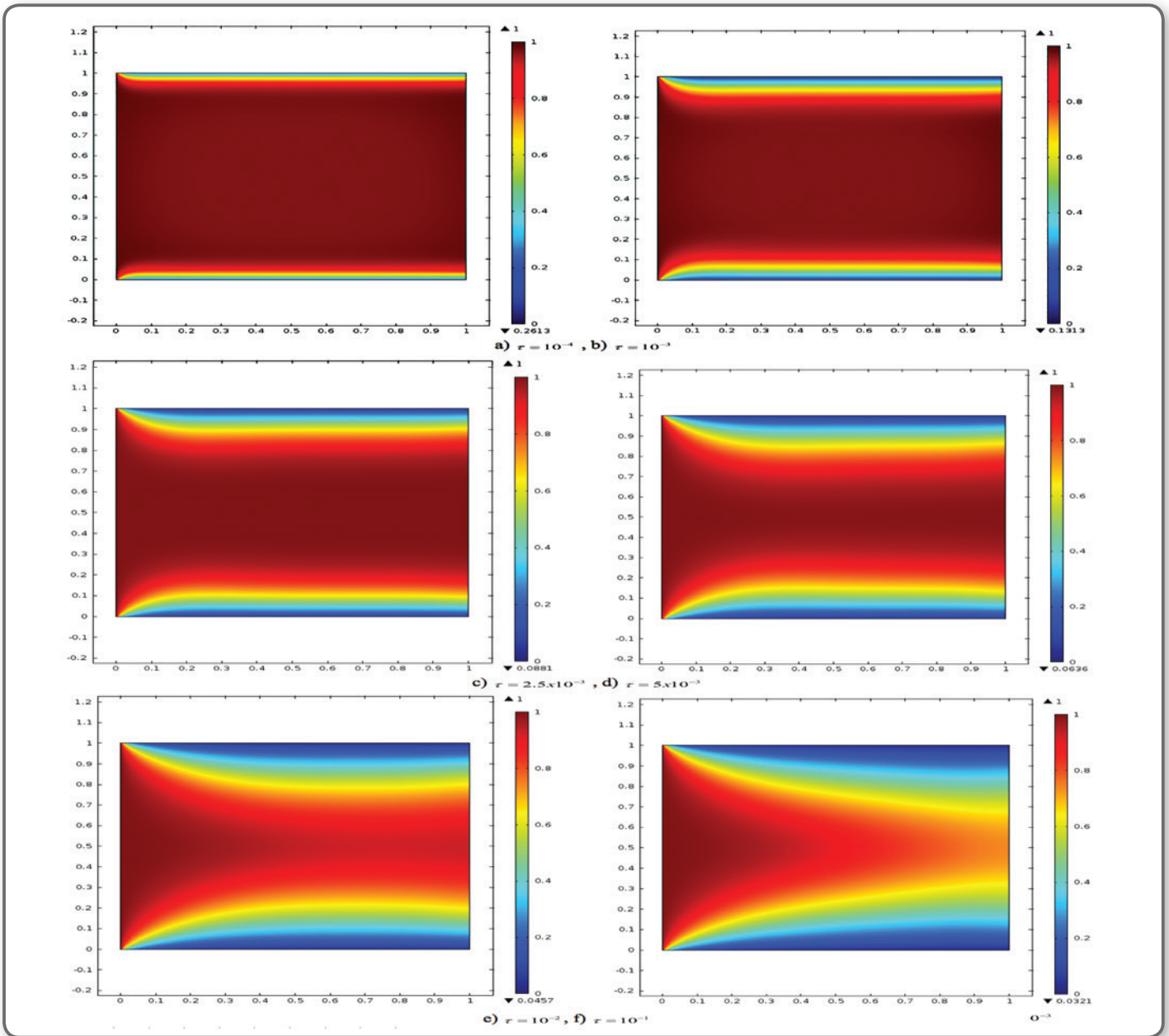


Figura 5. Evolución temporal de los perfiles de concentración de hidrógeno adimensionales para las condiciones establecidas en la Tabla 1.

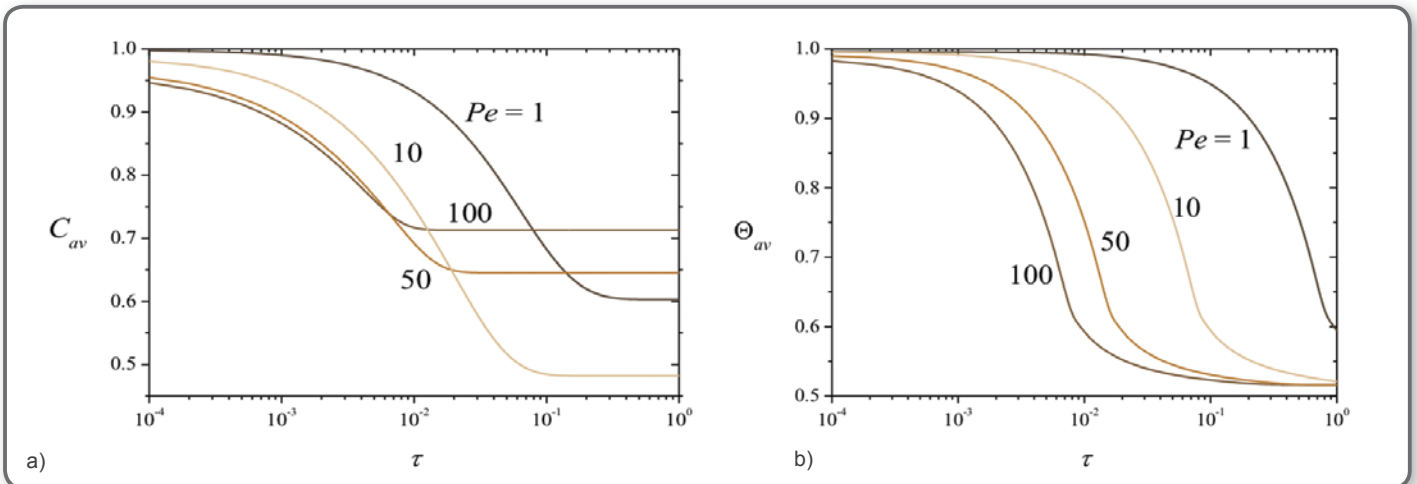


Figura 6. Evolución temporal de la concentración adimensional media de hidrógeno (a) perfiles de temperatura (b), para los valores de número de Pécelt que varían en dos órdenes de magnitud.

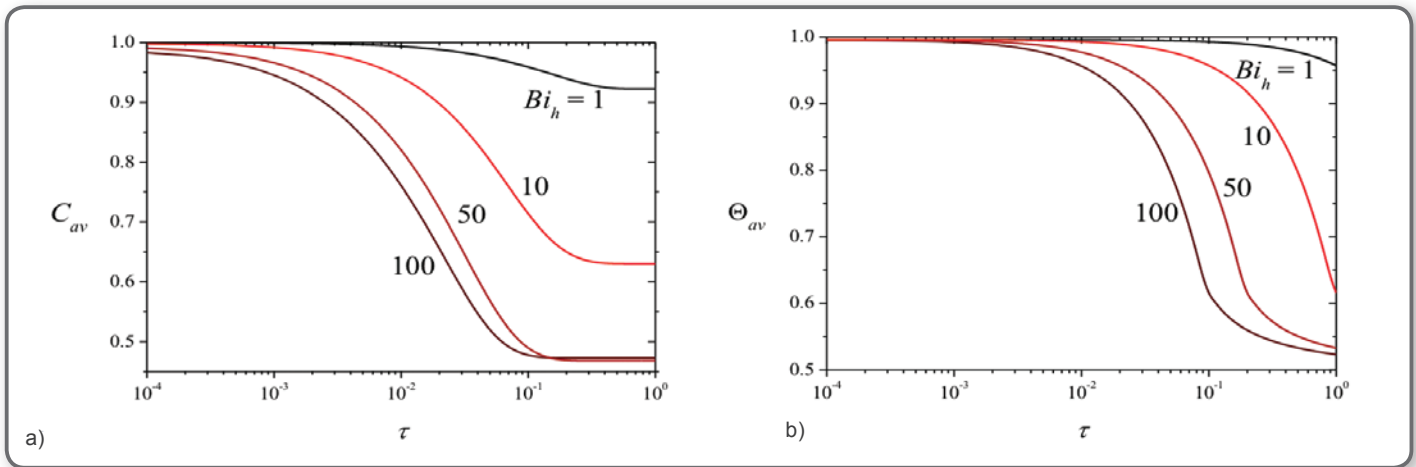


Figura 7. Evolución temporal de la concentración media adimensional de hidrógeno (a) perfiles de temperatura (b), para los valores del número de Biot para la transferencia de calor que varían en dos órdenes de magnitud.

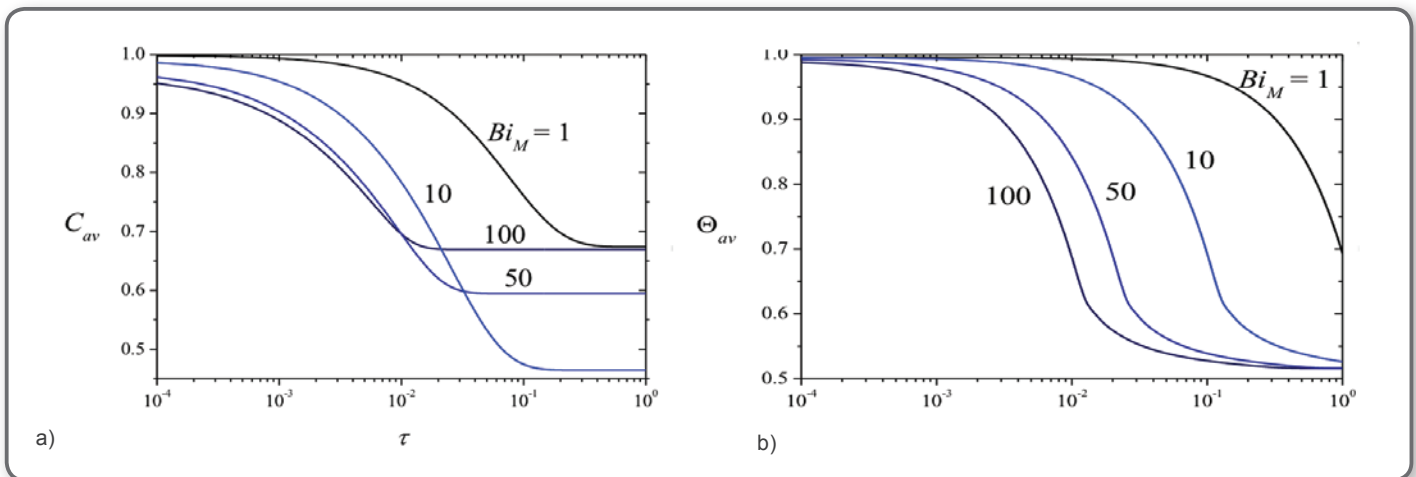


Figura 8. Evolución temporal de la concentración adimensional media de hidrógeno (a) perfiles de temperatura (b), para valores de número de Biot de transferencia de masa que varían en dos órdenes de magnitud.

Referencias:

- Abanades, S., Flamant G. (2006). Thermochemical hydrogen production from a two-step solar-driven water-splitting cycle based on cerium oxides. *Solar Energy*, 80, 1611-1623.
- Allison, C.M., Hohorst J.K., Allison, B.S., Konjarek, D., Bajs, T., Pericas, R., López, R. (2012). Preliminary assessment of the possible BWR core/vessel damage states for Fukushima Daiichi station blackout scenarios using RELAP/SCDAPSIM. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Special Issue on Severe Accident Analysis in Nuclear Power Plants. Article ID 646327, 25 pages. doi:10.1155/2012/646327.
- Beuzet, E., Lamy, J.S., Bretault, A., Simoni, E. (2011). Modelling of Zry-4 cladding oxidation by air, under severe accident conditions using the MAAP4 code. *Nuclear Engineering and Design*, 241, 1217-1224.
- Breitung, W., Royl, P. (2000). Procedure and tools for deterministic analysis and control of hydrogen behavior in severe accidents. *Nuclear Engineering and Design*, 202, 249-268.
- BWR/6, (1975). BWR/6 General Description of a Boiling Water Reactor. Nuclear Energy Division. General Electric Company.
- Coryell, E.W. (1994). Summary of important results and SCDA/RELAP5 analysis for OECD LOFT Experiment LP-FP-2, NUREG/CR/6160, NEA-CSNI-R(94), EGG-2721, April 1994.
- Erbacher, F.J., Leistikow, S. (1985). A review of zircaloy fuel cladding behavior in a loss-of-coolant accident. Kernforschungszenrum Karlsruhe, KFK 3973, pp. 3-4, September 1985. Cited by Xingwei, et al., 2011.
- Espinosa-Paredes, G., Camargo, R., Nuñez-Carrera, A. (2012). Severe accident simulation of Laguna Verde Nuclear Power Plant. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Special Issue on Severe Accident Analysis in Nuclear Power Plants. Article ID 209420, 11 pages. doi:10.1155/2012/209420.
- Fichot, F., Adroguer, B., Volchek, A., Zvonarev, Y. (2004). Advanced treatment of zircaloy cladding high-temperature oxidation in severe accident code calculations Part III. Verification against representative transient tests. *Nuclear Engineering and Design*, 232, 97-109.
- Kapulla, R., Mignot, G., Paladino D. (2012). Large scale containment cooler performance experiments under accident conditions. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Special Issue on Severe Accident Analysis in Nuclear Power Plants. Article ID 943197, 20 pages. doi:10.1155/2012/943197
- Martin, R.P. (2012). An EMDAP paradigm for severe accident safety issue resolution. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Special Issue on Severe Accident Analysis in Nuclear Power Plants. Article ID 735719, 13 pages. doi:10.1155/2012/735719.
- Nuñez-Carrera, A., Camargo, R., Espinosa-Paredes, G., López-García, A. (2012). Simulation of the lower head of boiling water reactor vessel in severe accident. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Special Issue on Severe Accident Analysis in Nuclear Power Plants. Article ID 305405, 8 pages. doi:10.1155/2012/305405.
- Olander, D.R. (1994). Materials chemistry and transport modeling for severe accident analyses in light-water reactors I: External cladding oxidation. *Nuclear Engineering and Design*, 148, 253-271.
- Prater, J.T., Courtright, E.L. (1987). Oxidation of Zircaloy-4 in steam at 1300 to 2400 °C. Zirconium in the nuclear industry. Proceedings of the seventh International Symposium, ASTM STP 939, Philadelphia, published by Adamson, R.B., Van Swan, LFP, 489 – 303.
- Romero-Paredes, H., Valdés-Parada, F.J., Espinosa-Paredes G. (2012). Heat and Mass Transfer During Hydrogen Generation in an Array of Fuel Bars of a BWR using a periodic unit cell. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Special Issue on Severe Accident Analysis in Nuclear Power Plants. Article ID 878174, 10 pages. doi:10.1155/2012/878174.
- Royle, P., Rochholz, H., Breitung, W. (2000). Analysis of steam and hydrogen distributions with PAR mitigation in NPP containments. *Nuclear Engineering and Design*, 202, 231-248.
- Steinfeld, A. (2002). Solar hydrogen production via a two-step water-splitting thermochemical cycle based on Zn/ZnO redox reactions. *Int J Hydrogen Energy*, 27, 611-619.
- Todreas, N.E., Kazimi M.S. (1990). Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals. Hemisphere Publishing Corporation.
- Urbanic, V.F., Heidrick T.R. (1978). High-temperature oxidation of zircaloy-2 and zircaloy-4 in steam. *Journal of Nuclear Materials*, 75, 251-261.
- Van Dorsselaere, J.P., Auvinen, A., Beraha D., et al. (2012). The European research on severe accidents in generation 2 and 3 nuclear power plants. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Special Issue on Severe Accident Analysis in Nuclear Power Plants. Article ID 686945, 12 pages. doi:10.1155/2012/686945.
- Valdés-Parada, J.F., Romero-Paredes H., Espinosa-Paredes, G. (2013). Numerical Analysis of Hydrogen Generation in a BWR During a Severe Accident. *Chemical Engineering Research and Design*, 91, 614-624.
- Villafán-Vidales, H.I., Arancibia-Bulnes, C.A., Dehesa-Carrasco, U., Romero-Paredes, H. (2009). Monte Carlo radiative transfer simulation of a cavity solar reactor for the reduction of cerium oxide. *International Journal of Hydrogen Energy*, 34, 115-124.
- Whitaker, S. (1999). The method of volume averaging. Kluwer Academic Publishers. The Netherlands.
- Xingwei S., Xinrong C. (2011). Study and assessment of Zry cladding oxidation model under severe accident in PWR. Power and Energy Engineering Conference (APPEEC) Asia-Pacific.

Reactores nucleares modulares pequeños (SMRs)

Dr. Erick G. Espinosa Martínez

Dr. Sergio Quezada García

Dr. Hernando Romero Paredes Rubio

Dr. Gilberto Espinosa Paredes

Profesor de la Universidad Autónoma Metropolitana, Av. Ferrocarril San Rafael Atlixco, No. 186, Col. Leyes de Reforma 1a. Sección, Iztapalapa, C.P. 09310, Ciudad de México. Mail: yurihille@gmail.com

Profesor de la Universidad Nacional Autónoma de México, Av. Universidad 3004, Copilco Universidad, Coyoacán, C.P. 04510, Ciudad de México, Mail: sequga@gmail.com

Investigador de la Universidad Autónoma Metropolitana, Av. Ferrocarril San Rafael Atlixco, No. 186, Col. Leyes de Reforma 1a. Sección, Iztapalapa, C.P. 09310, Ciudad de México. Mail: hrp@xanum.uam.mx

Investigador de la Universidad Autónoma Metropolitana, Av. Ferrocarril San Rafael Atlixco, No. 186, Col. Leyes de Reforma 1a. Sección, Iztapalapa, C.P. 09310, Ciudad de México. Mail: gepe@xanum.uam.mx

Resumen

Una de las metas específicas contra el cambio climático es mantener el incremento de la temperatura promedio global por debajo de los 2 °C respecto a niveles preindustriales. La energía nuclear es actualmente la segunda fuente de electricidad baja en carbono. Actualmente operan 437 reactores nucleares en todo el mundo (393 GWe) y se están construyendo 57 (58 GWe) de nueva generación. Dentro de estos reactores se encuentran los reactores modulares pequeños (SMRs) que por su tamaño representan una ventaja estratégica y económica. Adicionalmente pueden ser usados para producir calor, para procesos industriales, o en ubicaciones remotas. Este tipo de reactores constituyen una nueva tecnología.

¿Qué es un SMR?

Un reactor modular pequeño (SMR) es un reactor nuclear de nueva generación diseñado para generar hasta 300 MWe, puede ser fabricado en módulos para su instalación de acuerdo con la demanda energética. Su clasificación abarca los reactores nucleares de Generación III+ y Generación IV,¹ es decir, pueden ser de tipo reactor de agua en ebullición (BWR) o reactor de agua presurizada (PWR), de agua ligera (H₂O) o agua pesada (D₂O), de espectro neutrónico térmico (0.25 eV) o de espectro neutrónico rápido (1-20 MeV), enfriados con agua, gas, metales líquidos o sales fundidas, entre otras características. Sus diversos diseños están basados en la seguridad e incorporan materiales, combustibles y configuraciones de última generación, además de ciclos de combustible de hasta 10 años.

En la actualidad existen alrededor de 72 SMRs en construcción, investigación y desarrollo, los cuales, debido a su gran diversidad, se clasifican de acuerdo con el Organismo Internacional de

Energía Atómica (IAEA)² en:

1. SMRs terrestres enfriados por agua
2. SMRs marinos enfriados por agua
3. SMRs de alta temperatura enfriados por gas
4. SMRs de espectro de neutrones rápidos
5. SMRs de sales fundidas
6. SMRs de tamaño micro

Las dos primeras clasificaciones corresponden a reactores de tecnologías actualmente en operación y construcción, porque son los SMRs que tienen un desarrollo más avanzado dentro de estos 72 reactores.

Dentro de las características más notables de los SMRs, además de los sistemas de seguridad avanzados y sistemas pasivos, se encuentra la simplificación por medio de módulos y el costo reducido para satisfacer las necesidades de flexibilidad de la generación de potencia para distintos usos y aplicaciones. Una de las razones del desarrollo de este tipo de reactores fue el reemplazar unidades de combustible fósiles antiguas y hacer uso de la infraestructura existente, además de la cogeneración en ubicaciones remotas y áreas no conectadas a las redes eléctricas.

Los SMRs están diseñados para ser construidos, probados, tener un control de calidad en fábricas y después ser transportados a su destino final por camión, tren o barco. Adicionalmente requieren de áreas de construcción mucho más pequeñas en comparación con los reactores convencionales, lo cual significa que pueden ser instalados cerca de centros de población, brindar electricidad directamente a los usuarios finales, además de calefacción.

Los aspectos de seguridad más notables incluyen el uso de convección natural como flujo primario, penetraciones

¹ Hussain M., Reitsma F., Subki M.H. (2019). Potential of hybrid energy systems based on SMRs and renewables for energy supply and security. In: International Conference on Climate Change and the Role of Nuclear Power, 7-11 October 2019, Vienna International Atomic Energy Agency, Austria.

² International Atomic Energy Agency (2020). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – 2020 Edition.

reducidas en la vasija, presurizadores y generadores de vapor dentro de la vasija, sistemas de remoción de calor residual pasivos, construcción subterránea para mejora en seguridad y estabilidad sísmica, inherentemente resilientes a un “apagón”, periodos largos sin requerimiento de intervención humana (24-72 horas), entre otros.

Diseños notables

Las tecnologías mostradas en la Figura 1 son los 7 diseños más avanzados en la actualidad: 2 se encuentran en operación comercial (KLT-40S, HTR-PM), 2 en operación de prototipo (CAREM25, RITM-200M), 1 en construcción (ACP100), 1 por comenzar su construcción (NuScale) y 1 en licenciamiento (SMART). Sus características generales se observan en la Tabla 1.

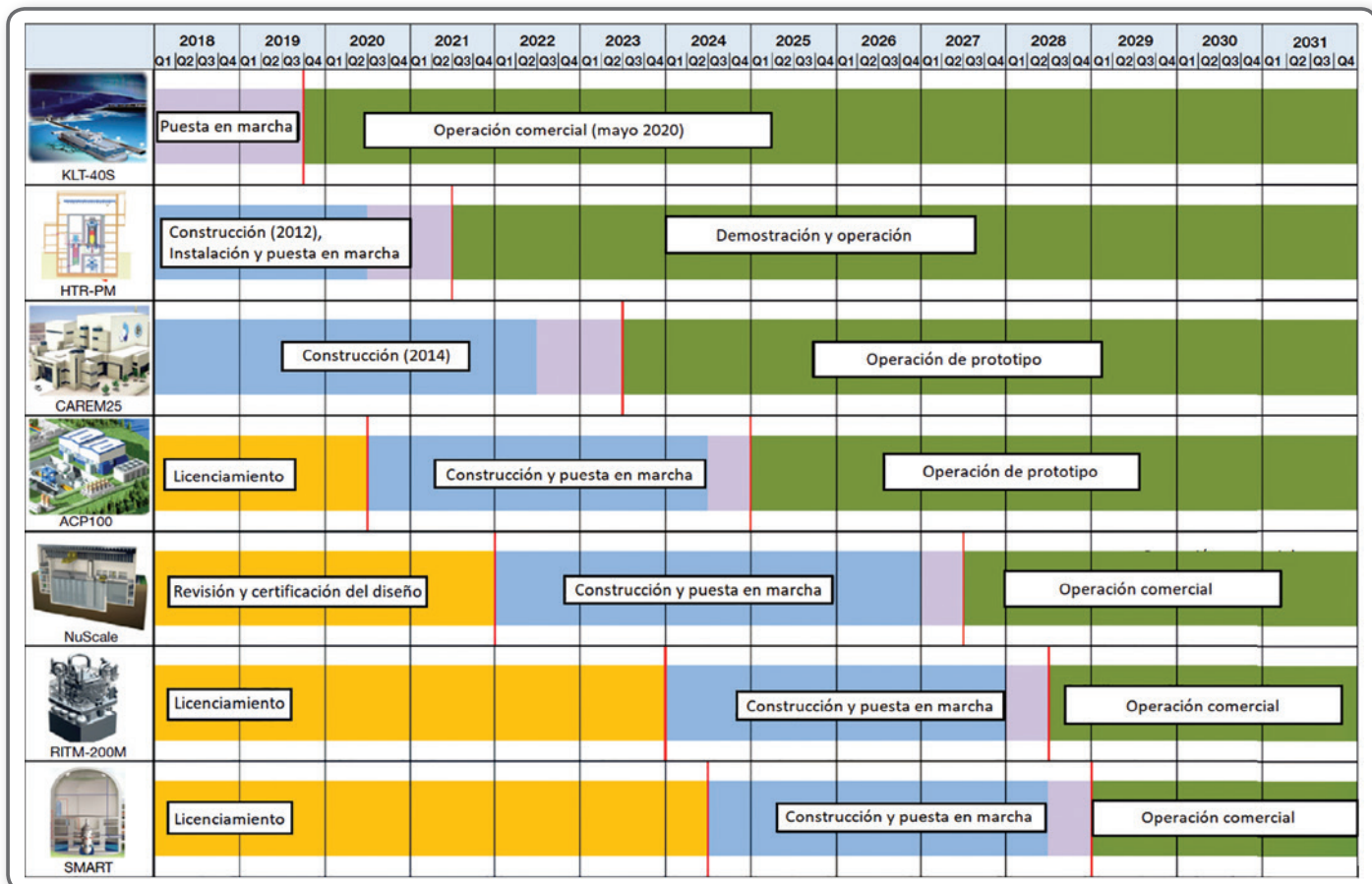


Figura 1. Tecnologías en operación y operables en un futuro cercano

Tabla 1. Características generales de los SMRs de la Figura 1³

SMR	KLT-40S	HTR-PM	CAREM25	RITM-200M	ACP100	NuScale	SMART
Pais	Rusia	China	Argentina	Rusia	China	USA	Corea del Sur y Arabia Saudita
Tipo de reactor	PWR	HTGR	PWR Integral	PWR Integral	PWR Integral	PWR Integral	PWR Integral
Combustible	Pellets de UO ₂	TRISO ¹	Pellets de UO ₂	Pellets de UO ₂	Pellets de UO ₂	Pellets de UO ₂	Pellets de UO ₂
Número de ensambles	121		61	241	57	121	57
Refrigerante	H ₂ O	He	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O
Moderador	H ₂ O	Gr	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O
Potencia térmica [MWt]	150	2x250	100	175	385	1,276	365
Potencia eléctrica [MWe]	35	210	30	50	125	443	107
T. de entrada [°C]	280	250	284	277	286.5	296	296
T. de salida [°C]	316	750	326	318	319.5	327	322
Enriquecimiento [%]	18.6	8.5	3.1	19.99	4.95	4.95	4.99
Ciclo de combustible [meses]	30-36		24	120	24	24	30
Dimensiones [m]	4.8x2	25x5.7	10x3.35	8.6x3.45	10x3.35	17.7x2.7	18.5x6.5
Estatus	En operación	En operación	Prototipo en operación	Prototipo en operación	En construcción	Por comenzar a construir	En licenciamiento

KLT-40S

El reactor KLT-40S es un reactor de tipo agua presurizada (PWR) de 35 MWe que se desarrolló en Rusia para una planta nuclear flotante (FNPP). Originalmente diseñado para rompehielos de operación a largo plazo. Puede ser construido en astilleros y entregado al sitio requerido totalmente ensamblado, probado y listo para su operación. Está destinado para proporcionar cogeneración para el suministro de potencia y calefacción a consumidores aislados en áreas remotas sin fuentes de electricidad centralizadas. Además, puede ser utilizado para desalinización de agua marina y como fuente de alimentación autónoma de plataformas petroleras marinas. Actualmente se encuentran dos unidades en operación desde diciembre de 2019 en la ciudad de Pevek, Rusia (Figura 2).



Figura 2. Buque Akademik Lomonosov con dos unidades KLT-40S

HTR-PM

El reactor de alta temperatura enfriado por gas de módulo de lecho de bolas (HTR-PM) fue desarrollado en China y empezó su operación comercial en diciembre de 2021. El reactor es una unidad de demostración comercial para la producción de electricidad. Se eligió una configuración de dos módulos y una sola turbina para demostrar su factibilidad (Figura 3), después de esto, se planea su construcción en lotes con unidades que se acoplen a una sola turbina en configuraciones de 200, 600 o 1,000 MWe. Este SMR es el único de los analizados en este texto que entra en la clasificación 3 de SMRs y que usa un combustible de nueva generación llamado TRISO del cual se dice que es el combustible nuclear más robusto, pues no puede fundirse y soporta temperaturas extremas muy por encima de combustibles nucleares actuales.

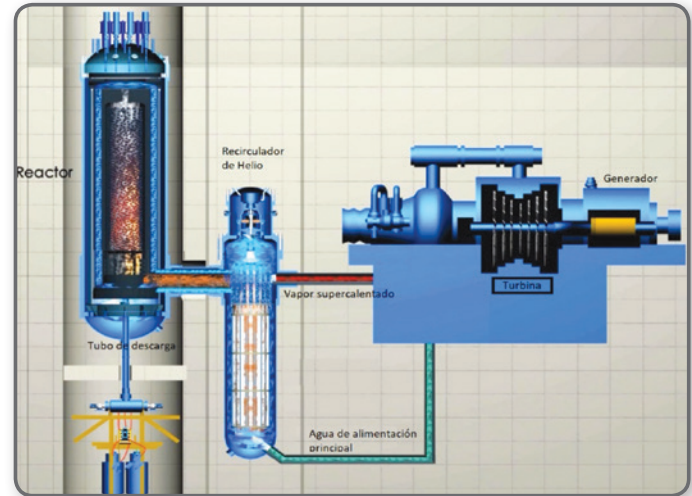


Figura 3. Diagrama de un módulo HTR-PM con principales componentes

CAREM25

Este reactor de tipo PWR se desarrolló en Argentina para regiones con poca demanda, también puede ser usado para desalinización de agua. Su circuito primario está completamente contenido en la vasija del reactor (Figura 4) y no requiere bombas de recirculación ya que se enfría por circulación natural, se autopresuriza balanceando la producción de vapor y condensación en la vasija, eliminando la necesidad de un presurizador externo. Este reactor reduce el número de componentes potencialmente dañinos al medio ambiente.

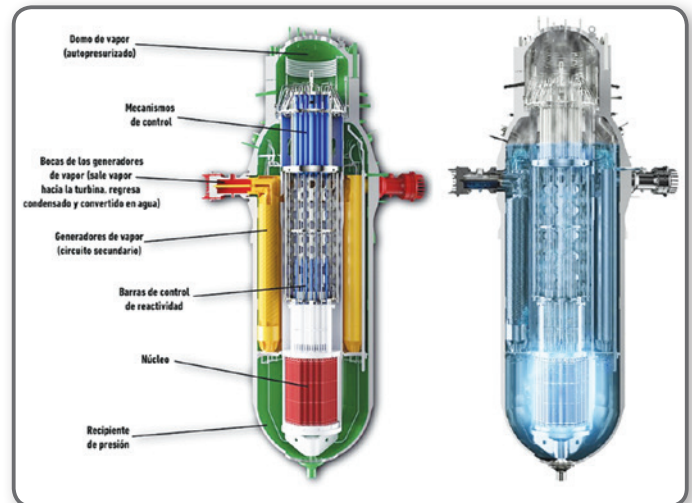


Figura 4. Módulo de CAREM25 donde se muestran los principales componentes

RITM-200M

El RITM-200M es un SMR de origen ruso de tipo PWR diseñado a partir de sus FNPP de rompehielos, es la evolución del reactor KLT-40S y otros (Figura 5). Está destinado para cubrir las necesidades de pequeños asentamientos o iniciativas industriales, así como la expansión de potencia de ser necesario o la transferencia de la fuente de energía a un nuevo sitio de despliegue como lo es después de que un

yacimiento mineral se agota. Puede proveer de electricidad a consumidores domésticos e industriales, así como calefacción y desalinización de agua. Debido a que tiene los separadores de vapor en la vasija de presión del reactor es mucho más compacto, esto se traduce en un aumento de potencia del 40% y una reducción de las dimensiones del 45% comparado con el KLT-40S. Su novedoso diseño casi elimina la posibilidad de un clásico accidente de pérdida de refrigerante grande (LOCA).



Figura 5. Módulo de RITM-200M donde se muestran los principales componentes

ACP100

Es un reactor de tipo PWR desarrollado en China para generar 125 MWe, está destinado para la producción de electricidad, calefacción, producción de vapor o desalinización de agua y es apropiado para áreas remotas con opciones limitadas de acceso a la energía o de infraestructura industrial. Este reactor se encuentra dentro de las primeras dos clasificaciones de SMRs, ya que se planea que además de ser un SMR terrestre también sea una FNPP en un futuro cercano. A diferencia del CAREM25, el ACP100 cuenta con un presurizador externo que se encuentra justo por arriba de la vasija (Figura 6).

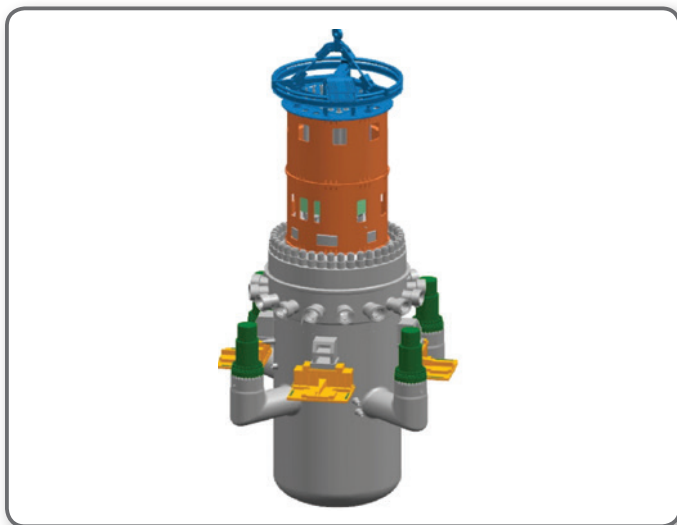


Figura 6. Módulo del ACP100 donde se muestran los principales componentes

NuScale

El Módulo de Potencia NuScale (NPM) es un reactor pequeño de tipo PWR (Figura 6) de agua ligera con una potencia de 60 MWe escalable hasta los 720 MWe (12 módulos) dependiendo las necesidades energéticas de los usuarios. La configuración de 12 módulos es la planta de referencia para el diseño y el proceso de licenciamiento. Como otros SMRs, su sistema de refrigeración es por circulación natural y su construcción es por lotes en fábricas. Está destinado para la generación de electricidad y procesos no eléctricos para aplicaciones de suministro de calor.

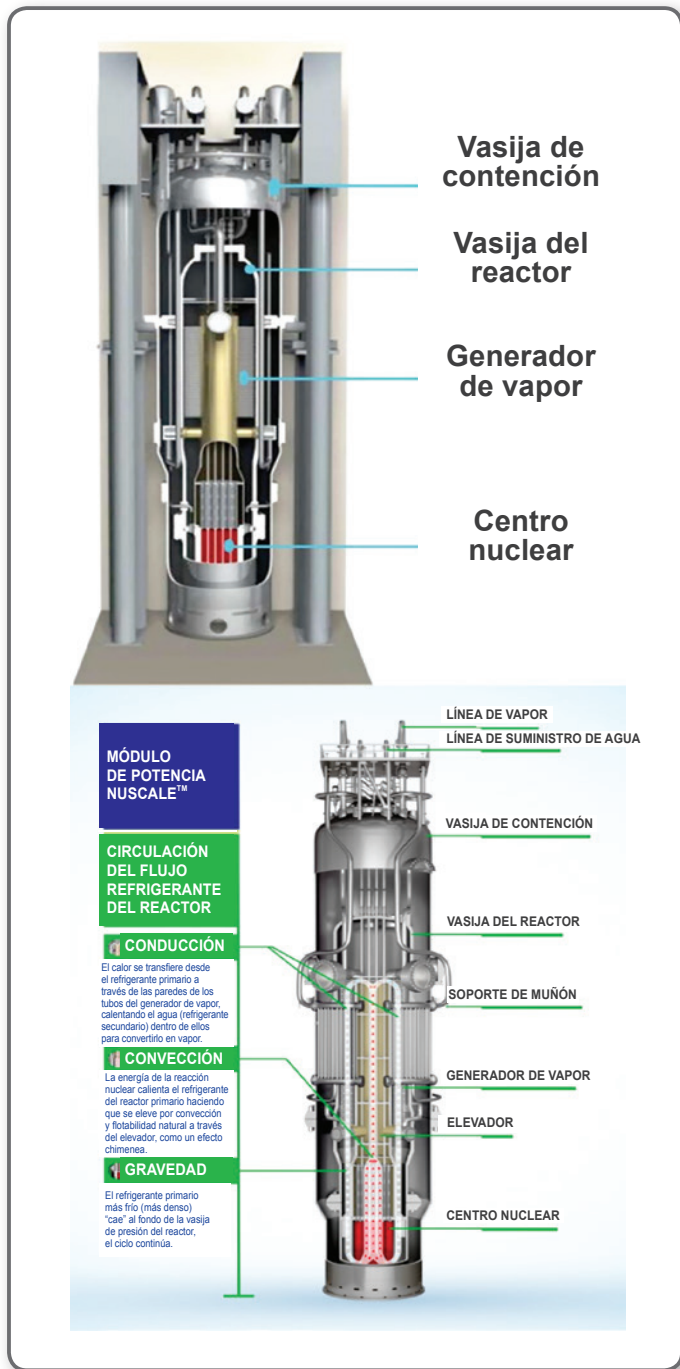


Figura 7. Módulo del NPM donde se muestran los principales componentes⁴

SMART

El sistema integrado modular de reactor avanzado (SMART) es un PWR integral con una potencia de 107 MWe (Figura 8). Está destinado para la producción de electricidad, desalinización de

agua, calefacción, calor de proceso para industrias y es apropiado para redes aisladas o pequeñas. Se calcula que puede satisfacer la demanda de electricidad y agua potable para una población de 100,000 personas.

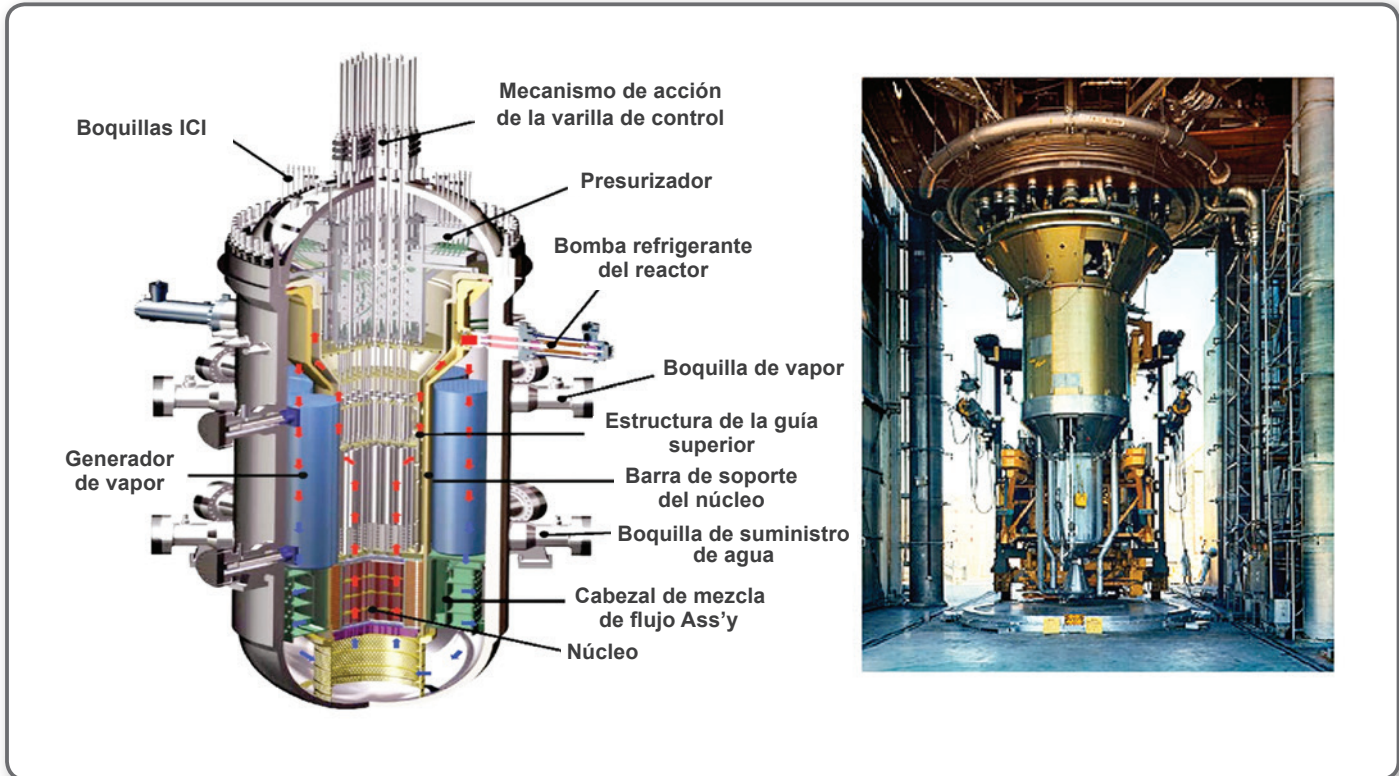


Figura 8. Módulo del SMART donde se encuentran los principales componentes

Comentarios finales

En conclusión, los SMRs son reactores nucleares de nueva generación que pueden proveer energía eléctrica, calorífica, desalinización de agua de una manera versátil que no existía hasta su puesta en operación. Estos reactores son adaptables, escalables, transportables, fabricables en cadena por lotes, reubicables, inherentemente seguros, libres de emisiones de carbono durante su vida de operación, económicamente

competitivos comparados con cualquier otra tecnología y que además han demostrado ser confiables, viables y seguros durante su operación (por ejemplo, KLT-40S, HTR-PM, CAREM25, RITM-200M). Son una buena alternativa para reemplazar al final de su vida útil a las plantas eléctricas que emplean combustibles de origen fósil y desacelerar la producción de gases de efecto invernadero. Son, por lo tanto, una tecnología sustentable que permite mitigar el calentamiento global, en espera de los reactores de fusión nuclear.



La energía nuclear, una opción para la transición energética

Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez

Profesora-Investigadora de la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM), Academia de Ingeniería, Comisión de Ingeniería Nuclear. Mail: cecilia.martindelcampo@ingenieria.unam.edu

Resumen

El propósito es presentar algunas de las ventajas que aporta la opción nuclear, especialmente con reactores modulares pequeños, para la transición energética del sector eléctrico mexicano. De manera muy breve se expone qué tipo de reactor podría ser conveniente para un despliegue de reactores nucleares en México y se presenta un ejemplo de escenario para el periodo 2030-2050 con adiciones de capacidad nuclear en las diferentes regiones de control del Centro Nacional de Control de Energía (CENACE).

Introducción

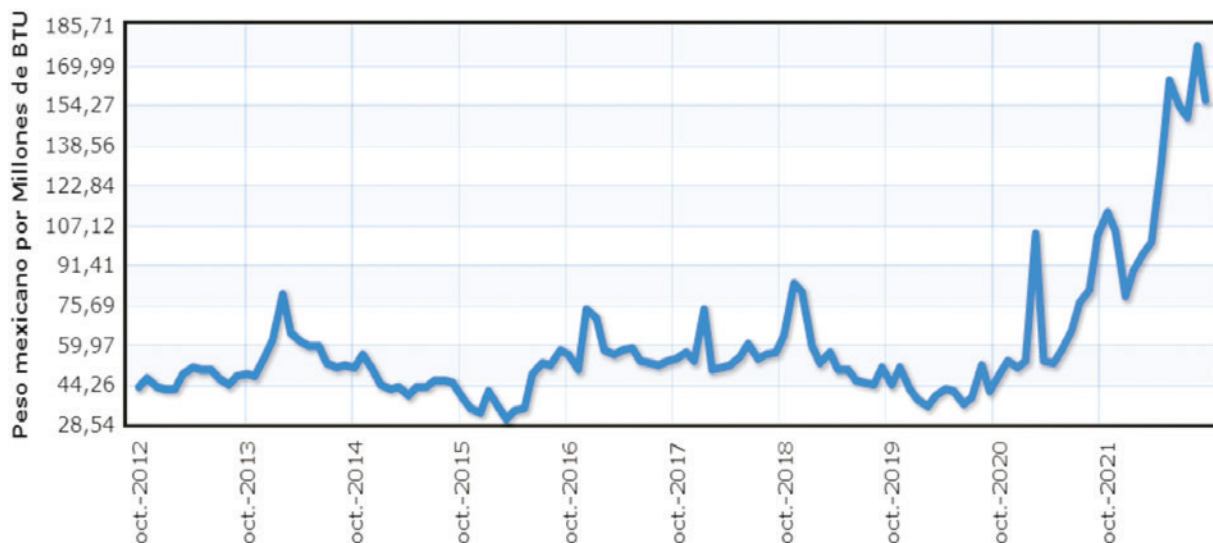
Es obligado decir que el uso eficiente de la energía es, ha sido y será un objetivo de la sostenibilidad energética. Sin embargo, también se deben buscar formas de generación de electricidad

más sostenibles. Desafortunadamente, en México, la generación de electricidad está muy poco diversificada y en la información de la Secretaría de Energía (SENER) se observó que en el año 2021, la energía nuclear participó con 3.6%, el gas natural con cerca del 60%, el combustible con 6.9% y el carbón con 2.7%, el resto se generó con energías renovables. Lo que muestra que México es un país con alta dependencia de los combustibles fósiles y muy especialmente del gas natural. Si bien, el gas natural había tenido precios bajos y relativamente “estables” del año 2012 al 2020, recientemente, derivado de los conflictos internacionales (guerra de Rusia con Ucrania), su precio se ha incrementado drásticamente. La Gráfica 1 muestra la variación del precio spot del gas natural (Peso mexicano por Millones de BTU) en la terminal de Henry Hub en Louisiana, Estados Unidos, de donde proviene gran proporción de las importaciones de México.

Gráfica 1. Gas natural precio mensual- Peso mexicano por Millones de BTU

Rango 6m 1a 5a 10a 15a 20a

oct. 2012 - sep. 2022: 113,112 (264,84 %)



Fuente: <https://www.indexmundi.com/es/precios-de-mercado/?mercancia=gas-natural&meses=120&moneda=mxn>

Esta situación de volatilidad de precios del gas natural y la fuerte dependencia de este combustible para la generación de electricidad, además de impactar los costos de la energía, tiene implicaciones en la seguridad energética del país, la atenuación real de estos problemas debe ser la diversificación energética con base en tecnologías que no usen gas natural ni otros combustibles fósiles más contaminantes, es decir, que sean tecnologías limpias y que, además, tengan características de continuidad y confiabilidad de suministro.

La energía nuclear es actualmente la tecnología que usa el combustible con mayor densidad energética. Esta característica le da a la energía nuclear ventajas debido a sus muy bajos requerimientos de combustible por unidad de energía producida y, por consiguiente, cantidades muy pequeñas de residuos producidos. Su alta densidad energética se basa en la reacción de fisión nuclear en cadena, la cual se puede producir de manera controlada en las centrales nucleares. En cada reacción de fisión nuclear existe una pérdida de masa que se convierte en energía. La Tabla 1 muestra la equivalencia energética de varios combustibles.

1 kg de:	Electricidad kWh	Tiempo encendido para 1 foco de 100 W
Madera	3.3	1.4 días
Carbón	8.72	3.6 días
Petróleo	11.6	4.8 días
Gas natural	12.1	5.0 días
Uranio (UO ₂)	425,000	485 años

Fuente: Sociedad Nuclear Mexicana; Facebook Energía Nuclear México

El principal componente de una central nuclear es el reactor en donde se produce de manera controlada y continua la reacción de fisión en cadena y se extrae la energía producida. Existe una gran variedad de tecnologías y tamaños de reactores nucleares desarrollados por los países que han incorporado esta forma de energía como una opción para cubrir sus necesidades energéticas. Un reactor modular pequeño (SMR, por sus siglas en inglés) es de tipo avanzado y con una capacidad de potencia de hasta 300 MW(e) por unidad, lo que representa cerca de un tercio de la capacidad de generación de los reactores nucleares de potencia tradicionales. Son modulares, lo que permite que los sistemas y componentes se ensamblen en fábrica y se transporten como una sola unidad a un lugar para su instalación.

Un ejemplo de reactor nuclear de tipo SMR es el llamado NuScale¹ con ventajas sobre otros porque ya tienen su certificación por el órgano regulador de los Estados Unidos. Su diseño de seguridad pasiva se basa en circulación natural aprovechando la gravedad y los fenómenos de transporte de conducción y convección. Una central con este tipo de reactor puede tener 4, 6 o 12 módulos en una misma central nuclear, la cual, por su tecnología de alta seguridad, se puede ubicar donde más se necesite. NuScale, con sede en Portland, Oregón, planea construir su primera planta de energía SMR para el Proyecto de Energía Libre de Carbono de Utah Associated Municipal Power Systems (UAMPS) en un sitio en el Laboratorio Nacional de Idaho,² y se espera que la primera unidad comience a generar

energía en 2029. La ventaja sobresaliente de este tipo de reactor es que puede seguir carga de manera confiable para compensar las variaciones de la demanda horaria y la oferta de las energías intermitentes como eólica y solar fotovoltaica. El seguimiento de carga se puede lograr sólo realizando derivación de turbina o combinando maniobra de potencia del reactor y derivación de turbina.

En términos de generación de empleos, cuando se compara una planta NuScale de 12 módulos, de 924 MWe, con una planta de potencia equivalente de ciclo combinado a gas natural (CC-GN), se tienen 270 empleos en la planta NuScale y sólo 29 en la CC-GN.³ A pesar de la mayor cantidad de personal y los salarios promedio, la simplicidad del diseño SMR de NuScale proporciona un costo nivelado de energía (LCOE, por sus siglas en inglés) competitivo en comparación con otras opciones bajas en carbono, y el objetivo de la primera planta de EE. UU. tiene un LCOE de US\$65/MWh. Esta estimación de costos se ajusta a la Asociación para el Avance de la Ingeniería de Costos (AACE) 18R-97: estimación de costos de clase 4 con más de 14,000 elementos de línea cotizados utilizando los datos de costos patentados actuales o cotizaciones reales de proveedores de Fluor Corporation, un líder en la ingeniería, adquisición, fabricación y construcción (EPFC, por sus siglas en inglés). Las regulaciones de emisiones de reducción de carbono más estrictas, como las que ocurren a nivel estatal en los EE. UU., convierten aún más atractiva la opción nuclear con SMRs. En comparación, las nuevas plantas avanzadas de gas natural de ciclo combinado, suponiendo que el precio del gas natural sea de \$3,03/mmBTu, tendrían un LCOE base de \$41/MWh, aumentando a \$68/MWh con captura y secuestro de carbono (CCS, por sus siglas en inglés).

Es relevante, también, hacer la comparación relativa de las emisiones de gases de efecto invernadero (GEI) y de contaminantes del aire como bióxido de azufre (SO₂), óxidos de nitrógeno (NOX) y material particulado (PM_{2.5}) que son emitidos durante el ciclo de vida de las plantas de energía nuclear, de carbón y de gas por kilowatt-hora (kWh). En una central nuclear como NuScale, todos los desechos se contabilizan y gestionan durante el ciclo de vida de la planta y se incorporan al LCOE.

Las plantas de energía nuclear también tienen un impacto ambiental de ciclo de vida significativamente menor que la energía alimentada con carbón o gas natural. Durante su ciclo de vida, las plantas de gas natural emiten alrededor de 492 g/kWh. Esta cantidad se reduce a un promedio de 167 g/kWh con CCS, pero las plantas nucleares sólo emiten unos 15 g/kWh. Cuando las fuentes de energía se evalúan durante todo su ciclo de vida, desde la extracción de materiales y combustible, hasta la construcción y el desmantelamiento final y el almacenamiento de desechos, la energía nuclear tiene una de las huellas de carbono más bajas, más baja que la solar fotovoltaica (PV) y casi igual que la eólica.⁴

Apoyo del OIEA a los países miembros

La energía nucleoelectrónica es una fuente fiable y baja en carbono que muchos países en la actualidad están incorporando o considerando incorporar a su canasta energética y a sus iniciativas para cumplir con el Objetivo de Desarrollo Sostenible 7 (ODS 7)

¹ NuScale Plant Design Overview, 2013. Disponible en: <https://www.nrc.gov/docs/ML1326/ML13266A109.pdf>

² US regulator approves methodology for SMR emergency planning. World Nuclear News. Disponible en: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-regulator-approves-methodology-for-SMR-emergenc>

³ Retired coal sites seen as prime location for SMRs. Reuters Events. Disponible en: <https://www.reuters.com/nuclear/retired-coal-sites-seen-prime-location-smrs>

⁴ NuScale SMR Technology: an Ideal Solution for Repurposing U.S. Coal. Plant Infrastructure and Revitalizing Communities. NuScale Power, LLC, 2021. Disponible en: <https://docslib.org/doc/4793586/nuscale-smr-technology-an-ideal-solution-for-repurposing-u-s-coal>

de las Naciones Unidas, el cual busca **garantizar el acceso a una energía asequible, fiable, sostenible y moderna para todos**. El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) brinda apoyo a los países para alcanzar los 17 objetivos de desarrollo sostenible que se establecen en la agenda 2030 para el desarrollo sustentable. Mediante la diversidad de sus programas, el OIEA trabaja con los países miembros, promoviendo el uso de las tecnologías nucleares en diferentes campos. En materia de energía, el OIEA coordina el Proyecto Internacional sobre Ciclos del Combustible y Reactores Innovadores (INPRO), el cual se enfoca en la planificación de reactores, ciclos de combustible y actividades de colaboración con el objetivo de impulsar el desarrollo sostenible de la energía nuclear. La asistencia incluye el desarrollo de recursos humanos, el apoyo a la tecnología, la operación y la seguridad energética. En temas de planeación energética, el OIEA, a través de INPRO, ayuda a los países miembros a satisfacer la creciente demanda de energía para el desarrollo, al tiempo que mejora la seguridad energética, reduce los efectos ambientales y en la salud y mitiga el cambio climático. México participa desde 2016, lo cual, le sirve a nuestro país para recibir capacitación en planificación de sistemas nucleoelectrónicos.

En el mundo, actualmente se cuenta con 427 reactores nucleares en operación con 382,796 MWe de capacidad neta instalada, que aportaron 2,616.67 TWh en 2020, en 14 países la energía nuclear aportó más del 20% de su electricidad.⁵ Esto demuestra que es factible tener una participación de energía nuclear superior al 20% del total.

Ejemplo de despliegue de energía nuclear para la transición energética en México

Una de las fortalezas de la CFE es que es la única empresa de generación con derecho a construir y operar centrales nucleoelectrónicas. En la edición PRODESEN 2021-2035 se plantea una expansión con crecimiento de participación de energía nuclear. En la edición del **COPAR Generación 2021** aparece por primera vez la categoría de “**mini nuclear**” en la información

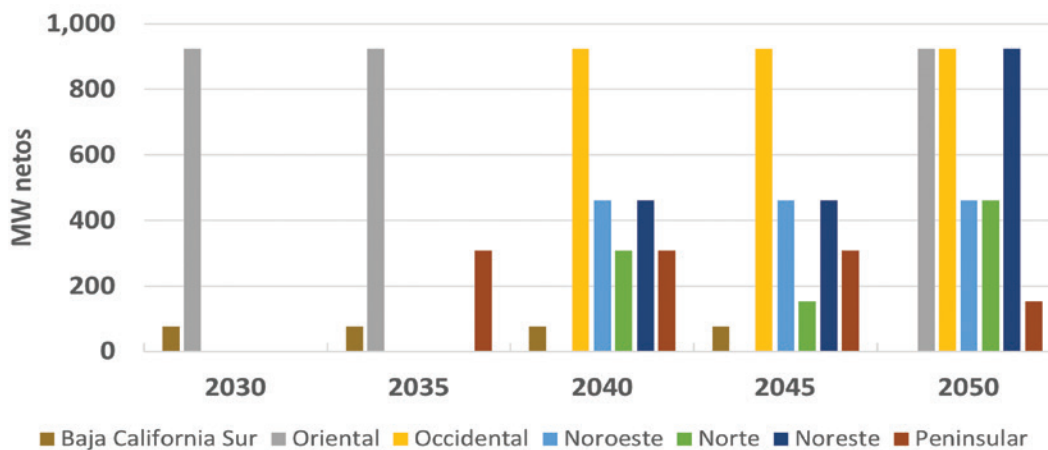
de costos y parámetros de generación eléctrica de la tecnología nuclear en la que ya se habían presentado las tecnologías ABWR y AP1000 en ediciones anteriores. Se observa lo siguiente para **mini nuclear**:

- Es la opción nuclear de más bajo costo.
- Es económicamente competitiva con geotermia, la cual es renovable y firme.
- Es económicamente competitiva con la hidroelectricidad, la cual también es renovable y firme.
- Es más costosa que solar y eólica, las cuales son intermitentes.
- Es más cara que la tecnología de ciclo combinado, la cual usa combustible fósil de precio muy volátil, que se importa mayoritariamente y que tiene emisiones de gases de efecto invernadero.

El despliegue de la energía nuclear en México puede seguir diferentes rutas que deberán ser evaluadas con base en un análisis de decisión de sostenibilidad que considere indicadores económicos, ambientales y sociales. Una opción podría ser el despliegue de 11,738 MW de capacidad de generación nuclear con base únicamente en reactores tipo SMR, el cual se basa en el objetivo de que la capacidad nuclear aporte mayor flexibilidad de operación al sistema eléctrico. Además, supone instalar la capacidad de generación nuclear más repartida en las regiones del país y con menor requerimiento de terreno. La interconexión a la red se puede dar progresivamente conforme los módulos estén listos para entrar en operación. Los SMR podrían instalarse en los sitios en los que se clausura una carboeléctrica o una termoeléctrica. Por las características de tamaño y su alta seguridad pueden instalarse en estos sitios.

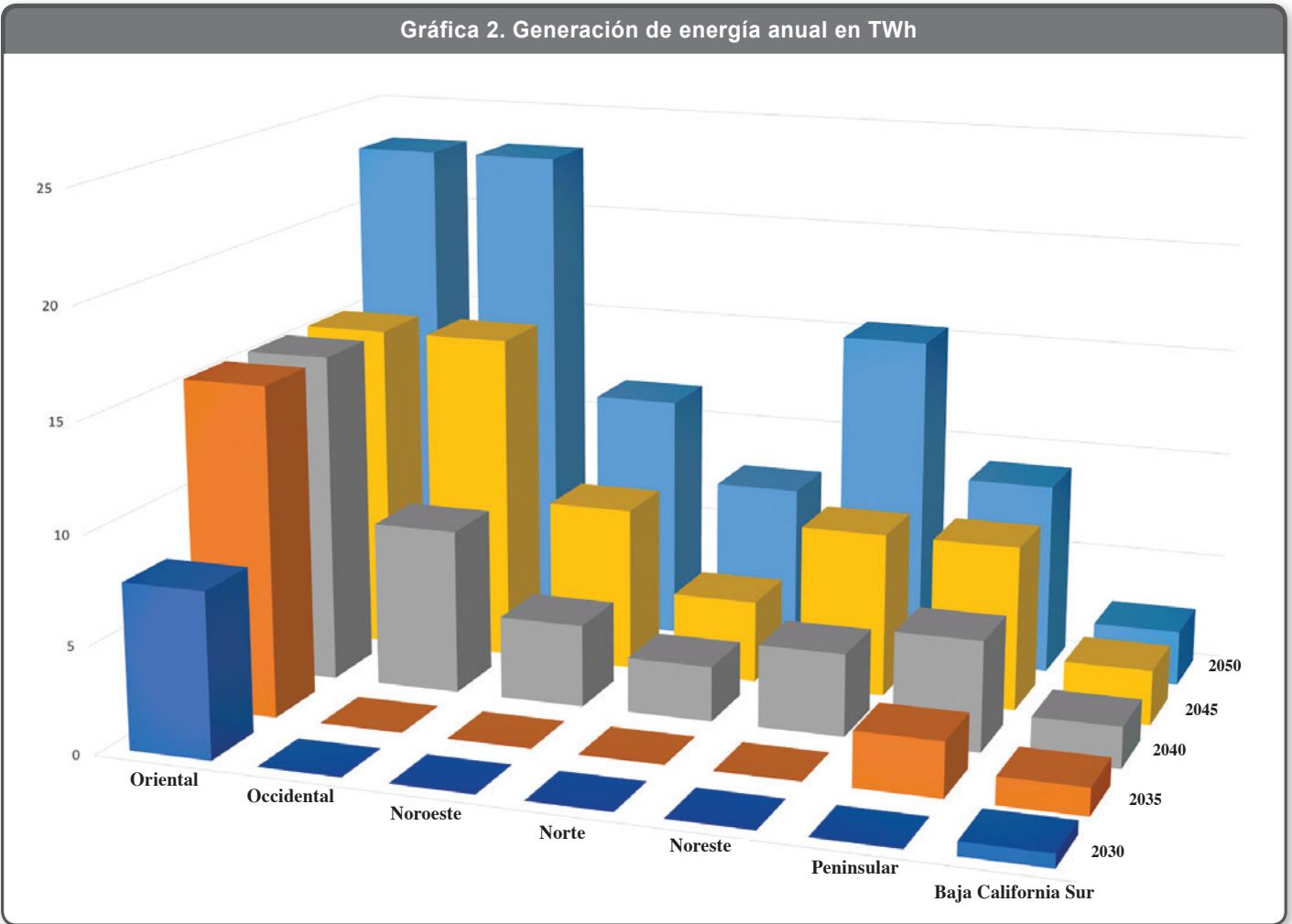
La Gráfica 1 muestra la adición de capacidad de este escenario del 2030 al 2050 suponiendo que los nuevos reactores podrían iniciar operación a partir del año 2030. La capacidad total adicionada corresponde a 12,088 MWe en el periodo, si sumamos la capacidad de las Unidades 1 y 2 de Laguna Verde que seguirá operando hasta el año 2050, se tendrá una capacidad nuclear de 12,696 MWe. Es en el año 2050 que vencerá la licencia actual de la Unidad 1 de Laguna Verde y en el año 2055 llegará a término la licencia de la Unidad 2.

Gráfica 1. Adiciones de capacidad nuclear



⁵ Nuclear Share of Electricity Generation in 2021. IAEA, PRIS. Disponible en: <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/NuclearShareofElectricityGeneration.aspx>

La Gráfica 2 muestra la evolución de la generación anual que este escenario de adición de capacidad puede producir en las diferentes regiones considerando un factor de planta de 95% para el SMR-NuScale.



Comentarios finales

Es posible tener un despliegue de energía nuclear en nuestro país. La pequeña potencia y el carácter modular del SMR NuScale permiten la casi totalidad de su construcción en el ambiente controlado de una fábrica y su instalación posterior en el sitio, módulo a módulo, mejorando así el nivel de calidad y eficiencia del proyecto. También permite dar flexibilidad de potencia para adaptarse en regiones con redes poco malladas y la gestión independiente de los módulos para mantenimiento y parada de recarga. Existe la posibilidad de enterrar parcial o totalmente los módulos para mejorar su seguridad, en particular su resistencia a ataques aéreos y mejorar su integración en el entorno. Las evaluaciones de

riesgos confirman aún más las mejoras de seguridad y, dado el menor riesgo, se requiere un área de exclusión muy pequeña, por lo que se pueden instalar en sitios de plantas termoeléctricas y carboeléctricas que se retiren. El escenario presentado es sólo un ejemplo de despliegue de reactores SMR que se podría dar en México. A la energía que aportan los SMR adicionales hay que sumarle lo que generen las unidades 1 y 2 de Laguna Verde. En 2050 seguirá operando la unidad 2, suponiendo un consumo nacional aproximado de 733.5 TWh en ese año, la energía nuclear aportaría del orden de 13.4% de la generación anual. Recordemos que en el año 2021, en 14 países del mundo se tuvo más del 20% de participación nuclear en la generación de electricidad.

Formación de recursos humanos en ingeniería nuclear

Dr. Edmundo del Valle Gallegos

Dr. Armando M. Gómez Torres

Profesor e investigador, Escuela Superior de Física y Matemáticas del Instituto Politécnico Nacional, Av. IPN s/n, Col. Lindavista, Gustavo A. Madero, Ciudad de México, México. C.P. 07738. Mail: evalle@ipn.mx

*Investigador del Departamento de Sistemas Nucleares del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, México. C.P. 52750
Mail: armando.gomez@inin.gob.mx*

Resumen

Se presenta el panorama nacional relativo a la formación de recursos humanos en el área nuclear basado en datos específicos de varios programas académicos relacionados con la ingeniería nuclear que se ofrecen en el Instituto Politécnico Nacional, la Universidad Nacional Autónoma de México, la Universidad Autónoma del Estado de México, la Universidad Autónoma Metropolitana y la Universidad Autónoma de Zacatecas, poniendo énfasis en el que se ofrece en el programa de maestría en ciencias en ingeniería nuclear que se imparte en la Escuela Superior de Física y Matemáticas del Instituto Politécnico Nacional, sin duda, el de mayor antigüedad. Se describen algunas de las recomendaciones que se dan en un estudio realizado por la OCDE para revertir las tendencias negativas identificadas en dicho estudio en relación con la enseñanza de la ingeniería nuclear. La problemática que existe en esta materia a nivel internacional, discutida ampliamente en el estudio, tiene coincidencias a las que presenta, en lo particular, el posgrado de referencia. Proyectos nacionales, como el proyecto AZTLAN Platform, pueden contribuir significativamente a hacer frente a estas problemáticas, formando los RRHH altamente capacitados que necesita el campo nuclear mexicano. Sin embargo, estos esfuerzos deben de estar soportados por políticas energéticas que incluyan el fortalecimiento de las instituciones educativas mexicanas.

Palabras clave: educación, recursos humanos, posgrados, ingeniería nuclear.

1. Introducción

A 80 años de la primera reacción de fisión nuclear controlada autosostenida, el mundo entero continúa disfrutando de los beneficios de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear

tanto energéticas como no energéticas. En sus inicios, el desarrollo científico y tecnológico de este tipo de energía se vio fuertemente apoyado por el programa Átomos para la Paz, que el próximo año cumplirá 70 años de haber sido puesto en marcha el 8 de diciembre de 1953 por el entonces presidente de los Estados Unidos de América, Dwight D. Eisenhower durante el discurso que dio en la Reunión Plenaria de la Asamblea General de Naciones Unidas. Junto con estas celebraciones de carácter internacional, en nuestro país, instituciones como la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), así como el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) cumplirán su 43 aniversario. Estas dos instituciones se formaron a partir de la Comisión Nacional de Energía Nuclear, la que en este año estaría cumpliendo 67 años desde su creación el 19 de diciembre de 1955 por la ley expedida por el entonces presidente, Lic. Adolfo Ruiz Cortines. Adicionalmente, 2025 será el año en que la Comisión Federal de Electricidad (CFE) celebre que la Unidad 1 de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde cumple 35 años desde su entrada en operación en 1990 y la Unidad 2 llegue a sus primeros 30 años. En el terreno académico, la Escuela Superior de Física y Matemáticas (ESFM) del Instituto Politécnico Nacional (IPN) tiene poco más de 60 años de ofrecer estudios en ingeniería nuclear a nivel posgrado y casi 45 a nivel licenciatura.¹ Otro posgrado, que nació en 1967, es el que ofrecía la Facultad de Química (FQ) de la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM), orientado a química nuclear e ingeniería química nuclear, que a partir de 1974 cambió al de maestría en ciencias nucleares y que en 1997 se incorporó a uno más general, ofrecido por varias escuelas de la UNAM, de estudios de posgrado en química que incluía los grados de maestría y doctorado con opción en química nuclear.² A partir de 1974, la Universidad Autónoma Metropolitana-Unidad Iztapalapa, empezó a ofrecer la Licenciatura en Ingeniería en Energía,³ que fue propuesta como una estrategia para proveer al país de profesionistas nacionales expertos en el área de energía. Además, la Unidad Académica de

Estudios Nucleares de la Universidad Autónoma de Zacatecas (UAZ)⁴ ofrece desde 1996 la maestría en ciencias nucleares, mientras la Facultad de Ingeniería de la UNAM⁵ a partir del 2000 cuenta con la maestría y el doctorado en energía, una de sus vertientes es la de sistemas nucleoelectrónicos, y la Facultad de Ciencias de la Universidad Autónoma del Estado de México (UAEM)⁶ imparte desde 1990 la maestría y el doctorado en ciencias en física, posgrados con un enfoque diferente relacionados con el área nuclear en una de sus líneas de generación y aplicación del conocimiento. Todo lo anterior propicia la diversificación de estudios en cuanto a energía nuclear en México. Merece especial atención el hecho de que estos programas cuentan con una planta de profesores e investigadores de tiempo completo, algunos de ellos pertenecen al Sistema Nacional de Investigadores.

En este marco de referencia conviene plantearse diversas interrogantes sobre el futuro de la educación en el área nuclear y la formación de nuevos recursos humanos que puedan incorporarse a las distintas fuentes de trabajo que existen en materia nuclear en nuestro país.

En este documento se proporcionan diversos elementos que permiten hacer un breve análisis sobre el estado actual y las perspectivas en lo que se refiere a la educación en ingeniería nuclear en México.

2. Generación de nucleoelectricidad en México

México cuenta actualmente con una planta nucleoelectrónica constituida por dos unidades con reactores nucleares de agua en ebullición (BWR, por sus siglas en inglés) que generan aproximadamente el 4% de la energía eléctrica total producida, de acuerdo con el Programa de Desarrollo del Sistema Eléctrico Nacional (PRODESEN 2022).⁷ Mientras que la primera unidad entró en operación en 1990, la segunda inició en 1995. Esta planta está ubicada en Laguna Verde en el estado de Veracruz.

Tan sólo esta planta nucleoelectrónica requiere de recursos humanos especializados, con profundos conocimientos en el área nuclear, particularmente en física e ingeniería de reactores, así como en seguridad radiológica. Muchos de estos recursos humanos han empezado a retirarse, perdiéndose la experiencia adquirida durante años de aplicación práctica de sus conocimientos.

Las necesidades de producción de electricidad siguen creciendo y, aunque en el pasado la opción nuclear no haya sido lo suficientemente competitiva, en la actualidad esa situación ha cambiado si se le compara con las plantas que queman combustibles fósiles de manera constante y que, dada la volatilidad en los precios de dichos combustibles, hacen que los costos de operación sean mucho más altos. Más importante es el papel que juega en estos momentos la energía nuclear como actor principal contra el calentamiento

global, al ser una energía limpia, pues no emite gases de efecto invernadero.

A pesar de que a la fecha aún no se toma la decisión de construir nuevos reactores nucleares en México, aunque en la versión 2022 del PRODESEN ya aparece proyectado un aumento de 2,500 MW nucleares, las dos unidades de la Central Nucleoelectrónica Laguna Verde cuentan con su extensión de vida por 30 años más, práctica común en otras partes del mundo.

3. Estudio de la OCDE/AEN sobre la enseñanza en el área nuclear

Hay al menos cuatro estudios⁸⁻¹² realizados por organizaciones internacionales que manifiestan una preocupación por la enseñanza en el área nuclear.

Como muestra, tan sólo en el estudio conducido por la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (OCDE) a través de su Agencia de Energía Nuclear (AEN)¹¹ se plantearon los siguientes objetivos y alcances:

- Mostrar la situación actual de la educación y entrenamiento en materia nuclear.
- Identificar los aspectos y necesidades presentes y futuras de los gobiernos y la industria relativos a la educación y entrenamiento relacionados con el área nuclear.
- Sugerir posibles formas para motivar a los estudiantes y a los jóvenes investigadores a enrolarse en cursos nucleares.
- Enviar mensajes claros sobre la composición y desarrollo de recursos humanos en el área nuclear a quienes toman decisiones en los gobiernos para que puedan tomar, en su caso, las acciones necesarias.

El estudio se llevó a cabo con la participación de 16 países miembros de la OCDE, en total colaboraron representantes de 200 organizaciones (119 universidades), las cuales llenaron un cuestionario (cuantitativo y cualitativo) que cubría el periodo 1990-1998.

En cuanto a las recomendaciones que se derivaron de dicho estudio para contrarrestar el rezago en formación de RRHH, se tienen las siguientes:

- a) Dirigir esfuerzos para atraer un número suficiente de estudiantes brillantes que realicen investigación para la utilización de la tecnología nuclear tanto actual como futura. Tales esfuerzos son necesarios para asegurar una transferencia efectiva de conocimiento.

b) Crear con la suficiente anticipación un genuino interés por los estudios en el área nuclear y adecuar el contenido de los programas actuales:

- Incrementar los contactos preprofesionales.
- Proporcionar becas y apoyos para entrenamiento e investigación.
- Promover la creación de escuelas de verano y de cursos especializados.
- Crear mecanismos para la participación de estudiantes en la industria nuclear, así como en proyectos de investigación.
- Hacer uso de la red para difundir las actividades y establecer contactos con estudiantes interesados en el área nuclear.
- Motivar a las personas que tienen a su cargo los diversos programas en el área nuclear para fortalecer su participación con la industria nuclear.

4. Situación del posgrado en ingeniería nuclear

La situación de los estudios especializados en ingeniería nuclear en el país no es del todo alentadora. Sin embargo, en el pasado se han realizado algunos esfuerzos para identificar los problemas que se tienen en las diferentes licenciaturas, maestrías y doctorados dedicados a la enseñanza de las ciencias nucleares en México, proponer soluciones conjuntas y analizar ideas para un resurgimiento de las aplicaciones de la energía nuclear en nuestro país, como lo fue el Coloquio “La Educación Nuclear en México”.¹³

Ante las decisiones que en materia nuclear se vienen tomando en países como Estados Unidos, Canadá, Corea del Sur, Argentina, India y China, que consisten en la construcción de reactores nucleares avanzados, el diseño de nuevos reactores nucleares, o al menos el aumento de potencia de los que están actualmente en operación, no podemos evitar preguntarnos cuánto tiempo más esperaremos para que en México se tomen las primeras decisiones encaminadas al fortalecimiento de las instituciones federales en materia de regulación, investigación y educación para enfrentar dicho reto y si las medidas que hoy se tomen permitirán aprovechar plenamente en el IPN, la UNAM, la UAM, la UAEM y la UAZ esta trascendente oportunidad, que de otra manera quedarán fuera y no podrán participar completamente.

Debido al probable resurgimiento de la generación de electricidad mediante la construcción de nuevos reactores nucleares, varias instituciones tienen la inquietud de participar en dicho resurgimiento preparando RRHH de alto nivel. Una iniciativa nacional coordinada por el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares y encaminada al fortalecimiento de los RRHH en México es el proyecto AZTLAN Platform: Desarrollo de una plataforma mexicana para el análisis y diseño de reactores nucleares que se describe en la siguiente sección.

5. El Proyecto AZTLAN Platform, un caso de éxito en la formación de RRHH en el área nuclear

A finales de 2013, el (ahora extinto) Fondo de Sustentabilidad Energética (FSE) SENER-CONACYT emitió una convocatoria para desarrollar una plataforma de cálculo para análisis de reactores nucleares. El ININ lideró una propuesta en conjunto con el IPN, la UNAM, la UAM y el INEEL (en aquel entonces IIE y quien debido a algunas complicaciones administrativas no pudo formar parte oficialmente del proyecto). La propuesta estuvo apoyada por los usuarios potenciales: CNSNS (Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias) y CNLV (Central Nucleoeléctrica Laguna Verde), a quienes se les presentó el proyecto con anterioridad a la solicitud oficial y quienes contribuyeron activamente en la definición de los alcances y objetivos del proyecto. El FSE acordó apoyar la propuesta, misma que definió los siguientes objetivos:

- Situar a México en un nivel internacional competitivo en temas de software para análisis de reactores nucleares.
- Obtener independencia tecnológica para solventar las necesidades nacionales.
- Formar recursos humanos altamente capacitados.

El 20 de noviembre de 2014 inició formalmente el proyecto bajo el título oficial de Desarrollo de una plataforma mexicana para el análisis y diseño de reactores nucleares. Dado que se trata del más grande esfuerzo entre instituciones mexicanas por buscar una autonomía en el campo del desarrollo de software para análisis de reactores nucleares, se buscó darle una identidad nacional para posicionar el desarrollo a nivel internacional. Como resultado de las primeras reuniones de trabajo entre las instituciones participantes, se llegó al consenso de adoptar el nombre de AZTLAN Platform (Figura 1), para darle una identidad nacional y con la meta clara de situar a México en un nivel internacional competitivo en temas de software para análisis de reactores nucleares.



Figura 1. El proyecto nacional AZTLAN Platform: participantes

La participación de las universidades en el proyecto ha sido un pilar fundamental para cumplir con sus objetivos. Su importante contribución al proyecto ha resultado en múltiples artículos indexados, tesis y publicaciones en congresos nacionales e internacionales en los que profesores y estudiantes, coordinados por investigadores, han participado como autores o coautores y entre los que se cuentan a la fecha los siguientes:

- 6 códigos en desarrollo: 3 neutrónicos, 2 termohidráulicos y uno de análisis de sensibilidad e incertidumbre.
- 20 artículos en revistas indexadas.
- 41 trabajos publicados en congresos nacionales.
- 25 trabajos publicados en congresos internacionales.
- 6 tesis de licenciatura concluidas y una más en proceso.
- 11 tesis de maestría concluidas y 3 en proceso.
- 7 tesis de doctorado: 3 concluidas y 4 en proceso.
- 3 capítulos de libro.
- Más de 50 informes técnicos.
- Convenios de colaboración con instituciones internacionales.
- Apertura de nuevas líneas de investigación.

Además, vale la pena enfatizar que las publicaciones de dos estudiantes del doctorado obtuvieron el premio a la publicación del año que otorga la Sección Latinoamericana de la American Nuclear Society, en los años 2017 y 2021.

6. Comentarios finales

Si la energía nuclear resurge otra vez, como se menciona en diversos trabajos^{13,14} y foros, algunos países, incluyendo a México, probablemente no podrán contar con los suficientes recursos humanos para enfrentarlo si no se hace algo al respecto.

Para fortalecer el área de la energía nuclear, tanto a nivel licenciatura como a nivel posgrado, es necesaria la unión de esfuerzos institucionales que permitan la creación de proyectos interinstitucionales, así como nuevos programas de posgrado (maestría y doctorado) que satisfagan los perfiles requeridos por las instituciones de nuestro país y que vayan de la mano con los más recientes avances en el tema de los reactores nucleares avanzados. También es necesario capacitar y formar a la nueva generación de profesores para la impartición de asignaturas en el área.

De igual forma, se ha identificado claramente la ventaja de hacer efectiva en la práctica la movilidad estudiantil entre instituciones nacionales e internacionales.

Es importante también promover proyectos de investigación y desarrollo tecnológico que permitan la obtención de recursos para equipamiento y para la participación en congresos nacionales e internacionales tanto de profesores como de estudiantes. Con lo previamente mencionado se puede concluir que proyectos de la envergadura de AZTLAN Platform contribuyen de manera significativa a la formación de recursos humanos altamente capacitados para hacer frente a una posible expansión del programa nuclear mexicano.

Referencias:

1. Sepúlveda-Martínez, F. (1996). La Ingeniería Nuclear en el Instituto Politécnico Nacional. *Revista México Nuclear*. Pp. 32-36.
2. Lartigue, J., Martínez, T. Nuclear science teaching in México: Academic or work market problem?. International Nuclear Congress, Kuala Lumpur, Malaysia, Octubre 14-18 (2002).
3. Licenciatura en Ingeniería, Coordinación Divisional de Docencia y Atención a Alumnos, UAM. Recuperado de: <https://cbi.izt.uam.mx/coddaa/index.php/17-licenciaturas/ingenieria-en-energia> (2022).
4. Tríptico informativo sobre el posgrado de ingeniería en energía, opción sistemas nucleoelectrónicos.
5. Manzanares-Acuña, E., Vega-Carrillo H.R. (1997). La Maestría en Ciencias Nucleares del Centro Regional de estudios nucleares de la Universidad Autónoma de Zacatecas. *Revista México Nuclear*. Pp. 20-23.
6. Doctorado en Ciencias. Opciones: Física No Lineal y Ciencias Nucleares. Folleto informativo (1998).
7. Programa de Desarrollo del Sistema Eléctrico Nacional (PRODESEN 2022). Recuperado de: <https://www.gob.mx/sener/articulos/programa-para-el-desarrollo-del-sistema-electrico-nacional-304042>
8. CRPPH Sponsored Survey of University Level Education Programmes in Radiation Protection, OCDE/NEA (1997).
9. Nuclear Engineering in Transition: A Vision for the 21st Century, J. Freidberg and M. Kazimi (Editors), Nuclear Engineering Department Heads Organization (1998).
10. Hirose, M., Tsuruta, T., Shibata, T. (1999). Current Status and Future Directions of Nuclear Education in Elementary and Secondary Education. Several Measures for Revitalization. *Journal of Nuclear Science and Technology*. Vol. 36. No. 3. Pp. 219-222.
11. Nuclear Education and Training: Cause for Concern?, OECD/NEA (2000).
12. Nuclear Power in the 21st Century, Nuclear News, noviembre (2000).
13. Coloquio "La Educación Nuclear en México", Universidad Nacional Autónoma de México, 30 de marzo (2005).
14. Del Valle, E. "Situación y Perspectivas de la Educación en Ingeniería Nuclear: El IPN como Paradigma", Trabajo de Ingreso a la Academia de Ingeniería, 4 de marzo (2004).

Seguridad de reactores nucleares

Dra. Pamela Fran Nelson Edelstein

*Profesora-Investigadora de la Facultad de Ingeniería,
Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) y
Academia de Ingeniería, Comisión de Ingeniería Nuclear
Mail: pamelanelson@ingenieria.unam.mx*

Resumen

El propósito de este artículo es describir la filosofía, las características y los programas de seguridad de los reactores nucleares de potencia y dar a conocer los avances que se están logrando en todo el mundo para mejorar aún más el excelente desempeño en seguridad y confiabilidad de la industria nuclear. Los reactores nucleares pueden mejorar la calidad de vida de las generaciones actuales y futuras mediante la producción de energía eléctrica limpia, abundante, resiliente y confiable que apoye sociedades saludables y productivas. Otro objetivo de este artículo es proporcionar una referencia rápida a los enfoques de seguridad nuclear utilizados en el diseño, licenciamiento y las operaciones de las centrales nucleares.

Introducción

Al definir la seguridad de los reactores nucleares se debe entender que la industria de la energía nuclear la considera como su responsabilidad más alta e importante. Como resultado, la seguridad nuclear es el objetivo principal y la primera prioridad en todas las fases de la vida de una central nuclear. Comienza con el diseño de la central nuclear, sus análisis de seguridad, los parámetros de operación permisibles, los programas de prueba e inspección, los programas de mantenimiento y los procesos de identificación y resolución de problemas. Los trabajadores de las plantas de energía nuclear también reciben una importante capacitación requerida que facilita una cultura de seguridad organizacional enfocada en todo el personal de la planta. Todos estos diversos aspectos se combinan para producir un enfoque constante y continuo en la seguridad operativa y la confiabilidad de la planta para garantizar que las plantas de energía nuclear cumplan con su misión de producción y su misión de seguridad durante toda la vida útil de la central.

En todas las fases del ciclo de vida de una central nuclear (diseño, construcción, puesta en marcha, operación y desmantelamiento) prevalece la seguridad. Las centrales nucleares están diseñadas para poder cumplir funciones específicas de seguridad en condiciones postuladas y otras situaciones anormales. Estas funciones generales de seguridad son:

- Controlar la reacción de fisión nuclear permitiendo en todo momento la parada segura del reactor.

- Enfriar el combustible nuclear, extrayendo el calor generado en todos los niveles de potencia e incluso después de que el reactor se haya detenido (es decir, remoción del calor de decaimiento).
- Confinar las sustancias radiactivas dentro de barreras físicas (es decir, revestimiento de combustible, vasija a presión del reactor y contención).
- Mitigar las consecuencias radiológicas de un accidente en caso de que se produzca.

La consideración de estas funciones generales de seguridad se da en todos los aspectos de las centrales nucleares. La discusión a continuación describe los métodos de la industria y regulatorios utilizados para garantizar que la seguridad nuclear se incorpore en el diseño, la operación y la regulación de las plantas de energía nuclear.

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) está autorizado por su estatuto a establecer normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida, la propiedad y el medio ambiente. Ese amplio conjunto de normas de seguridad revisadas periódicamente, junto con la asistencia del OIEA para su aplicación, se ha convertido en elemento clave de un régimen de seguridad mundial. En el siguiente enlace se puede encontrar más información en español sobre los principios de seguridad y los conceptos en los que se fundamentan las normas de seguridad del OIEA y su programa relacionado con la seguridad: [https://www.csn.es/documents/10182/989194/\(OIEA\)%20Principios%20fundamentales%20seguridad%20SF-1](https://www.csn.es/documents/10182/989194/(OIEA)%20Principios%20fundamentales%20seguridad%20SF-1)

Conceptos base de diseño

Cada planta de energía nuclear tiene una base de diseño como punto de partida para la aprobación regulatoria. Se especifica de manera determinista utilizando eventos de base de diseño (DBE, por sus siglas en inglés). Los DBE están destinados a ser desafíos extremos para los sistemas de seguridad de las plantas de energía nuclear y todas están diseñadas para poder mitigar con éxito el impacto de un DBE. Los DBE son accidentes postulados que una instalación nuclear debe contemplar al diseñarse y construirse para poderlos soportar sin pérdida de los

sistemas, estructuras y componentes necesarios de manera que se garantice la salud y la seguridad pública. Son sucesos especificados de forma conservadora con criterios de aceptación para cada sistema y, por lo tanto, el diseño de todos los sistemas de seguridad en las centrales nucleares es robusto y muy confiable.

Un concepto clave en la seguridad nuclear que está relacionado con los DBE y los sistemas de seguridad de las plantas nucleares es la defensa en profundidad. Se caracteriza por el uso de redundancia y diversidad de componentes y sistemas, de modo que hay más de una forma de lograr una función de seguridad en caso de que falle una función de seguridad de primera línea. Se puede caracterizar, además, la capacidad de sucesivas medidas compensatorias para prevenir accidentes o mitigar daños si ocurre un mal funcionamiento, accidente o evento de origen natural en una instalación nuclear.

Defensa en profundidad

La Figura 1 muestra las barreras de contención de la defensa en profundidad. La primera barrera es en realidad doble y está formada por la pastilla y la varilla de combustible. La varilla es

un tubo muy resistente y hermético que contiene a las pastillas de combustible, las cuales están formadas por un material cerámico de óxido de uranio que resiste altas temperaturas y presiones. De esta manera, la mayoría de los productos de fisión quedan confinados en las mismas pastillas, y aquellos gases que salen de la pastilla quedan encerrados en el tubo. Múltiples varillas de combustible conforman un ensamble de combustible, y muchos ensambles conforman el núcleo del reactor, el cual está confinado dentro de una vasija. Ésta es la segunda barrera y es un contenedor cilíndrico de gran espesor fabricado en acero inoxidable de alta resistencia. Alrededor de la vasija se encuentra la tercera barrera, una estructura muy resistente de concreto reforzado con placas y barras de acero, denominado contenedor o contención primaria. Por último, se encuentra la cuarta barrera representada por el edificio del reactor, llamado contenedor secundario, el cual es una estructura que se mantiene a una presión menor a la presión normal de la atmósfera para evitar la liberación de cualquier gas potencialmente contaminado hacia afuera. Esta serie de cuatro barreras físicas es parte integral del sistema de seguridad llamado de defensa en profundidad, utilizado en la industria nuclear.

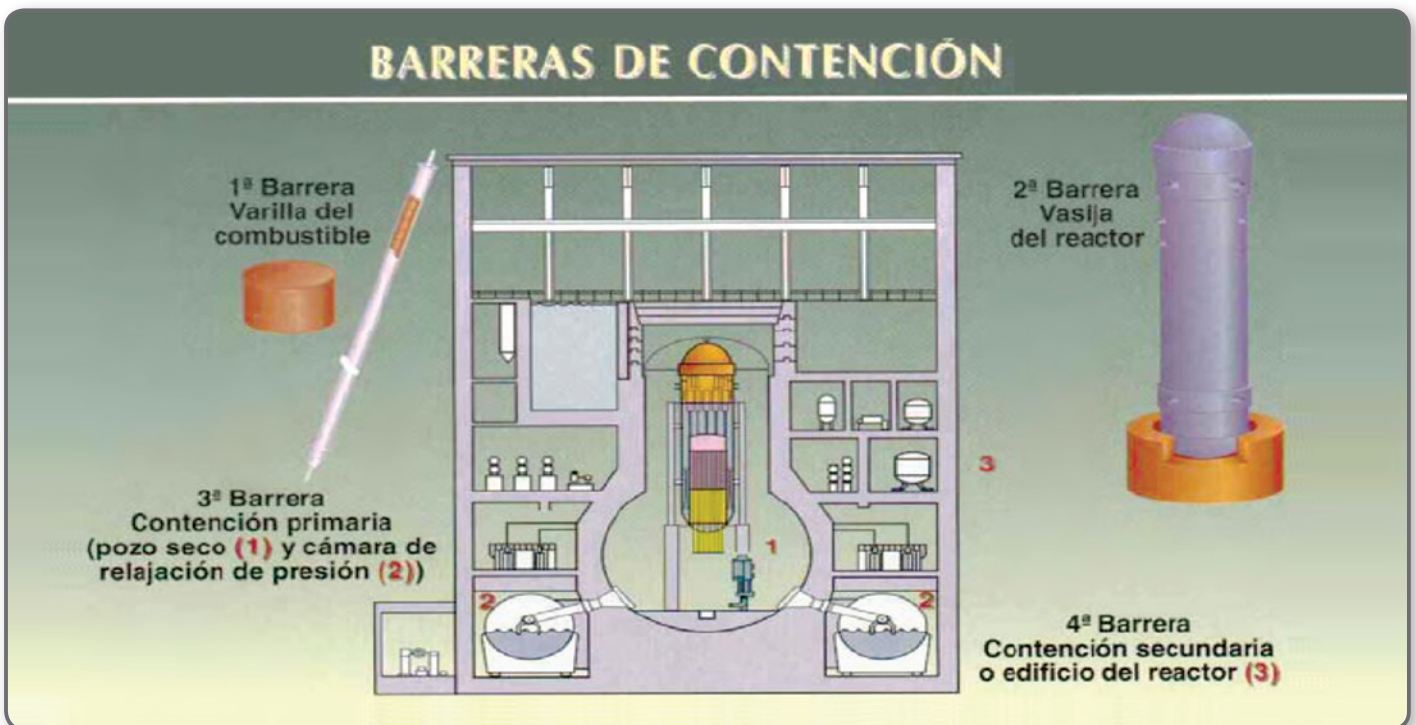


Figura 1. Defensa en profundidad - barreras físicas¹

Los niveles de acción de la defensa en profundidad

En el sistema de defensa en profundidad, los niveles 1 y 2 son de prevención, el nivel 3 es de protección, siendo la principal línea de defensa, los niveles 4 y 5 son de mitigación. La Figura 2 muestra los cinco niveles de acción y se describen a continuación.

Nivel 1. Operación normal sin fallas: el objetivo es prevenir la desviación de la operación normal y fallas de equipo. Las acciones son: diseño y cálculo conservador; procedimientos de operación e instrumentación y control confiables; mantenimiento efectivo para la seguridad y entrenamiento del personal.

Nivel 2. Controlar la operación anormal y fallas: el objetivo es detectar fallas de equipo y controlar la operación anormal. Las acciones son: diseño para respuesta a

eventos anormales y regreso temprano a la normalidad, y dispositivos e instrumentación para la identificación o acción oportuna.

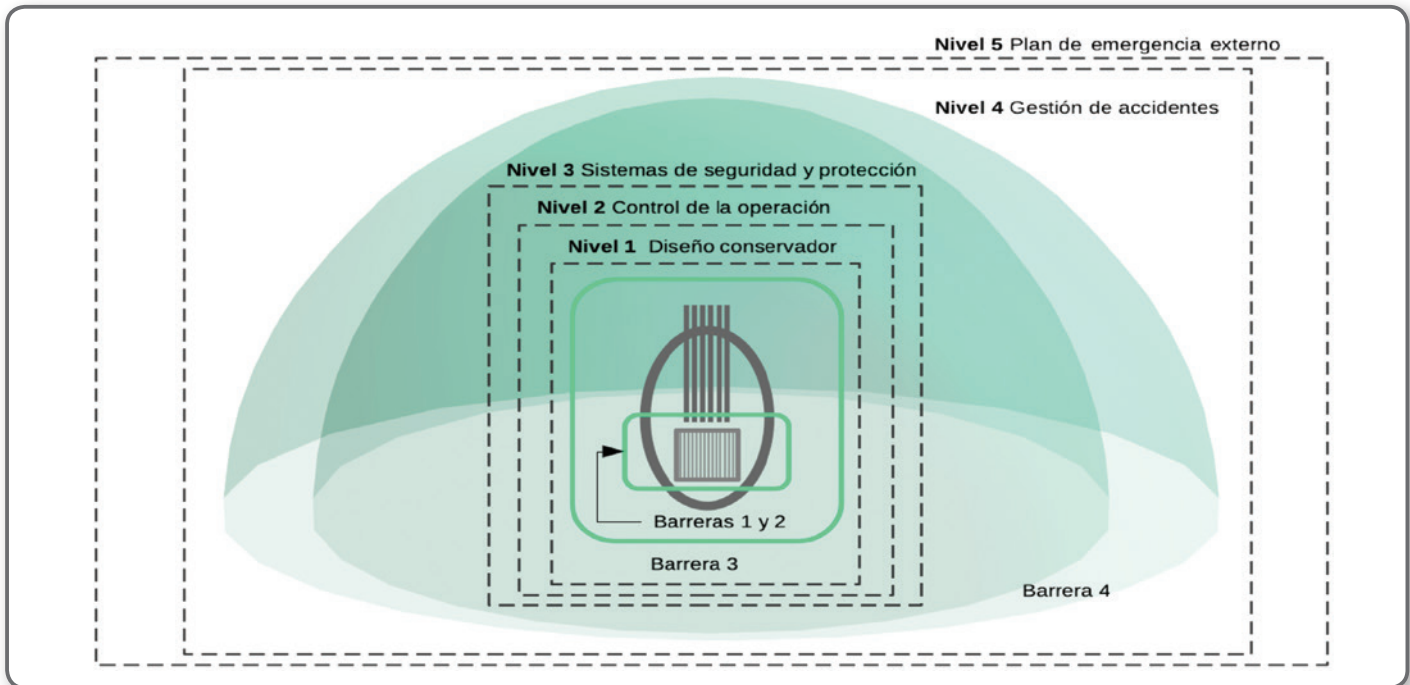


Figura 2. Defensa en profundidad - barreras físicas y operacionales

Nivel 3. Actuación de sistemas de seguridad: el objetivo es controlar accidentes dentro de los límites del diseño de la planta nuclear. Los medios son sistemas de emergencia y procedimientos de operación de emergencia.

Nivel 4. Gestión de accidentes: el objetivo es limitar que los accidentes progresen impidiendo una liberación radiactiva. La medida de acción es prepararse para manejar un accidente más allá de los límites del diseño; para esto se requiere una organización de respuesta a emergencias, uso extraordinario del equipo y recuperación extraordinaria de equipo. Para

comprender los posibles incidentes se usan experimentos, análisis probabilístico de seguridad (APS)² y simulaciones, como la que se ve en la Figura 3. Se ha demostrado que el APS proporciona importantes conocimientos de seguridad además de los proporcionados por el análisis determinista. APS proporciona un enfoque metodológico para identificar las secuencias de accidentes que pueden derivarse de una amplia gama de eventos iniciadores e incluye una determinación sistemática y realista de las frecuencias y consecuencias de los accidentes.

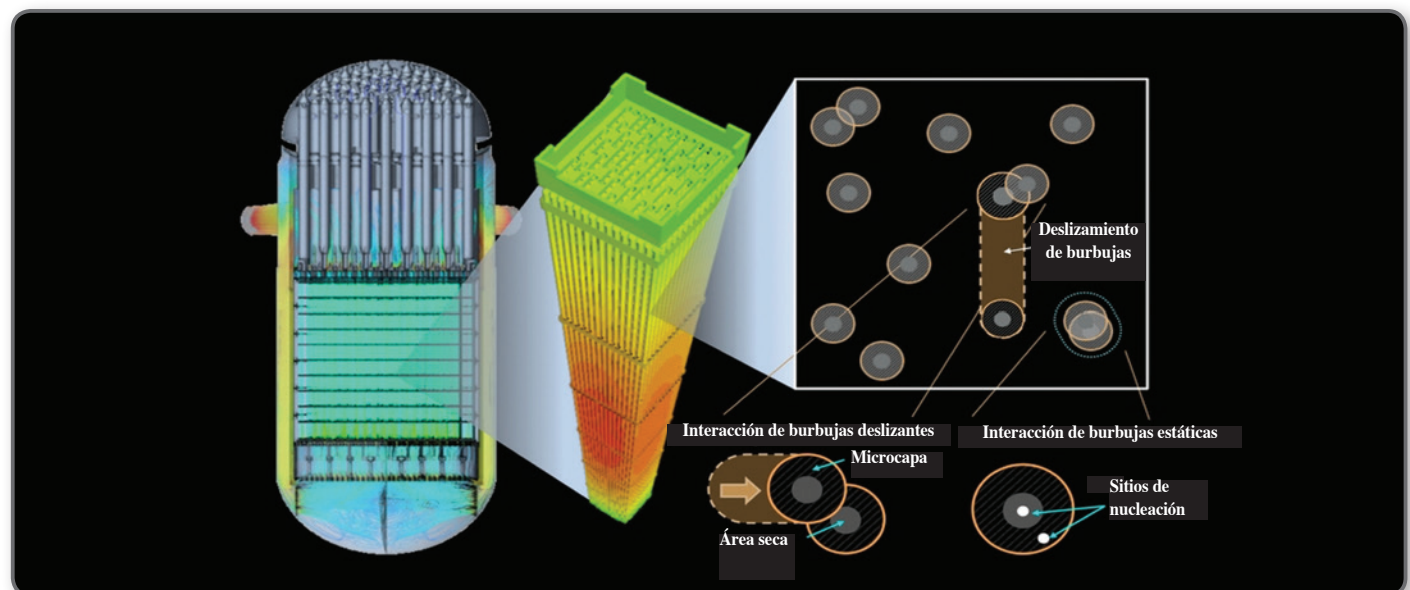


Figura 3. Simulación de reactores nucleares (para más información, puede visitar <https://www.youtube.com/watch?v=Epelitvg49w&t=66s>)

² IAEA, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants. Disponible en: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1430_web.pdf

Nivel 5. Plan de emergencia radiológica externo: el objetivo es mitigar las consecuencias de una liberación radiactiva significativa. Las acciones son: preparación por parte de autoridades locales y federales para la respuesta a emergencias, monitoreo radiológico de la emergencia, proyección de consecuencias y acciones de protección al público en el lugar y de evacuación.

La defensa en profundidad fue el resultado natural de otro concepto de diseño importante, y quizás el más relevante utilizado en las centrales de energía nuclear: el criterio de falla única. Este criterio requería que una función de seguridad no pudiera perderse por la falla de un solo componente. Como resultado, se incorporaron múltiples componentes a las funciones de seguridad. Esto se amplió aún más en el diseño de la planta para incorporar divisiones de seguridad separadas y redundantes de sistemas y equipos. Como consecuencia, los sistemas de seguridad de las centrales nucleares están diseñados para una alta confiabilidad y disponibilidad, ya que sólo se requiere una división de seguridad para la mitigación de accidentes. Para más información, se puede consultar el siguiente documento sobre análisis de seguridad determinista en reactores nucleares: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/PUB1851_web.pdf

Los métodos deterministas dan como resultado una gran capacidad de mitigación de fallas (componentes altamente robustos, múltiples divisiones de seguridad) que generalmente brindan resultados seguros; sin embargo, se demostró que la dependencia excesiva de los eventos de base de diseño para envolver o delimitar todos los posibles eventos operativos tenía lagunas, como lo expuso el accidente de Three Mile Island³ (TMI) de 1979 y los esfuerzos de los APS realizados anteriormente. En los primeros días se asumió que el diseño de plantas de energía nuclear para mitigar un DBE vincularía todas las incertidumbres con eventos postulados y, de otro modo, desconocidos. El hecho de que los DBE no limitaran las incertidumbres del impacto de todos los eventos posibles condujo al reconocimiento y la aceptación de los APS específicos de la planta como un medio técnico para abordar aún más las incertidumbres e identificar vulnerabilidades que no se habían hecho previamente. Aunque se reconoce que persisten las incertidumbres, ahora se sabe que el nivel de incertidumbre se ha reducido mediante la base de diseño y los métodos APS, lo que ha mejorado aún más la seguridad de la industria de la energía nuclear.

Lecciones aprendidas

Como se mencionó anteriormente, el APS fue aceptado por la industria y el regulador para mejorar aún más la seguridad nuclear; sin embargo, esto no siempre fue así. En 1972 se realizó un estudio sobre seguridad nuclear utilizando métodos probabilísticos. El estudio WASH-1400 demostró el uso y el valor del APS, pero originalmente fue descartado. Antes del

accidente de TMI, en general se creía que la protección adecuada se basaba en la protección contra accidentes con grandes pérdidas de refrigerante (LOCA, por sus siglas en inglés), que la probabilidad de un evento que dañara el núcleo era muy baja (alrededor de una vez cada 100 millones de años, 10^{-8} por año-reactor) y que las consecuencias de los accidentes serían desastrosas. Después de TMI se vio que WASH-1400 fue reivindicado ya que había predicho correctamente la secuencia del accidente que ocurrió en TMI. Eso es, existía la secuencia de accidente que ocurrió en uno de los árboles de eventos del estudio. La Figura 4 presenta una herramienta de APS, árbol de evento, que se usa para delinear las posibles secuencias de accidentes para todos los posibles eventos iniciadores que puedan ocurrir a la planta.

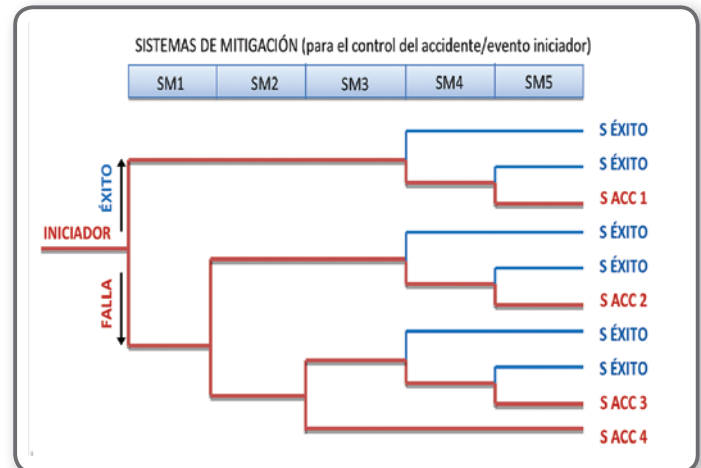


Figura 4. Árbol de eventos para delinear las posibles secuencias de accidente

A través de los APS se puede determinar los contribuidores al accidente y dirigir los recursos hacia la reducción de ellos. Después de TMI, la contribución del error humano fue reconocido y desde entonces todos los reactores nucleares tienen un simulador para entrenar a los operadores. La central nucleoelectrónica de Laguna Verde tiene un simulador réplica del cuarto de control, como se muestra en la Figura 5.



Figura 5. Simulador réplica en la Central Laguna Verde

Un indicador de seguridad es la frecuencia posible calculada de accidente que resulte en un núcleo fundido. La Comisión

Reguladora Nuclear (NRC, por sus siglas en inglés) de EE. UU. especifica que los diseños de los reactores deben cumplir con una frecuencia teórica de daño al núcleo de 1 en 10,000 años, pero los diseños modernos superan este tiempo. Los requisitos de licenciarios de varios países son de 1 en 100,000 años, y las mejores plantas en funcionamiento actualmente son de aproximadamente 1 en un millón, mientras que las que se construirán en la próxima década son de casi 1 en 10 millones de años. Si bien, esta frecuencia calculada de daño en el núcleo ha sido una de las principales métricas para evaluar la seguridad del reactor, para los reactores de nuevos diseños ya no se usa esta medida, ya que muchos de ellos no pueden fundirse por los nuevos combustibles que se han desarrollado.

Seguridad relativa a otras fuentes de energía

Se han generado muchas estadísticas de accidentes laborales durante los últimos 40 años de operaciones de reactores nucleares. Estos accidentes se pueden comparar con los de la generación de energía a carbón. Todos muestran que la energía nuclear es claramente la forma más segura de producir electricidad, como se observa en la Figura 6.

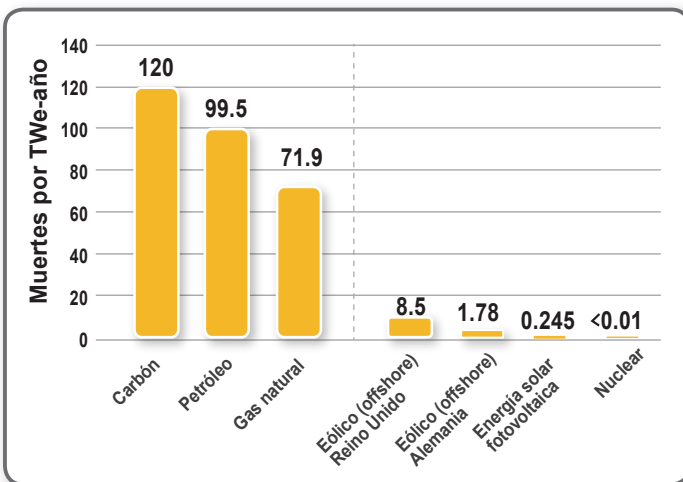


Figura 6. Muertes por accidentes por unidad de electricidad generada por diferentes tecnologías⁴

Comparar riesgos

La definición tradicional de riesgo en APS es el producto de la probabilidad por las consecuencias:

$$\text{Riesgo} = \text{Probabilidad} \times \text{Consecuencias}$$

Donde este producto puede ser interpretado según las distintas formas de percibir o representar el riesgo. La diferencia estriba en la necesidad de distinguir entre una situación de consecuencias pequeñas con probabilidad alta, y otra de consecuencias grandes con probabilidad baja. Debido a esta limitación, se considera más correcto presentar el riesgo como una gráfica de probabilidad contra magnitud de consecuencias, conocida como curva de riesgo o curva de Farmer,⁵ sobre la cual se pueden establecer

comparaciones para distintos grados de consecuencias. En la Figura 7 se muestran ejemplos ilustrativos de estas curvas.

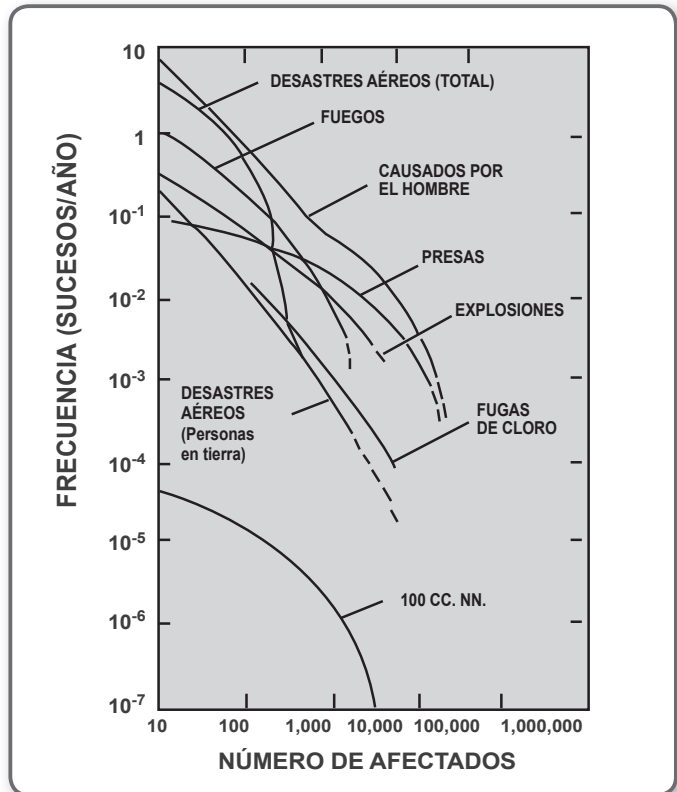


Figura 7. Curvas de riesgo⁶

Se ha visto a través de los otros dos accidentes de centrales nucleares: Chernóbil y Fukushima, que otros factores son importantes para la seguridad nuclear. Chernóbil, en 1986, demostró la importancia de una cultura de seguridad organizacional y la capacidad de los empleados para expresar preocupaciones de seguridad sin temor a represalias. Esto ha resultado en un mayor enfoque regulatorio en entornos de trabajo conscientes de la seguridad y evaluaciones de cultura de seguridad. La necesidad de garantizar el funcionamiento seguro de las instalaciones en los Estados Unidos representó el fortalecimiento y, en algunos casos, el surgimiento de estrategias alternativas para incrementar la seguridad de las plantas. Como consecuencia, salieron a la luz varios memorandos, los cuales estaban dirigidos a establecer medidas para mantener o recuperar las condiciones vitales de la planta después de un suceso que superara las bases de diseño. Entre estas estrategias se encontraba la iniciativa de mitigación de accidentes conocida como FLEX (Capacidad de mitigación diversa y flexible).

FLEX tiene como objetivo establecer en las plantas la capacidad para afrontar accidentes de manera indefinida, de forma que se eviten daños al combustible en el reactor y en la alberca de combustible gastado, así como garantizar la integridad de la contención.⁷ FLEX constituye una estrategia amplia que no se encuentra ligada únicamente a un tipo de daño en específico, sino que está abierta a cualquier tipo de amenaza. En lugar de

⁴ Safety of Nuclear Power Reactors. World Nuclear Association. Disponible en: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors.aspx>

⁵ Stan Kaplan y John B. Garrick, "On the Quantitative Definition of Risk", Risk Analysis, vol. 1, EE.UU., 1981.

⁶ U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Reactor Safety Study: An assessment of U.S. commercial reactors", Final Report, NUREG 75/14, EE.UU., 1975.

⁷ Nuclear Energy Institute, "Diverse and Flexible Coping and Mitigation Strategies for Nuclear Power Plants", NEI 12-06 revision 2, United States, December 2015.

averiguar qué eventos podrían ocurrir, la orden se centró en mejorar significativamente la flexibilidad y diversidad de las

plantas para responder a fenómenos naturales extremos, como inundaciones severas y terremotos.



Figura 8. Estrategia de mitigación de accidente. FLEX: equipos portátiles autónomos (diésel) aerotransportables que garantizan el suministro eléctrico y de agua de refrigeración a diferentes presiones desde el exterior de los edificios en caso de pérdida de los sistemas fijos durante un accidente.⁸

El accidente de Fukushima dejó claro también que, si en lugares cercanos a la planta se hubieran tenido almacenadas y bien protegidas otras fuentes de potencia (como un generador diésel de respaldo, como se demuestra en la Figura 8), los operadores hubiesen sido capaces de operar remotamente el sistema de venteo. De haberse podido despresurizar el reactor a tiempo, los sistemas de baja presión hubieran inyectado el agua necesaria para evitar el daño del núcleo.⁹

Conclusiones y perspectivas

La seguridad absoluta no existe en ningún ámbito, pero el gran esfuerzo invertido en la seguridad de los reactores nucleares nos permite afirmar que ha reducido el riesgo de accidente. Se está trabajando en integrar el análisis de seguridad en las primeras etapas del proceso de diseño de reactores nucleares

avanzados. El objetivo es identificar ideas de diseño para mejorar la seguridad de manera que cumplan con las expectativas regulatorias y ayudar a informar los análisis cuantitativos de etapas posteriores de manera que las organizaciones de diseño puedan implementarlas. Cada uno de los varios conceptos de reactores avanzados incorporan perfeccionamientos derivados de la experiencia operativa acumulada, nuevos sistemas pasivos de seguridad intrínseca de gran confiabilidad, como los accionados por gravedad y los basados en la circulación natural o convección de fluidos refrigerantes, y una tecnología avanzada de instrumentación y control que elimine o mitigue errores humanos de operación. Se pretende también una reducción de costos mediante diseños compactos y modulares, mejor aprovechamiento del combustible, simplificación de las operaciones de mantenimiento e incremento de la vida útil de las centrales.

⁸ United States Nuclear Regulatory Commission, "Mitigating Strategies: Safely Responding to Extreme Events", April 2015.

⁹ Falcón, E. Operación de turbobombas para la mitigación de accidentes que superen la base de diseño en reactores BWR/5, Tesiumam, 2017. 132.248.9.195/ptd2017/octubre/0766490/Index.html



Modernízate aplicando nuevas tecnologías con los **PROYECTOS DE EFICIENCIA ENERGÉTICA EN EMPRESAS**

Recibe asesoría y asistencia técnica siguiendo estos 8 pasos:

- 1 Entrega al FIDE tu documentación
- 2 FIDE analiza la viabilidad financiera
- 3 Proveedor entrega al FIDE Proyecto Energético Sustentable
- 4 FIDE analiza Proyecto: realiza evaluación técnica y económica
- 5 Firma del contrato tripartita y pagarés
- 6 Ejecución del Proyecto y supervisión de obra
- 7 Conclusión satisfactoria del Proyecto
- 8 Empresa reembolsa financiamiento al FIDE



FIDEICOMISO PARA EL AHORRO
DE ENERGÍA ELÉCTRICA



@fidemx | 800 3433835 | fide.contacto@fide.org.mx | fide.org.mx



EFICIENCIA

ENERGÉTICA

Revista del Fideicomiso para el Ahorro de Energía Eléctrica

Publicación trimestral sobre el ahorro y uso eficiente de energía eléctrica

1 año 4 ejemplares por \$200

¡Te invitamos a suscribirte siguiendo estos pasos!

1

Pago en HSBC Cuenta 017741332-6, Sucursal 3003 o CLABE 0211-8000-1774-1332-66, a nombre de FIDE

2

Entrar al enlace



3

Ingresar los datos en el formulario y enviar la ficha de depósito bancario

@fidemx
fide.org.mx
800 3433835
55 1101 0520, ext. 96135
fide.contacto@fide.org.mx

