

# PEQUEÑOS REACTORES MODULARES: REACTORES ESTABLES DE SALES FUNDIDAS



**ÓSCAR LARROSA PERUGA**  
Spain Central Area Manager.  
IDOM CONSULTING, ENGINEERING,  
ARCHITECTURE SAU.



**IVAN HORVATOVIC**  
Nuclear Engineer.  
IDOM CONSULTING, ENGINEERING,  
ARCHITECTURE SAU.

## INTRODUCCIÓN

La tecnología de reactores de sales fundidas (MSR) es una de las categorías de reactores pequeños modulares (SMR) identificada por el OIEA. Las características básicas de los SMR son: (i) potencia hasta 300 MWe, (ii) diseño modular, en el sentido constructivo y en el de diseño de planta multiunidad, (iii) operación flexible permitiendo su instalación en sitios remotos y en redes eléctricas de baja potencia, (iv) diseño compacto reduciendo las zonas afectadas por los planes de emergencia, (v) potencial para su funcionamiento con sistemas energéticos híbridos. Específicamente, los MSR usan sales fundidas como combustible nuclear y refrigerante pri-

mario, mezclados ambos en muchos diseños, para producir y transportar calor a los lazos secundarios o directamente a las plantas de generación de vapor para producción eléctrica. Existen diversos SMR MSRs de Generación-IV actualmente en desarrollo: (i) Terrestrial Energy Inc. (Canadá) IMSR es un MSR de 195 MWe, (ii) Kairos Power LLC (US) KP-FHR es un reactor de alta temperatura de lecho de bolas refrigerado por sales de 140 MWe, (iii) Elysium Industries (US/Canadá) MCSFR es un reactor refrigerado por sales fundidas de 50 MWe, (iv) FUJI (Japan) ITMSF es un reactor refrigerado por sales fundidas de 200 MWe, (v) ThorCon (US) es un reactor térmico de sales fundidas de 250 MWe, (vi) Moltex SSR es un reactor de sales fundidas de 300 MWe.



**Figura 1.** Instalación nuclear SSR-W.

Este artículo describe las características de este tipo de reactores tomando el desarrollado por Molten como referencia. La misión principal de este diseño es el suministro de energía eléctrica a un coste inferior al que las fuentes de energía basadas en combustibles fósiles son capaces de alcanzar y así, poder hacerlo a escala global.

El diseño de Molten es un reactor SMR de Generación IV basado en sales fundidas, el cual mejora antiguos diseños con el concurso de nuevas tecnologías: *Stable Salt Reactor Wasterburner* (SSR-W, Reactor de Sales Fundidas Consumidor de Residuos). Puesto que este reactor hace uso de combustible gastado como combustible se necesita el desarrollo de una instalación para su obtención: *Waste To Stable Salts* (WATSS, Residuo a Sales Estables). La combinación de ambas instalaciones permite el reprocesado de los actuales inventarios de combustible gastado de las centrales en operación (CANDU, PWR, BWR, VVER...) transformándolo en un nuevo combustible de bajo enriquecimiento en uranio con alto grado de impurezas, capaz de ser utilizado por el reactor de sales fundidas para la producción de calor.

Molten está avanzando junto con New Brunswick Power (NBP) en su plan de construcción de la planta modelo (FOAK, *First Of A Kind*) de 300 MWe (750 MWth) SSR-W, la planta WATSS y el sistema GridReserve®. La planta modelo será construida en terrenos de la actual central nuclear de Point-Lepreau (*Atlantic Province of New Brunswick, Canadá*) operada por NBP.

## TECNOLOGÍA SSR

El Reactor Estable de Sales (SSR) es una plataforma tecnológica compuesta por 3 modelos: (i) un reactor de espectro rápido (SSR-W) con alto flujo neutrónico dentro del núcleo que posibilita el quemado de plutonio con impurezas, consumiendo de este modo los residuos de larga vida procedentes de los reactores nucleares actualmente en operación; (ii) un reactor de espectro térmico moderado por grafito (SSR-U) que usa combustible basado en uranio de bajo enriquecimiento; y (iii) un reactor reproductor (SSR-Th) el cual produce su propio combustible mientras opera a partir de torio. Actualmente todos los esfuerzos están concentrados en la tecnología SSR-W, mientras que los SSR-U y SSR-Th serán desarrollados en un futuro próximo.

El reactor SSR-W es una versión mejorada del *Molten Salt Reactor* (MSR) diseñado y operado por el Oak Ridge National Laboratory en la década de 1960 (MSR Experiment, MSRE). El reactor Molten SSR en lugar de utilizar combustible sólido en pellets como hacen los reactores de agua ligera (LWR), o sal combustible mezclada con la sal refrigerante como otros MSR de Generación IV, utiliza como combustible nuclear una mezcla de cloruro de potasio y tricloruros de actínidos ( $\text{UCl}_3$ ,  $\text{PuCl}_3$ , etc.), que es encapsulada en pinos de acero, organizados en una distribución matricial conformando los elementos combustibles. El uso de combustible encapsulado ofrece una primera barrera de confinamiento del material nuclear evitando el riesgo de contaminación radiactiva debido al movimiento del mismo mezclado con el refrigerante, e incluso reduciendo el volumen de zonas con altos niveles de radiación dentro de la instalación nuclear. Esto hace del SSR el único MSR que cumple con los requisitos del OIEA en materia de no proliferación. La utilización de sales fundidas como combustible nuclear, como refrige-

rante primario y como medio de transmisión de calor, hace posible un diseño muy compacto debido a la alta densidad de calor de la sal fundida, muy superior a la del agua a presión o a la del vapor.

El núcleo está instalado dentro de una vasija cilíndrica de acero no presurizada, de 6 metros de diámetro por 4 metros de alto, la cual dispone de los internos necesarios para direccionar el flujo de refrigerante impulsado por las bombas desde los intercambiadores primarios. Los intercambiadores primarios se instalan fuera de la contención. La vasija del reactor se instala dentro la llamada sala del reactor que consiste en un *liner* de acero que contiene la propia vasija, la grúa del reactor, los sistemas de tubería y los sistemas de monitorización y control. A esta sala se accede a través de una esclusa por la que un carro de transporte circula llevando el combustible fresco y retirando el gastado, permitiendo la operación continua del reactor. La atmósfera de dicha sala es de argón y se mantiene a una temperatura de 100° C. El *liner* junto con la vasija, se instalan en el llamado "pozo del reactor" que es una superestructura de hormigón armado aislada con materiales refractarios que conforma la tercera barrera de contención.

El SSR-W viene provisto de diversas características de seguridad intrínseca:

- **Control de la reactividad:** el SSR es autocontrolado no siendo necesario ningún control mecánico adicional. Esto es posible por medio de la combinación de un combustible nuclear con un fuerte coeficiente negativo de reactividad dependiente de la temperatura y un sistema de extracción de calor del núcleo que funciona de manera continua en cualquier circunstancia. Conforme el calor es extraído del núcleo la temperatura cae provocando el aumento de la reactividad y viceversa. Esa retroalimentación negativa de reactividad con el incremento de temperatura hace que se alcance y se mantenga el estado subcrítico cuando la temperatura excede de los 800° C. La combinación de estos principios de diseño constituye una barrera de seguridad ante inserciones accidentales de reactividad.
- **Retención de materiales radiactivos volátiles:** el uso de sales fundidas, con un apropiado control químico de las mismas, elimina el riesgo de que volátiles como el yodo o el cesio puedan ser emitidos, haciendo que una contención con varias capas sea innecesaria para prevenir descargas a la atmósfera en escenarios de accidente severo. Los gases nobles como el xenón y el kriptón son emitidos por el núcleo en operación normal, pero son retenidos hasta su decaimiento, momento en el cual pueden ser emitidos al exterior.
- **Ausencia de altas presiones:** las altas presiones dentro de un reactor pueden ser fuente de elevadas dispersiones de material radiactivo como ocurre en los reactores de agua ligera en caso de accidente. Las sales fundidas del combustible y del refrigerante tienen puntos de ebullición mucho más elevados (1200° C) que la temperatura normal de operación (650° C), de manera que no existe ningún escenario de operación o de accidente que pueda desembocar en la presurización de la sala del reactor. El sistema de producción de vapor para la turbina está físicamente separado del núcleo por medio de un lazo secundario de sales fundidas, evitando cualquier posibilidad de interacción entre sistemas nucleares y sistemas de alta presión de funcionamiento. Las altas presiones que se

podrían originar dentro de los pines de los elementos combustibles se evitan gracias a orificios de ventilación por los que se ventean a la sal refrigerante los gases generados.

- **Sistema de extracción de calor residual:** el SSR opera a una temperatura mucho mayor que los actuales reactores nucleares comerciales de modo que el calor es fácilmente extraído del núcleo. En el caso de parada de emergencia del reactor y fallo de todos los sistemas activos de extracción de calor, el calor residual es extraído a través de las paredes de la vasija y disipado por intercambiadores de calor pasivos que funcionan por convección natural de aire. En el caso de parada de las bombas primarias, el refrigerante entra en un modo de flujo inverso al de operación normal, impulsado por el calor desarrollado en el núcleo.

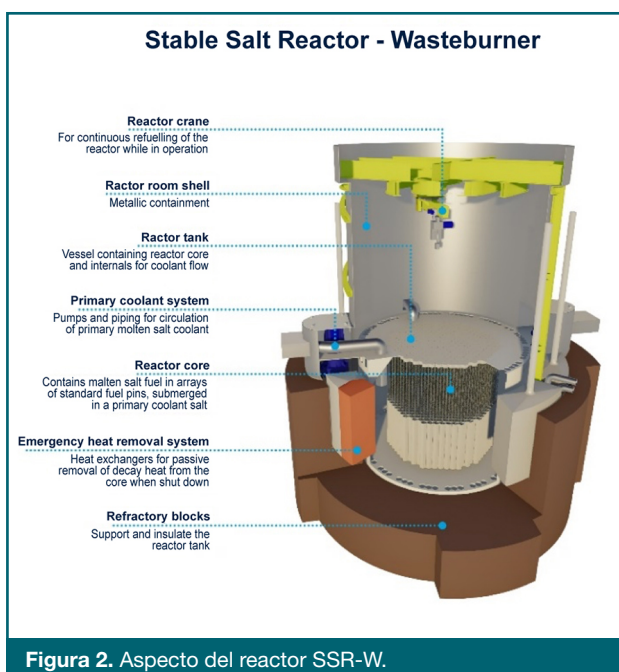


Figura 2. Aspecto del reactor SSR-W.

## DESCRIPCION DEL PROCESO WATSS

El sistema Moltex para el WATSS es un modo medioambientalmente y socialmente responsable de reutilización de los inventarios actuales de combustible nuclear gastado. El SSR-W está diseñado para ser operado con plutonio con alto grado de impurezas, de modo que los complejos procesos actuales de reprocesado de combustible para producir plutonio con alta pureza ya no son necesarios. Esto es debido a que la mezcla de sal combustible dentro del reactor Moltex puede contener muchas especies químicas y elementos de fisión (empezando por lantánidos) además de plutonio. La separación de los lantánidos del plutonio complica los reprocesados y su presencia es inaceptable en los combustibles metálicos o basados en óxidos, puesto que degradan las propiedades físicas. Sin embargo, en forma de cloruros, los lantánidos y los actínidos tienen puntos de fusión similares y así cabe esperar mezclas eutécticas en sales combustibles basadas en cloruros. Así, la "contaminación" por lantánidos en el combustible nuclear del SSR-W es aceptable e incluso deseable (por razones de no proliferación).

El proceso WATSS transforma el combustible gastado CANDU en: (i) una aleación de uranio de baja actividad no generadora de calor que constituye un 98 % de la masa inicial del combustible, (ii) un deshecho de alta actividad y alta generación de calor que contiene los productos de fisión que constituye un 1 % de la masa inicial, y (iii) una sal combustible enriquecida en plutonio que constituye un 1 % de la masa inicial y que será almacenada para su posterior uso en el reactor SSR-W.

La tecnología se está desarrollando inicialmente para el reprocesamiento del combustible gastado procedente de la operación de CANDU, cerrando de este modo el ciclo de combustible para esa tecnología. El proceso puede adaptarse también a las tecnologías PWR, BWR y VVER con ligeras modificaciones.

El proceso WATSS es un sistema completo que produce sal combustible para el reactor SSR-W por medio de tecnologías de piropcesamiento. Este sistema es mucho más compacto en comparación con otras opciones de reprocesado de combustible nuclear actualmente en funcionamiento.

El proceso WATSS reprocesa el combustible gastado CANDU a través de 3 pasos:

1. **Descamisado químico:** la camisa de zirconio es retirada de los pines de los elementos combustibles por medios químicos. Este zirconio es sometido a procesos de fluoración y es reutilizado como sal refrigerante primaria en el SSR-W.
2. **Electroreducción:** los *pellets* extraídos de los pines en el paso anterior son fundidos en un electrolizador de sales a la vez que una corriente eléctrica es inyectada a la mezcla. En el proceso, el ánodo hace que los actínidos pesados y muchos de los lantánidos junto con los productos de fisión metálicos pasen al electrolito, produciendo una aleación fundida de uranio. Los productos de fisión como el cesio, estroncio o yodo se quedan en el electrolito.
3. **Extractor de sales:** la aleación de uranio es llevada a un reactor sobre el que se vierten sales de cloruro de potasio y cloruro de hierro para producir la sal combustible del SSR-W. El cloruro de hierro se intercambia por plutonio y actínidos pesados quedando los lantánidos restantes en la aleación de uranio. El proceso hace que la aleación residual esté lo suficientemente libre de actínidos de larga vida como para ser gestionada como residuo de actividad intermedia.

Los 3 pasos descritos son la base para la producción del primer núcleo del SSR-W partiendo de combustible gastado CANDU. Sin embargo, las capacidades del reprocesado del WATSS van más allá, siendo capaz de reprocesar de nuevo, el combustible gastado procedente del reactor SSR-W en un proceso similar al anterior en el que se incluyen 2 pasos adicionales:

4. **Corte mecánico:** este paso consiste en cortar los pines de los elementos combustibles del SSR-W (pines de acero inoxidable HT-9). El corte puede hacerse por medios mecánicos o por láser. La tecnología a utilizar es ampliamente conocida y aplicada a este caso.
5. **Reacción de reducción metalotérmica:** los productos de fisión y la aleación son separados de manera que puede reusarse para la producción de nuevo combustible para el SSR-W.

Este proceso de reciclaje del combustible CANDU reduce efectivamente los riesgos asociados a la vida del combusti-

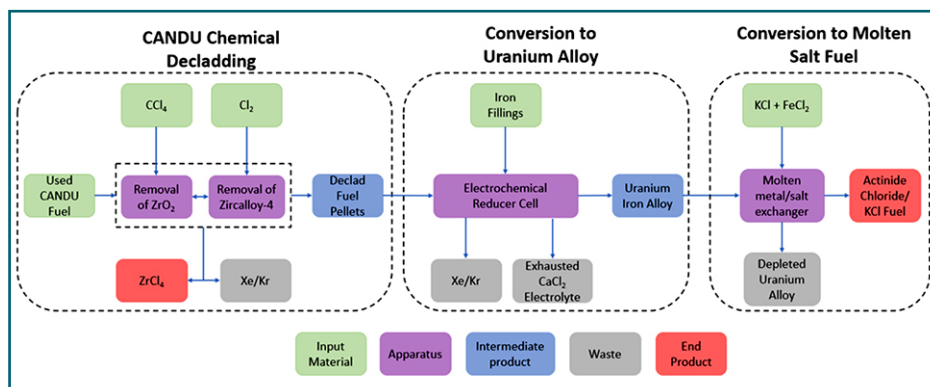


Figura 3. Etapas del reprocesado WATSS para la producción del primer núcleo.

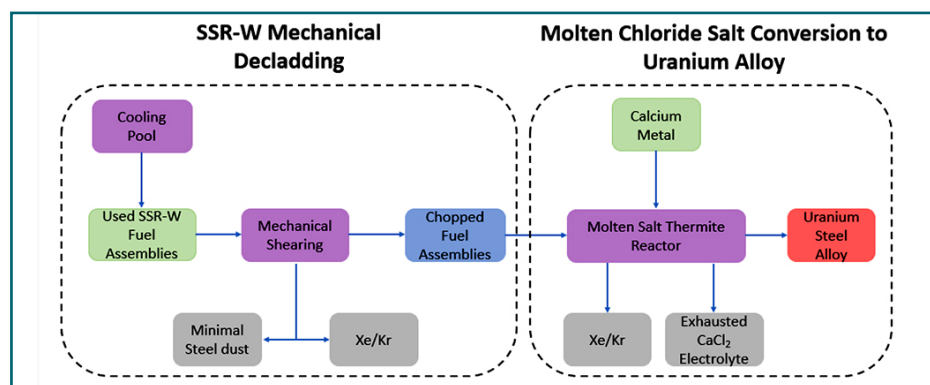


Figura 4. Etapas del reprocesado WATSS para el combustible gastado SSR-W.

ble nuclear gastado en 3 órdenes de magnitud. Esto significa que el electrolito con los productos de fisión tiene que ser confinado durante 300 años en vez de los 300000 iniciales.

## INVESTIGACION + DESARROLLO – PROYECTO ONWARD

Los pasos para el reprocesado propuesto han sido testados exitosamente por separado en diferentes laboratorios alrededor del mundo. Moltex lidera, con el apoyo de los *Canadian National Laboratories* (CNL, Chalk River), el llamado proyecto *Oxide Nuclear WASTE Reduction Demonstration* (ONWARD). El proyecto ONWARD es un paso clave en

cionados con la operación del electroreductor y el extractor de sales. Tras ello, y considerando los datos proporcionados por UNB, CNL diseñará y operará a pequeña escala el proceso completo utilizando combustible nuclear gastado, con el fin de validar el proceso completo.

## GRIDRESERVE®

El sistema Gridreserve® propuesto por Moltex hace viable la operación del reactor nuclear a plena carga en una red eléctrica basada en energías renovables.

El almacenamiento de energía no es posible con las bajas temperaturas, (aproximadamente 300° C) a las que trabajan

los actuales reactores de agua a presión, haciendo difícil la operación de los mismos en redes con baja demanda o con perfiles muy variables de oferta/demanda de energía. La planta SSR-W, además de poder funcionar a carga parcial, puede almacenar energía térmica procedente del reactor mediante el sistema Gridreserve® y convertirla en energía eléctrica durante periodos pico de demanda. El almacenamiento térmico puede utilizarse también como complemento a las energías renovables que son, por diseño, intermitentes, no predecibles y poco flexibles en

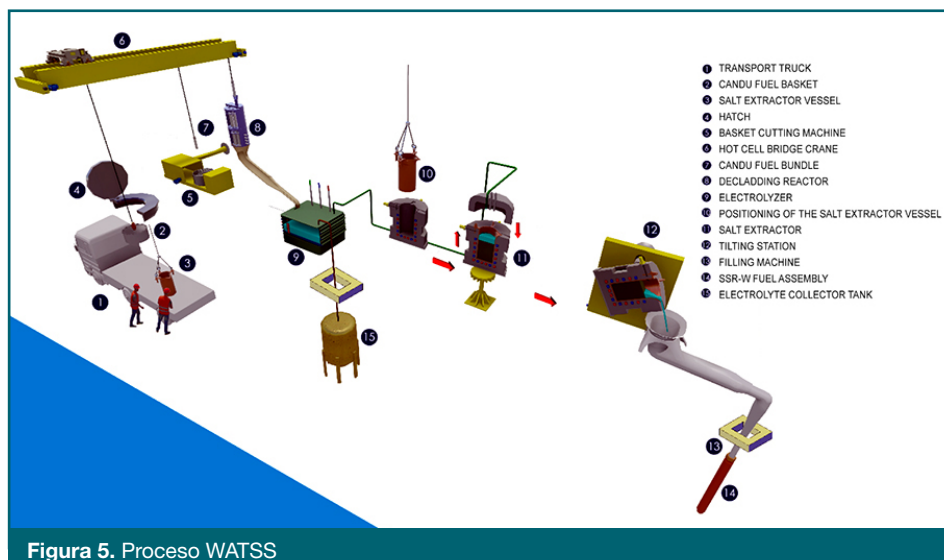


Figura 5. Proceso WATSS

su operación. Por ejemplo, la energía térmica almacenada puede utilizarse para la generación eléctrica durante las noches cuando las plantas fotovoltaicas no generan o durante periodos de baja producción eólica.

El sistema de almacenamiento de energía Gridreserve® de Moltex está constituido por un grupo de tanques calorífugados llenos de sales fundidas capaces de almacenar energía térmica. La mezcla de sales utilizada por este sistema es similar a la usada en las plantas solares de concentración. La mezcla, que es altamente estable, está constituida por nitratos de sodio y potasio. El calor generado por el reactor nuclear SSR-W puede almacenarse en los tanques durante 8-10 h a 550° C. Cada tanque será fabricado en acero inoxidable o acero al carbono, dependiendo de su temperatura de funcionamiento, y vendrá provisto de calentadores internos con el fin de mantener cierto umbral de temperatura evitando en todo momento la solidificación de las sales.

## ESTADO ACTUAL DEL PROYECTO

A finales de 2019, Moltex completó el envío de la documentación correspondiente a las 19 áreas a cubrir en la Revisión del Diseño para Tecnólogos (*Vendor Design Review*, VDR) Fase 1 para el diseño SSR-W300. La VDR es un asesoramiento ordenado en 3 fases, siendo la tercera de ellas opcional, que el regulador nuclear canadiense (*Canadian Nuclear Safety Commission*, CNSC) pone al servicio de los tecnólogos de SMR bajo petición. La VDR consiste en una revisión de alto nivel en la que se evalúa el diseño propuesto en base a los requisitos reguladores con el fin de evitar futuros problemas a la hora de licenciar el reactor (licencias de preparación del emplazamiento, construcción y operación). Las áreas a cubrir abarcan todas las características de diseño que las tecnologías noveles deben describir con un creciente nivel de detalle conforme avanzan en el proceso VDR. Las áreas a cubrir son:

- FA.1. Presentación general de la tecnología, medidas de defensa en profundidad, objetivos de seguridad y criterios de aceptación de dosis adoptados.
- FA.2. Clasificación de estructuras, sistemas y componentes.
- FA.3. Diseño del núcleo.
- FA.4. Diseño y cualificación del combustible.
- FA.5. Instrumentación y control.
- FA.6. Diseño de los sistemas de paro del reactor.
- FA.7. Diseño de los sistemas de refrigeración del núcleo y extracción de calor en emergencia.
- FA.8. Diseño de la contención y otras estructuras civiles importantes para la seguridad.
- FA.9. Sistemas de mitigación de accidentes base de diseño y condiciones extendidas.
- FA.10. Análisis de seguridad (probabilista y determinista) y análisis de riesgos internos y externos.
- FA.11. Diseño de la barrera de presión.
- FA.12. Diseño de los sistemas de protección contra incendios.
- FA.13. Diseño de los sistemas de radioprotección.
- FA.14. Diseño de los sistemas de prevención de criticidad fuera del núcleo.

FA.15. Robustez, seguridad y ciberseguridad y salvaguardias.

FA.16. Programa de investigación y desarrollo.

FA.17. Sistema de gestión para los procesos de diseño y para el aseguramiento de la calidad en el diseño y en el análisis de seguridad.

FA.18. Factores humanos.

FA.19. Diseño para el desmantelamiento.

Actualmente el diseño del SSR-W300 se encuentra entre la fase de diseño conceptual y la fase de ingeniería. Próximamente se iniciará la VDR2 con la CNSC.

Además de la activa participación del regulador canadiense CNSC, Moltex está colaborando con los Oak Ridge & Argonne National Laboratories y con la Universidad de Purdue a través del programa ARPA-E promovido por el Departamento de Energía (DoE).

## IDOM

En 2019 la empresa española IDOM Consulting, Engineering, Architecture SAU detectó el potencial de la tecnología Moltex y decidió invertir en el proyecto. La multimillonaria inversión permitió a Moltex expandir sus capacidades locales en New Brunswick y acelerar en el desarrollo del diseño y el prelicenciamiento a través de la VDR.

Los trabajos llevados a cabo hasta ahora, entre otros, incluyen:

- Soporte al licenciamiento de fase VDR1, incluyendo la elaboración de las áreas FA5, FA7, FA8, FA11, FA13 y FA19.
- Apoyo de ingeniería para la conclusión del diseño conceptual del reactor en las disciplinas de termohidráulica, fluidodinámica, mecánica, eléctrica, I&C, neutrónica, etc.
- Apoyo de ingeniería al diseño conceptual de la instalación WATSS en las disciplinas de proceso, mecánica, neutrónica, etc.

## CONCLUSIONES

El plan actual apunta a que el SSR-W FOAK puede estar construido para finales de la década de 2020 y un despliegue internacional de la tecnología sería posible para mediados de la década de 2030. En ese momento, muchas de las centrales nucleares occidentales habrán finalizado su vida útil y estarán listas para su desconexión definitiva, teniendo que asumir importantes gastos relacionados con la gestión del combustible gastado. Moltex propone una solución tecnológica capaz de mantener los niveles actuales de generación nuclear a la vez que reduce los riesgos y los costes económicos asociados a los inventarios de combustible gastado. La reducida superficie necesaria para la isla nuclear hace posible que en los actuales emplazamientos nucleares puedan convivir las actividades de desmantelamiento de los antiguos reactores y la nueva construcción y que incluso se puedan aprovechar algunas instalaciones como pueden ser las subestaciones o la isla de turbina al completo con ligeras modificaciones. ■