

TRATAMIENTO DEL AGUA Y DE LOS MATERIALES CONTAMINADOS, GENERADOS DURANTE EL CORTE DE BOQUILLAS CORRESPONDIENTES A EECC TIPO MTR.

**Ciávaro, M.¹, López, M.¹, Rosales, N.¹, Morales, P. A.¹, Iglesias, D.¹, Lenti, L.¹,
Huergo, E.¹, Orellano, R.¹**

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica.

RESUMEN

Durante el último trimestre del año 2000, se llevaron a cabo las tareas asociadas a la exportación de Elementos Combustibles (EECC) irradiados conteniendo Uranio de alto enriquecimiento, en el marco del programa de restitución de EECC irradiados tipo Material Testing Reactor (MTR).

Con el fin reducir la longitud de estos EECC e incluirlos en un blindaje, que luego conformaría el bulto de transporte, se emplearon 12 m³ de agua desmineralizada con el propósito de atenuar el campo de radiación emergente. Este volumen de agua, contaba con un sistema de recirculación provisto de un filtro mecánico y de un sistema de limpieza similar al utilizado en las piletas de natación.

Años más tarde, con motivo de reestablecer las condiciones originales en las cuales se encontraba la instalación y con la intención de concretar posteriormente el desmantelamiento de dicha instalación, se determinó desmontar y gestionar todos los equipos y sistemas empleados durante la ejecución del mencionado programa de restitución.

Para cumplir con el objetivo establecido, se desarrollaron las siguientes actividades:

- Tratamiento del agua empleada durante el corte de las boquillas de los EECC y liberación al medio, luego de reducir la concentración de actividad a niveles suficientemente bajos.
- Recolección y segregación de todos los residuos radiactivos generados, los cuales fueron almacenados en contenedores adecuados para su posterior caracterización.
- Clasificación de aquellos materiales contaminados que no admiten reutilización respecto de los que son factibles de reutilizar.
- Diseño y construcción de blindajes necesarios para acondicionar y almacenar los residuos sólidos no compactables alojados en la pileta.
- Diseño y construcción de herramientas empleadas para la limpieza y descontaminación de la pileta.

Debido a que todas las tareas mencionadas con anterioridad fueron previamente planificadas y la radioprotección correctamente optimizada, la contribución de la dosis efectiva recibida por los trabajadores debido a la ejecución de dicha práctica, no manifestó un incremento en la dosis esperable como consecuencia de la operación normal de toda la instalación.

¹ E-mail del Autor. ciavaro@cae.cnea.gov.ar

1. INTRODUCCIÓN

Los EECC tipo MTR empleados en el Reactor Argentino RA-3 estaban constituidos por componentes tales como:

- Boquilla
- 2 paredes laterales
- Placas combustibles internas
- 2 placas combustibles externas
- Placas guías externas e internas y topes del conjunto tenedor si se trata de un Elemento Combustible de Control (ECC).

Las placas combustibles que conformaban estos EECC estaban constituidas por un núcleo consistente en una fina dispersión de partículas de U_3O_8 con un elevado grado de enriquecimiento en el isótopo ^{235}U en una matriz continua de aluminio comercialmente puro. Referente al material que constituye el marco y las tapas de cada placa, conjuntamente con el resto de las partes estructurales, todas ellas se fabrican con una aleación de aluminio A9-6061.

Cabe destacar que el U_3O_8 empleado, además del polvo y la aleación de aluminio, presentan niveles máximos de impurezas. Estos niveles pueden alcanzar contenidos de cobalto hasta 3 ppm y 60 ppm para el polvo de uranio y el de aluminio respectivamente.

Estos EECC se encontraban almacenados en el Depósito Central de Material Fisionable Especial Irradiado (DCMFEI) emplazado en el predio del Área de Gestión Ezeiza (AGE). El DCMFEI consiste en un edificio cubierto que abarca una superficie de 10 m de ancho y 30 m de longitud, además posee 4 m de altura. En su interior, se encuentran dos baterías, la primera de ellas contiene 6 filas con 16 tubos cada fila mientras que la segunda posee 6 filas con 17 tubos, de esta manera totalizan 198 tubos los cuales contenían uno o dos EC cada uno de ellos.

Entre ambas baterías se instaló una pileta de acero inoxidable de 1m de ancho, 6m de longitud y 2,3 m de profundidad. Con el objeto de efectuar la manipulación y el posterior corte de los EECC se empleó agua desmineralizada para atenuar el intenso campo de radiación, logrando de esta manera reducir tanto como sea posible las dosis efectivas de los trabajadores. De esta manera, fue factible efectuar el corte de las boquillas de todos los Elementos Combustibles Normales (ECN) y el corte de ambos extremos de todos ECC.

Luego del corte de los 207 EECC a fines del año 2000, se obtuvo como resultado un volumen equivalente a 12 m³ de agua contaminada con productos de fisión debido a que algunos de estos EECC presentaban daños estructurales con un considerable grado de severidad. Adicionalmente, tal como se mencionó con anterioridad, se detectó una concentración de actividad considerable, producto de activación de las trazas de ^{59}Co contenidas en los polvos de uranio y aluminio. Debido a que los cortes efectuados en los EECC generaron virutas y fragmentos de piezas estructurales, si bien gran parte de los mismos fueron aspirados durante dichos cortes, cantidades significativas de ellos permanecieron depositados en la base de la pileta.

Considerando que durante toda la campaña el agua debía mantener óptimas condiciones de transparencia, se encontraba anexado a la pileta un sistema de recirculación dotado de un

filtro mecánico y un sistema de limpieza similar al utilizado en las piletas de natación. Durante el transcurso del año 2008, surge la necesidad de efectuar el desmantelamiento del DCMFEI y la reutilización de su infraestructura con otros fines. Para cumplir con el objetivo propuesto, fue necesario:

- Descontaminar el agua contenida en la pileta de corte de los EECC.
- Remoción de las virutas y fragmentos estructurales alojados en el fondo de la pileta.
- Efectuar la descontaminación superficial de las paredes de la pileta, hasta niveles compatibles con aquellos requeridos para el egreso de materiales de la zona controlada.
- Desmantelamiento de todos los componentes del sistema de recirculación y limpieza del agua empleados durante el programa de restitución de los EECC.
- Segregación de los residuos, con el consiguiente tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento de los mismos.

2. DESCRIPCIÓN DE LOS SISTEMAS

Para el proceso de extracción y primer filtrado del agua contenida en la pileta se empleó un filtro constituido por un lecho de 50 dm³ de arena y una bomba autocebante. Esta bomba permitía generar un caudal de 10 m³/h.

Durante el segundo proceso de descontaminación y recirculación se utilizó una bomba centrífuga que proveía un caudal de 5 m³/h regulable mediante un arreglo de válvulas y un sistema de limpieza similar al utilizado en las piletas de natación. Con el fin de reducir la concentración de actividad del líquido se adoptó el intercambio iónico como metodología a seguir, siendo el relleno seleccionado un mineral aluminosilicato microporoso, formado naturalmente en rocas volcánicas, comercialmente llamada zeolita.

Si bien ya se había comenzado con el proceso de descontaminación del agua, se requirió definir los métodos a emplear para luego eliminar los restos que permanecerían en la base de la pileta una vez extraída el agua de la misma. Con el fin de satisfacer este objetivo, se diseñaron y construyeron en el AGE herramientas con prolongaciones suficientes para minimizar las dosis que recibiría el personal. Adicionalmente se diseñaron y construyeron dos blindajes, el primero de ellos era de 3 cm de plomo mientras que el segundo se elaboró con hormigón de aproximadamente 7 cm de espesor. Ambos blindajes, desmontables entre sí, permitiría el retiro y traslado de las virutas y restos de EECC hasta el Depósito de Almacenamiento Interino de Fuentes y Residuos Radiactivos (DAIFRR) donde finalmente serían almacenados. En aquellas situaciones donde los riesgos de contaminación eran considerables, el mismo fue minimizado mediante el uso de mamelucos tipo Tyvek y máscaras tipo full face dotadas de filtros absolutos.

3. METODOLOGÍA APLICADA

A mediados de 2008, se comenzó realizando una evaluación de las condiciones de seguridad radiológica en que se deberían desarrollar las tareas de desmantelamiento y eventualmente determinar las medidas de protección radiológica a adoptar. Se efectuó un programa de monitoreo especial con el objeto de efectuar una investigación y determinar el grado de seguridad con que se realizarían las tareas, de modo de elaborar los procedimientos futuros de operación. Referente a los niveles de tasa de dosis equivalente ambiental, los mismos no superaban 4 $\mu\text{Sv/h}$, complementariamente se comprobó que los niveles de contaminación superficial arrastrables próximos a la pileta y los niveles de contaminación en aire eran inferiores a los límites de detección. Respecto al grado de contaminación del agua contenida en la pileta de corte de EECC, tal como se mencionó anteriormente, se encontraban concentraciones de ^{60}Co y ^{137}Cs que impedían la liberación controlada al medio. Las concentraciones de actividad detectadas a partir de una muestra tomada del líquido sobrenadante se enumeran en la tabla 1.

Tabla 1. Concentración de actividad de ^{60}Co y ^{137}Cs presentes en el agua de la pileta.

Nucleído	Concentración de actividad [Bq/l]
^{60}Co	510 ± 3
^{137}Cs	2070 ± 40

Se comenzó con el proceso de extracción y descontaminación del agua dividiéndolo en etapas. Cada una de estas etapas consistía primeramente en la extracción de un volumen determinado de líquido al mismo tiempo que era filtrado mediante un lecho de arena, logrando de esta manera una primera retención de partículas y fragmentos contaminados y/o activados. Posteriormente, el volumen resultante del primer filtrado se transfirió a una cisterna donde el líquido permanecía recirculando a través de un lecho de zeolita. Con el objeto de minimizar la generación de residuos radiactivos y aprovechando que los recipientes poseían un elevado grado de contaminación, se emplearon los mismos recipientes utilizados durante la campaña de restitución de los combustibles. Estos poseían 50 dm^3 de capacidad, si bien no garantizaban una buena eficiencia de intercambio iónico por su geometría, la baja eficiencia era compensada frente al hecho que durante su uso se evitaría generar nuevamente otros recipientes contaminados. Esta situación fue la que determinó el empleo de los mismos, a pesar de que sus geometrías no eran compatibles con un óptimo proceso de intercambio iónico.

Finalizando cada proceso de extracción de agua, se efectuaron nuevas mediciones de tasa de dosis a pelo del agua sobre una grilla de puntos a lo largo de toda la pileta, para definir posteriormente la viabilidad de retirar el último volumen de líquido. En todo momento, en función de los resultados de las mediciones, se evaluó el riesgo frente a la pérdida total del blindaje de agua necesario para efectuar la recolección de los restos de EECC.

Finalmente, evaluado el campo de radiación que se generaría sin el correspondiente blindaje de agua, se comprobó la viabilidad de efectuar la recolección de los restos contaminados, pero controlando cuidadosamente la exposición a la radiación por medios operativos en vez del blindaje. Este hecho permitió la extracción y descontaminación del agua vinculada a la

última etapa. Los volúmenes de agua sometidos a descontaminación presentaron valores de concentración de actividad suficientemente bajos, los cuales fueron compatibles con los niveles de actividad permisibles para su liberación al medio.

Una vez que se eliminó totalmente el agua de la pileta, se efectuó primeramente la recolección de virutas y fragmentos de EECC que contribuían mayoritariamente a la tasa de dosis. Este proceso se efectuó mediante el empleo de herramientas prolongadas diseñadas y construidas específicamente para esta tarea. Cabe aclarar, que en esta etapa los métodos empleados para el control de la exposición fueron de tipo operativos, controlando el tiempo involucrado y la distancia. Debido a la presencia de trozos de placas combustibles los cuales generaban una tasa de dosis de hasta 10 mSv/h a unos pocos centímetros de los mismos, fue necesario el diseño y construcción en el AGE de un blindaje exterior constituido por 7 cm de hormigón de geometría cilíndrica y otro interior de 3 cm de plomo de forma prismática, ambos desmontables. De esta manera fue posible extraer y descender exclusivamente el blindaje de plomo hasta la base de la pileta de manera segura. Una vez eliminado estos fragmentos e incluidos en el blindaje, este último fue retirado del interior de la pileta y posicionado dentro del blindaje de hormigón.

Finalmente, debido a la notable reducción del campo de radiación, el cual no superaba 150 μ Sv/h, se concluyó con la limpieza y descontaminación de la pileta mediante el descenso del personal. Cabe aclarar que durante estas tareas se emplearon los equipos y protecciones necesarios para reducir tanto como sea posible los riesgos de contaminación.

4. RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Finalizada cada etapa de descontaminación, se tomaron muestras representativas de cada una de ellas para su posterior caracterización. Tales valores de concentración de actividad alcanzados durante el tratamiento del agua previo a su liberación se detallan en la tabla 2.

Tabla 2. Concentración de actividad de radionucleídos presentes en el agua tratada.

Nucleído	Concentración de actividad [Bq/l]
⁶⁰ Co	30 ± 1
¹³⁷ Cs	10 ± 0,8
⁹⁰ Sr	117,8 ± 2,9
²³⁸ Pu	1,9 ± 0,13
²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu	0,4 ± 0,05
²³⁴ U	1,1 ± 0,05
²³⁵ U/ ²³⁶ U/ ²³⁸ U	0,22 ± 0,02
²⁴¹ Am	0,24 ± 0,08

Luego de definir un grupo crítico para evaluar su liberación y aplicar un modelo sencillo de estimación de dosis, se verificó que las dosis efectivas durante un año en el grupo crítico no

superarían 1 μSv . Por lo tanto, bajo estas condiciones, el volumen correspondiente a cada etapa fue liberada al Arroyo Aguirre previa autorización de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

Del volumen original presente en la pileta sólo 100 dm^3 no fueron factibles de descontaminación, por lo tanto fue incluido en un tambor de 0,2 m^3 y se encuentra actualmente almacenado en el AGE. Adicionalmente, durante el proceso de descontaminación se generaron residuos contaminados de bajo nivel y volúmenes de zeolita y arena los cuales serán sometidos a un proceso de caracterización. Los mismos se detallan en la tabla 3.

Tabla 3. Volumen de residuos radiactivos generados.

Residuos generados	Volumen [dm^3]
Líquidos acuosos	100
Sólidos compactables	100
Sólidos húmedos	100

Se concluyó con la tarea de desmantelamiento, siendo esta última la etapa durante la cual se originó la mayor cantidad de residuos compactables, de manera que los 100 dm^3 mencionados estaban constituidos por: válvulas plásticas, mangueras, filtros, papel, guantes de látex, etc.

Dado que el objetivo fue alcanzado satisfactoriamente logrando la eliminación del agua contaminada, se considera que es factible el empleo de zeolitas para efectuar procesos de descontaminación de líquidos acuosos contaminados, al menos con ^{137}Cs y ^{60}Co y con posibilidades de extrapolar esta metodología a otros casos de efluentes acuosos. Si bien este proceso fue realizado con un muy bajo costo, para operaciones futuras se debería rediseñar el recipiente que alberga la zeolita con el fin de aumentar la eficiencia de intercambio logrando un proceso más rápido y eficiente.

Desde el punto de vista radiológico, si se comparan las dosis equivalentes personales recibidas por el personal durante un año cualquiera respecto de los períodos durante los cuales se desarrollaron las tareas de descontaminación y desmantelamiento, no se percibe un incremento de dosis atribuible al desarrollo de dichas tareas.

Respecto a las dosis efectivas recibidas por los trabajadores, fueron tan bajas como razonablemente posibles de lograr, por lo tanto se considera que la radioprotección fue correctamente optimizada durante el diseño de la práctica.

5. REFERENCIAS

[1] IAEA. Technical Reports No. NW-T-1.8, Mobile Processing Systems for Radioactive Waste Management. Viena. Austria.