

# Implicancias radiológicas de la verificación de campañas de transferencia de elementos combustibles gastados

Díaz, G.D.; Pardo, L.A.; Llacer, C.D. y Villamayor, R.



# IMPLICANCIAS RADIOLÓGICAS DE LA VERIFICACIÓN DE CAMPAÑAS DE TRANSFERENCIA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS

Díaz, G.D.<sup>1</sup>; Pardo, L.A.<sup>1</sup>; Llacer, C.D.<sup>1</sup> y Villamayor, R.<sup>1</sup>

Autoridad Regulatoria Nuclear  
Argentina

## RESUMEN

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) tiene la función de regular y fiscalizar la actividad nuclear en los temas de seguridad radiológica y nuclear, protección física, salvaguardias y no proliferación nuclear.

La aplicación de salvaguardias para garantizar el uso pacífico de la energía nuclear consiste en un conjunto de procedimientos que tienen como finalidad asegurar que las actividades nucleares no sean desarrolladas con fines no autorizados y garantizar el cumplimiento de los compromisos internacionales de no proliferación asumidos por la República Argentina.

Con ese objetivo, la verificación de elementos combustibles irradiados es una de las actividades que la Subgerencia Control de las Salvaguardias de la ARN ha realizado por más de 20 años y que implica la exposición radiológica del personal involucrado en esas actividades.

Este trabajo analiza la verificación de inventarios de elementos combustibles irradiados en instalaciones argentinas y las transferencias entre instalaciones. Se discuten diferentes casos tales como verificación de inventarios de combustibles irradiados en reactores de potencia, reactores de investigación e instalaciones de almacenamiento. Asimismo se analizan las actividades de verificación de transferencias de combustibles irradiados entre distintas instalaciones, entre las que se destacan transferencias a almacenamientos en seco y transferencias entre depósitos húmedos en distintos tipos de instalaciones. En cada caso se analizan los requerimientos de salvaguardias y sus implicancias para la protección del personal radiológicamente expuesto. Se describen también las mejoras implementadas en la metodología de salvaguardias a lo largo de los años, especialmente el concepto de salvaguardias por diseño para instalaciones nuevas y cómo estas mejoras contribuyeron a minimizar el riesgo radiológico del personal involucrado en las actividades de verificación de materiales nucleares irradiados.

## 1. INTRODUCCIÓN

Dentro de las funciones regulatorias otorgadas por la Ley Argentina Nro. 24.804 y su Decreto Reglamentario Nro. 1.390, la Autoridad Regulatoria Nuclear es el organismo del estado responsable por la aplicación de salvaguardias en todas las instalaciones del territorio argentino, que utilicen materiales nucleares. La aplicación de estas medidas involucra conocer los procesos internos de las instalaciones, emplear sistemas que permitan contabilizar, controlar y verificar los materiales nucleares presentes en dichas instalaciones.

Además existen compromisos de no proliferación nuclear que la República Argentina ha contraído. En función de lo antedicho, las instalaciones con material nuclear están sujetas a inspecciones de salvaguardias nacionales realizadas por la ARN, e internacionales llevadas a

---

<sup>1</sup> [gdiaz@arn.gob.ar](mailto:gdiaz@arn.gob.ar), [lpardo@arn.gob.ar](mailto:lpardo@arn.gob.ar), [cllacer@arn.gob.ar](mailto:cllacer@arn.gob.ar), [RVillamayor@arn.gob.ar](mailto:RVillamayor@arn.gob.ar)

cabo por la Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares (ABACC) y el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y fiscalizadas por la ARN.

La República Argentina tiene un grado avanzado de desarrollo en su ciclo combustible, que se ve reflejado en la diversidad de instalaciones presentes en el territorio nacional, desde la obtención de uranio de pureza nuclear hasta la gestión del combustible gastado, este último punto es objeto del presente trabajo. El mismo abordará los aspectos relativos a la verificación de combustibles irradiados, ya sean utilizados en reactores de potencia o reactores de investigación, y el riesgo radiológico asociado a las actividades de verificación.

## **2. REQUISITOS TÉCNICOS DE VERIFICACIÓN**

Los requisitos de verificación de elementos combustibles irradiados varían según el tipo de instalación y el “valor estratégico” de los mismos. Estos “criterios” de verificación están descritos en documentos guía del Organismo Internacional de Energía Atómica<sup>1</sup> que establecen todas las actividades requeridas para garantizar en forma estadística que no se ha desviado material nuclear con propósitos desconocidos.

El ciclo de combustible de potencia de la República Argentina, tiene la particularidad de contar con dos tipos de centrales nucleares que poseen diferentes características, sin embargo desde el punto de vista de las salvaguardias, los enfoques de control se asemejan por tratarse de reactores con recarga en servicio. En estos reactores, el flujo de combustibles que se descarga a piletas es monitoreado por sistemas de medición de radiación (gama/neutrones) ubicados en puntos estratégicos y a continuación puestos bajo vigilancia óptica (cámaras). Los datos recabados por dichos sistemas son evaluados en forma trimestral, en oportunidad de inspecciones denominadas interinas. La frecuencia de estas inspecciones está relacionada con el objetivo de verificar el material nuclear de uso directo (Pu contenido en elementos combustibles irradiados). Adicionalmente, una vez por año es efectuada la toma de inventario físico de todo el material nuclear presente en la instalación, donde las actividades de verificación dependerán del correcto funcionamiento de los sistemas de contención y vigilancia instalados. Medidas adicionales deberán llevarse a cabo si el resultado de la evaluación de los sistemas de contención y vigilancia no fuera satisfactorio.

Para el caso del almacenamiento de combustibles de reactores de investigación, las actividades de salvaguardias se simplifican ya que el inventario de material nuclear es significativamente menor, y el acceso a los ítems conteniendo material nuclear es relativamente más sencillo. Sin embargo, al no estar bajo sistemas de vigilancia resulta necesaria la verificación de los elementos combustibles mediante técnicas no destructivas, como por ejemplo la medición de radiación gama.

## **3. CENTRALES NUCLEARES, DESCRIPCIÓN Y EVOLUCIÓN HISTÓRICA DE LA APLICACIÓN DE SALVAGUARDIAS**

### **3.1. Central Nuclear Embalse (CNE)**

La Central Nuclear Embalse es un reactor de potencia de recarga en servicio de tipo CANDU-6 de 648 MW de potencia eléctrica bruta. Utiliza combustible de uranio natural y agua pesada como refrigerante y moderador. Se encuentra en operación desde 1984.

Cada elemento combustible está compuesto por 37 barras activas y tiene una longitud de aproximadamente 50 cm. Después de dejar el núcleo, los combustibles son almacenados en piletas, luego de permanecer al menos 6 años para enfriamiento y decaimiento radiactivo están

en condiciones de ser transferidos a silos para su almacenamiento en seco (figura 1 y fotografía 1).

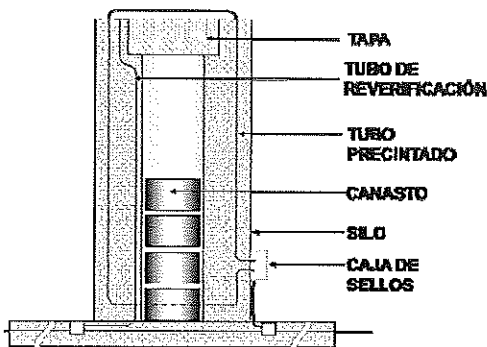
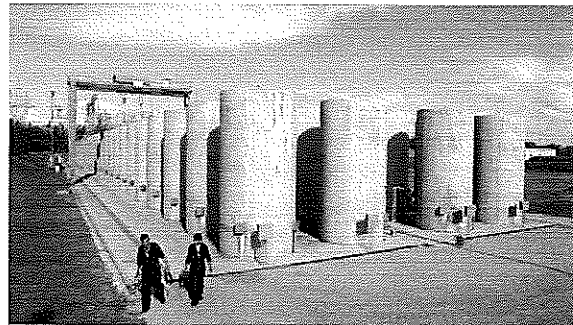


Figura 1. Esquema de silo



Fotografía 1. Vista general campo de silos

### 3.1.1. Enfoque de Control: Transferencia de EE CC de núcleo a piletas

Como fuera mencionado anteriormente, el monitoreo de las transferencias de ELEMENTOS COMBUSTIBLES entre el núcleo del reactor y las piletas de almacenamiento, es efectuada a través de un sistema de detectores gama y neutrones instalado frente al núcleo del reactor y en el canal de descarga. Una vez en piletas, quedan bajo vigilancia óptica para mantener la continuidad del conocimiento del material previamente verificado (CoK). La información recolectada es almacenada en servidores, a los que se accede durante las inspecciones de salvaguardias. Originalmente, estos servidores se encontraban dentro de la zona radiológicamente controlada (ZC), siendo la primera mejora desde el punto de vista radiológico, la reubicación de dichos servidores en una zona de acceso convencional.

### 3.1.2. Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados (ASECQ)

Con el objetivo de ampliar la capacidad de almacenamiento de elementos combustibles irradiados, se decidió la construcción de un sistema de almacenamiento en seco compuesto por silos.

Cada silo puede almacenar 9 canastos con 60 combustibles cada uno. Cada canasto es cargado bajo agua en la pileta de almacenamiento, transferido a una celda blindada donde es soldado y finalmente trasladado a un silo de almacenamiento.

La CNE, lleva a cabo campañas de transferencia de elementos combustibles gastados de pileta a silos desde el año 1993. Durante estas campañas los inspectores de ABACC, OIEA y ARN debían realizar actividades de verificación en el área de la pileta de almacenamiento tales como identificación visual y medición gama identificando el pico de Cs-137 (661 keV) en algunos combustibles seleccionados aleatoriamente y seguimiento visual del contenedor desde pileta hasta la celda de soldadura. Una vez que el canasto fuera soldado, los inspectores debían seguir el traslado del contenedor desde la celda de soldadura hasta el silo, verificar la descarga mediante medición gama y finalizar la transferencia, colocando precintos en la tapa del silo. Una vez concluida estas actividades y como medida de respaldo, se efectúa el perfil gama del silo completo (fingerprint).

Es de mencionar, que durante el proceso de llenado del silo, se debían aplicar sellos metálicos temporarios para mantener la CoK, cada vez que se colocara un canasto y retirarlos cada vez que se fuera a introducir uno nuevo, en consecuencia los inspectores debían acceder a la parte superior del silo al menos 17 veces.

Dichas transferencias, inicialmente, eran verificadas por 4 inspectores internacionales (2 de ABACC y 2 de OIEA) y 2 inspectores nacionales. A partir del año 1998, como resultado de una negociación multilateral, se logró reducir el esfuerzo de inspección a un inspector por agencia, mediante una reorganización de las tareas de verificación.

Actualmente, las Agencias de control y la ARN, han desarrollado un enfoque basado en el uso de tecnología para el seguimiento de las campañas ASECQ, denominado Sistema No Atendido o UMS (Unattended Monitoring System) (ver figura 2). La implementación de este sistema busca reducir el esfuerzo de inspección significativamente y en consecuencia la exposición radiológica del personal. Con la implementación del UMS no existe la necesidad de contar con inspectores permanentes, toda la transferencia es verificada por sistemas no atendidos y un esquema de inspecciones reducido, con los siguientes objetivos:

- Inspección inicial, para el montaje y chequeo del sistema antes de cada campaña de transferencia.
- Inspección final, para el desmontado del sistema una vez concluidas las transferencias.
- Una inspección interina cada 45 días y hasta tres inspecciones no anunciadas por campaña para verificar la información recolectada en los servidores, la integridad del sistema, aplicación de precintos, rubricación de detectores de radiación instalados en los silos y medición gama de los silos completos (fingerprint).

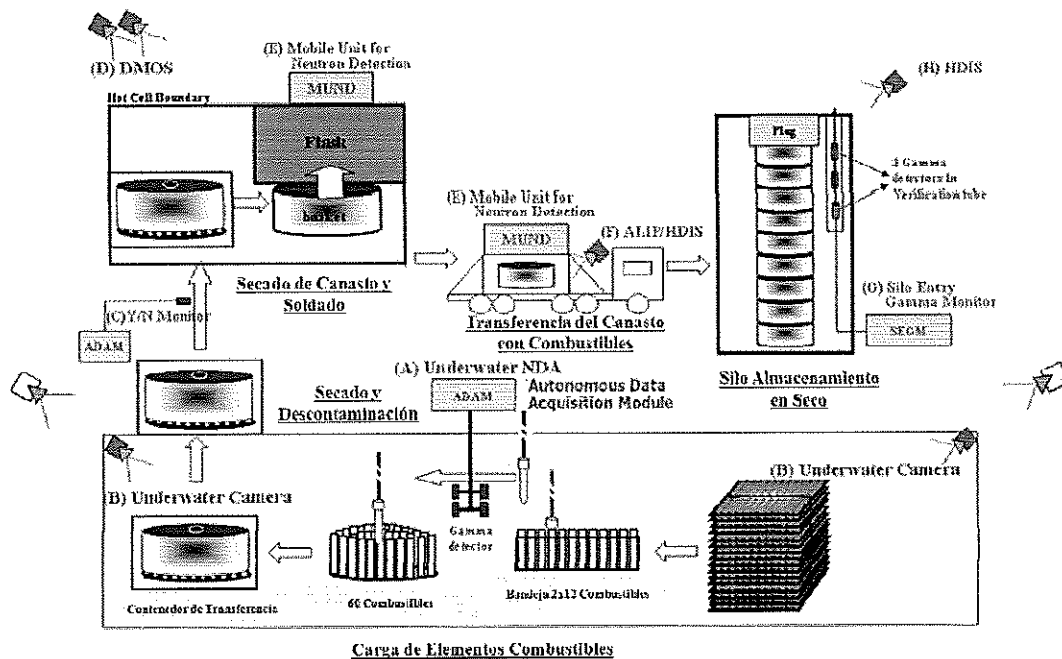


Figura 2. Esquema general del sistema UMS

El esfuerzo involucrado en la aplicación de salvaguardias en la CNE ha evolucionado con los años, disminuyendo los tiempos de permanencia de los inspectores y por consiguiente reduciendo el riesgo radiológico asociado. Un resumen de la evolución del esfuerzo de inspección para campañas ASECQ en la instalación es representado en la Tabla 1.

**Tabla 1.** Evolución del esfuerzo de inspección para campañas ASECQ

<b>Esfuerzo de inspección anual correspondiente a dos campañas de 90 días</b>			
	<b>1993-1998</b>	<b>1998-2014</b>	<b>2015-</b>
Inspectores permanentes	2 ABACC, 2 OIEA, 2 ARN	1 ABACC, 1 OIEA, 1 ARN	-
Actividades en Zona controlada - Piletas	Verificación Visual Mediciones Aplicación de sellos (contención y vigilancia) Había operaciones simultáneas => 6 inspectores todos los días	Verificación Visual Mediciones Aplicación de sellos (contención y vigilancia) No había operaciones simultáneas => 3 inspectores todos los días	- - - 3 inspectores hasta 12 días durante cada campaña (de 3 meses)
Transferencia a Silos	Acompañamiento de la transferencia y medición gama	Acompañamiento de la transferencia y medición gama	-
Silos	Aplicación de sellos (al menos 9 veces por silo) Retiro de sellos (al menos 8 veces por silo) Fingerprint	Aplicación de sellos (al menos 9 veces por silo) Retiro de sellos (al menos 8 veces por silo) Fingerprint	Aplicación de sellos (1 vez por silo) Reubicación de detectores cuando fuera necesario Fingerprint
Esfuerzo de inspección total por año (sólo campañas ASECQ)	555 d/h <sup>a</sup> (dos campañas de 3 meses c/u) Promedio 95-98	278 d/h (dos campañas de 3 meses c/u) Promedio 98/2014	< 72 d/h (dos campañas de 3 meses c/u)

<sup>a</sup> [d/h], unidad de medida del esfuerzo de inspección expresada en días/hombre.

### 3.2. Central Nuclear Juan Domingo Perón (Atucha I – CNA I)

La Central Nuclear Atucha I es un reactor de potencia de recarga en servicio de diseño Siemens-KWU de 363 MW de potencia eléctrica bruta. Utiliza combustible de uranio levemente enriquecido (0,85 % de concentración en el isótopo U-235) y agua pesada como refrigerante y moderador. Se encuentra en operación desde 1974, siendo la primera central nuclear puesta en servicio en América Latina.

Cada elemento combustible está compuesto por 37 barras activas y tiene una longitud aproximada de 5,3 m. Después de dejar el núcleo, los combustibles son almacenados en piletas

para enfriamiento y decaimiento radiactivo. A los fines de reducir el esfuerzo de verificación, las piletas se encuentran bajo vigilancia óptica mediante cámaras, que son revisadas cada 3 meses durante las inspecciones interinas de salvaguardias. Los servidores de las cámaras y del sistema contador de Elementos Combustibles Quemados, se encuentran ubicados en ZC junto a las piletas. Como es de práctica común dicho acceso debe ser coordinado a fin de contar con los permisos, el acompañamiento y los Elementos de Protección Personal (EPP) apropiados, incluido el control dosimétrico. Un esquema de la ubicación de los sistemas de salvaguardias de contención y vigilancia puede apreciarse en la figura 3.

Medidas de contención adicionales son aplicadas en la compuerta de grandes componentes, dentro de zona controlada, en donde hay aplicados sellos metálicos y TLDs. Estos sellos se reemplazan en cada inspección interina. A partir de 2014, se acordó realizar esta actividad sólo durante la Verificación de Inventario Físico (VIF) anual, reduciendo las actividades y el tiempo de permanencia en ZC durante las inspecciones.

Una observación importante, es que debido a que el almacenamiento de elementos combustibles en piletas se realiza en dos niveles, la verificación de los mismos en el nivel inferior, representa un desafío adicional. Para ello, se utiliza una cámara sumergible especialmente diseñada para ser utilizada en condiciones de presión y campos de radiación.

Está previsto trasladar los servidores de las cámaras de pileta y del sistema contador de combustibles fuera de zona controlada, lo que disminuiría la exposición radiológica de los inspectores de salvaguardias durante las inspecciones.

Por otra parte, la Central Nuclear Atucha I, esta construyendo un sistema de almacenamiento de elementos combustibles irradiados en seco, con un diseño conceptual diferente al implementado por CNE.

La ARN y el operador están trabajando en forma conjunta para garantizar la aplicabilidad de las medidas de salvaguardias en la etapa de diseño (SBD). Posteriormente se negociará, con las agencias internacionales, el desarrollo de un sistema no atendido para verificar las transferencias de los elementos combustibles al sistema de almacenamiento, que permita minimizar el esfuerzo de inspección y el riesgo radiológico asociado.

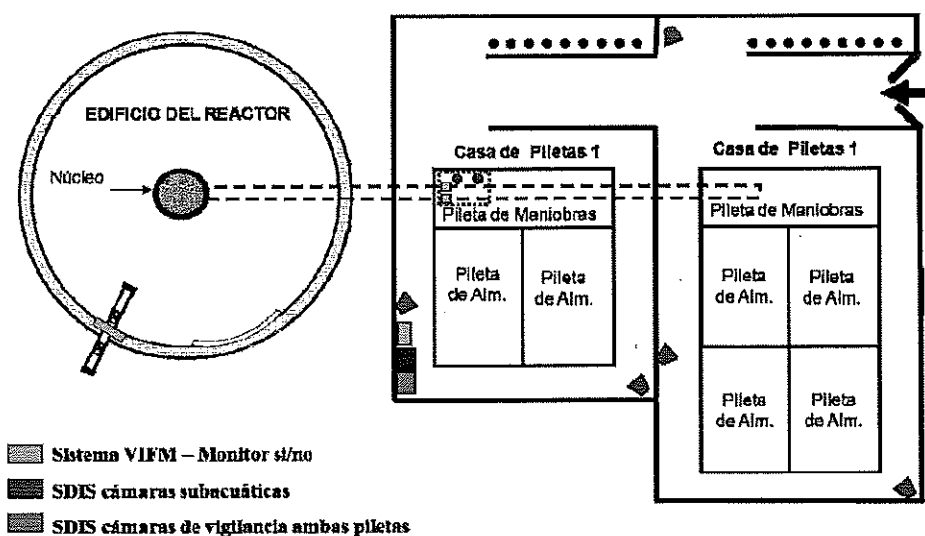


Figura 3. Esquema de ubicación de los sistemas de salvaguardias instalados en la CNA I



### 3.3. Central Nuclear Néstor Kirchner (Atucha II – CNA II)

La Central Nuclear Atucha II es un reactor de potencia de recarga en servicio de diseño Siemens-KWU de 745 MW de potencia eléctrica bruta. Utiliza combustible de uranio natural y agua pesada como refrigerante y moderador. Los elementos combustibles tienen características similares a los utilizados en la CNA I. Se encuentra en operación desde el año 2014.

Durante el proceso de licenciamiento de la Central Nuclear Atucha II, se ha llevado a cabo un análisis SBD, considerando la experiencia en CNA I. En base a este análisis, se ha eliminado la necesidad de ingreso a zona controlada para el retiro de información de servidores durante inspecciones rutinarias. Dichos servidores están fuera de zona controlada, ubicados en un edificio auxiliar. Además, a diferencia de la Central Nuclear Atucha I, los sellos aplicados a la compuerta de grandes componentes se encuentran por fuera del edificio del reactor, por lo que no es necesario el ingreso al mismo durante las inspecciones interinas.

Estas medidas permitieron reducir el esfuerzo de inspección de salvaguardias durante las inspecciones, además de reducir los riesgos radiológicos asociados. Un esquema de la ubicación de los sistemas de salvaguardias de contención y vigilancia puede apreciarse en la figura 4.

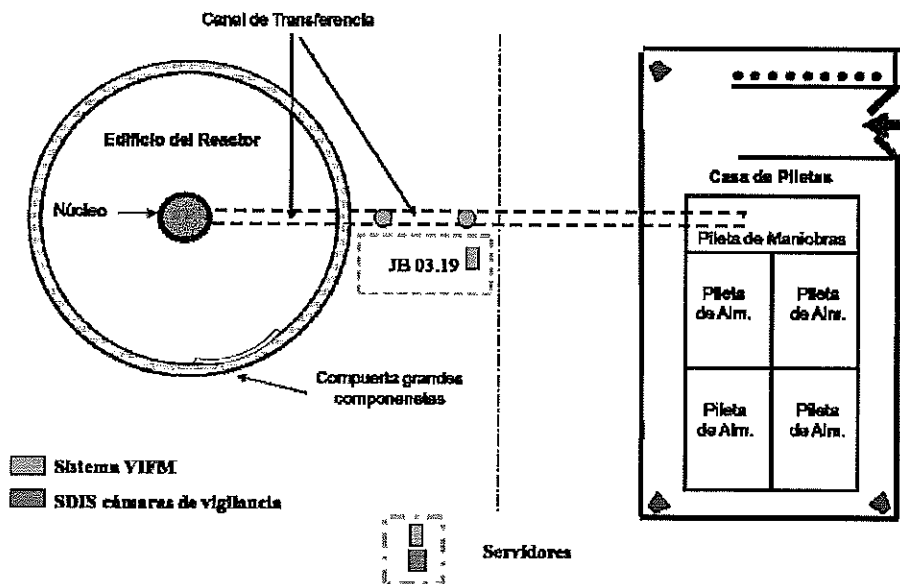


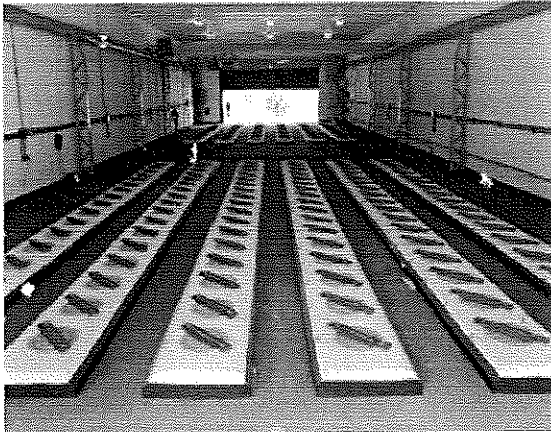
Figura 4. Esquema de ubicación de los sistemas de salvaguardias instalados en la CNA II

## 4. INSTALACIONES DE ALMACENAMIENTO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

El almacenamiento de elementos combustibles irradiados tipo MTR, es inicialmente realizado en pilatas de decaimiento dentro de las instalaciones del reactor y próximas al núcleo del mismo. Lo cual facilita la verificación de los mismos con fines de salvaguardias, que se efectúa mediante la visualización del efecto Cherenkov a través de la observación directa, utilizando de un sistema de filtros ópticos apropiado, minimizando en consecuencia las dosis del personal involucrado.

La capacidad de almacenamiento en las instalaciones de los reactores es limitada. Por ello facilidades han sido diseñadas y construidas para alojar dichos combustibles. Por ejemplo el Depósito Central de Material Fisionable Especial Irradiado (DCMFEI), con un concepto de almacenamiento en pozos con agua en circulación, cumpliendo la función de blindaje. Todos los pozos cuentan con un tapón de plomo recubierto en acero. (fotografía 2 y figura 5).

Campañas de transferencia de elementos combustibles en los reactores de producción de radioisótopos, son realizadas una o dos veces por año según necesidades operativas y con una duración aproximada de una semana.



Fotografía 2. DCMFEI

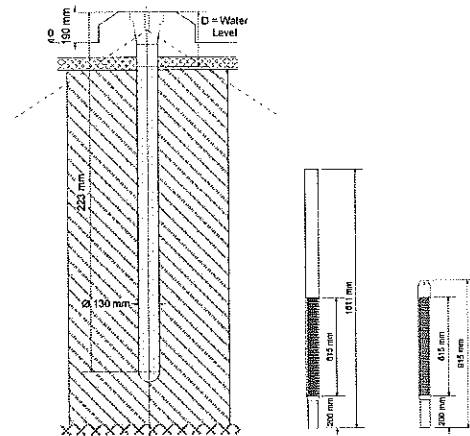


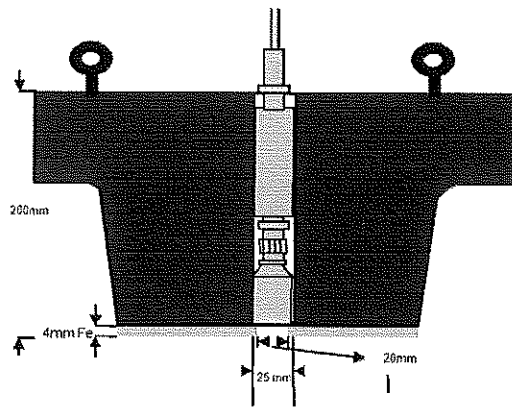
Figura 5. Esquema de pozo

Los criterios de salvaguardias para estas instalaciones, requieren el conteo de los ítems y la verificación por defectos groseros (presencia de material nuclear en el ítem), ya sea por detección de radiación gamma o visualización del efecto Cherenkov. Esta actividad debe ser realizada, sobre algunos seleccionados en forma aleatoria, al menos una vez por año.

Con el fin de reducir los esfuerzos de inspección y las dosis del personal involucrado en las actividades de salvaguardias se acordó, con la ABACC y el OIEA, implementar el concepto de ítems de difícil acceso en el año 1997. Para ello, los elementos combustibles gastados eran mantenidos bajo un sistema de contención dual (precintado con fibra óptica más un precinto metálico), que requería la verificación del combustible en la pileta del reactor, el acompañamiento de la transferencia (con el objetivo de mantener la continuidad del conocimiento) y finalmente la aplicación del sistema de contención dual mencionado. Adicionalmente es necesario efectuar la reverificación mediante conteo y ensayos no destructivos sobre algún ítem aleatoriamente seleccionado, una vez cada cuatro años.

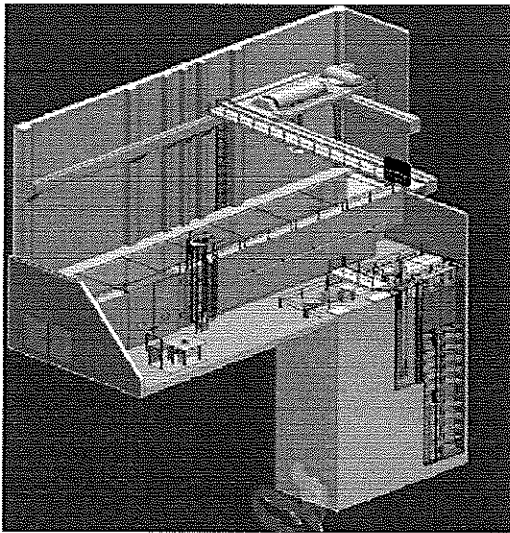
Esta tarea presenta algunos problemas ya que los elementos combustibles gastados no siempre son visibles, debido a la turbidez del agua, tornando el conteo de los ítems bastante dificultoso. Por otra parte, la verificación introduciendo detectores involucra altas dosis cuando el pozo permanece abierto.

Se han presentado metodologías que evitan la verificación visual de los elementos combustibles. Se adaptó uno de los tapones, de forma tal de introducir un detector de CzTd de 500 mm<sup>3</sup> dentro del mismo, con una colimación adecuada para que el detector reciba radiación solo desde el pozo a ser medido. Este procedimiento permite identificar la presencia de uno o dos combustibles según su nivel de radiación y medir un perfil gama característico del ítem verificado (figura 6).

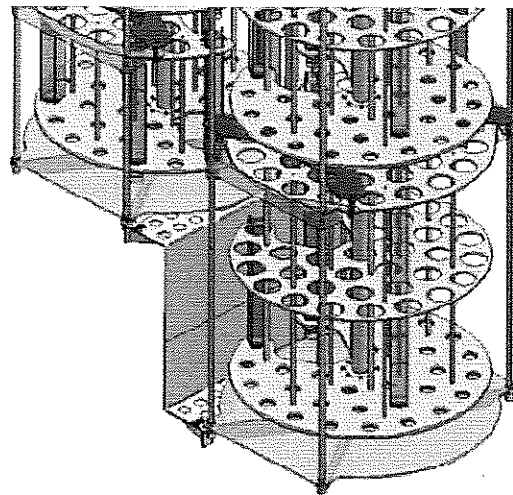


**Figura 6.** Esquema de Tapón adaptado con detector

Durante el año 2014 entro en operación una instalación para el almacenamiento de combustibles irradiados (FACIRI), con un concepto diferente de almacenamiento, que si bien es en vía húmeda, utiliza canastos en vez de pozos (ver figuras 7 y 8). Esta instalación permite realizar la verificación, ya sea visual o mediante detectores de radiación bajo agua. Para ello, en el marco de análisis de Salvaguardias por Diseño, la ARN, en cooperación con el operador de la instalación, se llevó a cabo modificaciones al diseño de la planta para efectuar la verificación de los materiales nucleares de forma menos intrusiva y reduciendo los riesgos de exposición de los inspectores de salvaguardias. Estas medidas incluyen el uso de cámaras de video en forma común con el operador y el montaje de un conducto estanco en la pileta de maniobras, el que permite la introducción de un detector de radiación en forma segura.



**Figura 7.** Esquema general de la instalación



**Figura 8.** Detalle canastos

## 5. CONCLUSIONES

La aplicación de salvaguardias en instalaciones que manejan combustibles irradiados ha evolucionado a través del tiempo. En sus orígenes, se encontró condicionada por la

preexistencia de instalaciones en las cuales los requisitos de salvaguardias no fueron tenidos en cuenta durante la etapa de diseño, implicando un elevado esfuerzo en las tareas de verificación y por consiguiente mayor riesgo radiológico.

La aplicación de tecnología, el cambio de los enfoques de control y procedimientos aplicados a las instalaciones han reducido la necesidad de presencia física de los inspectores, en alguna de las actividades de control. Estas mejoras, muestran el compromiso de la ARN con la seguridad radiológica, introduciendo el concepto ALARA (As Low As Reasonably Achievable), minimizando en consecuencia las dosis del personal involucrado en las actividades de control de las salvaguardias.

Finalmente, concepto de Salvaguardias por Diseño, que fomenta la interacción temprana con los actores involucrados en el diseño de las nuevas instalaciones, permite optimizar las características del proyecto y los parámetros de proceso para asegurar que las obligaciones de salvaguardias puedan cumplirse, reduciendo los costos y el impacto en las operaciones normales de planta, disminuyendo significativamente los riesgos radiológicos asociados a las actividades de verificación de los materiales nucleares.

## 6. REFERENCIAS

1. "IAEA Safeguards Criteria", IAEA, Edición 2009.
2. ABACC, IAEA, CNSC, "UMS Overview", *Workshop sobre el Sistema Integrado para el Monitoreo No Atendido (VIFM-UMS)*, Rio de Janeiro, República Federativa del Brasil, 2011.
3. Novara O., "CNEA's Experience in Handling and Storing Irradiated Fuel From Research Reactors", *Technical Meeting on Lessons Learned in Spent Fuel Management*, Vienna, Austria, 8-10 July 2014.
4. Diaz G., Pardo L., Ferro J., Llacer C., Cristallini O., Renha G., "Verification of Spent Fuel Assemblies (MTR) in Storage Facilities", *Institute of Nuclear Materials Management 52nd Annual Meeting*, USA, 2011.
5. Flores M., Furriel M., Novara O., Ratner M., Rojas Luppi V., Taboada N., "Start-Up of a New Storage Facility for Spent Fuel From Research Reactors at CNEA", *Technical Meeting on Lessons Learned in Spent Fuel Management*, Vienna, Austria, 8-10 July 2014.



## Implicancias radiológicas de la verificación de campañas de transferencia de elementos combustibles gastados

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA

LA APLICACIÓN DE SALVAGUARDIAS PARA GARANTIZAR EL USO PACÍFICO DE LA ENERGÍA NUCLEAR CONSISTE EN UN CONJUNTO DE PROCEDIMIENTOS QUE TIENEN COMO FINALIDAD ASEGURAR QUE LAS ACTIVIDADES NUCLEARES NO SEAN DESARROLLADAS CON FINES NO AUTORIZADOS Y GARANTIZAR EL CUMPLIMIENTO DE LOS COMPROMISOS INTERNACIONALES DE NO PROLIFERACIÓN ASUMIDOS POR LA REPÚBLICA ARGENTINA.

LA EXPOSICIÓN RADIOLÓGICA EN LA VERIFICACIÓN DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES IRRADIADOS, PUEDE SER MINIMIZADA MEDIANTE EL USO DE DESARROLLOS TECNOLÓGICOS EN EL DISEÑO DE LOS ENFOQUES DE CONTROL.

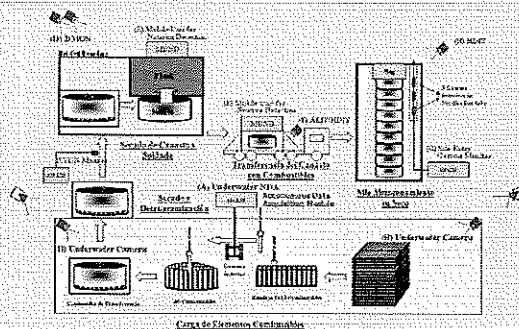
### CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

#### Enfoque de verificación de las Transferencia EECC de Reactor a Piletas de Almacenamiento

► Detectores para la descarga del combustible del núcleo y vigilancia óptica de las piletas de almacenamiento (evita la presencia de inspectores y actividades de reverificación en piletas).

#### Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados

► Sistema de monitoreo no atendido para la verificación de transferencias de piletas de almacenamiento a silos (no requiere presencia de inspectores permanentes durante estas actividades, implica una significativa reducción del esfuerzo de Inspección).

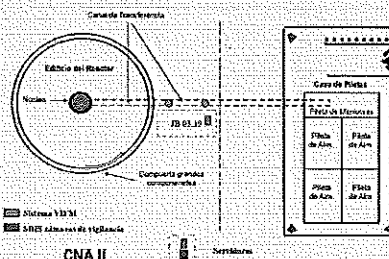
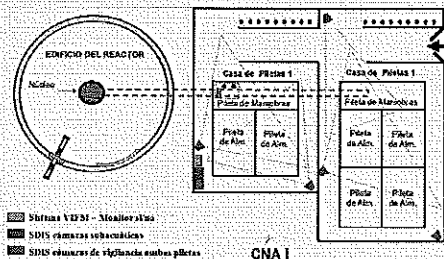


### CENTRAL NUCLEAR PRESIDENTE JUAN DOMINGO PERÓN (CNA I) Y CENTRAL NUCLEAR PRESIDENTE DR. NÉSTOR CARLOS KIRCHNER (CNA II)

#### Enfoque de verificación de las Transferencia EECC de Reactor a Piletas de Almacenamiento

► Detectores para la descarga del combustible del núcleo y vigilancia óptica de las piletas de almacenamiento (evita la presencia de inspectores y actividades de reverificación en piletas).

► En base a la experiencia en la aplicación de medidas de salvaguardias en la CNA I y un análisis de Salvaguardias por Diseño (SDD), la CNA II tiene un concepto diferente en las medidas de control implementadas, como ser reubicación de detectores y de servidores (minimizan la necesidad de ingresar a zona controlada durante las inspecciones de salvaguardias).



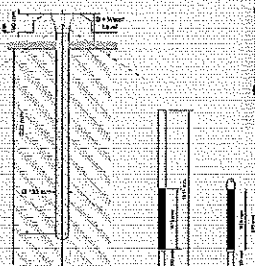
### INSTALACIONES DE ALMACENAMIENTO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

#### Reactores de Investigación y producción de radioisótopos

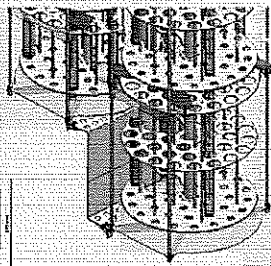
► La verificación de los materiales nucleares es más simple que en los reactores de potencia y el inventario de material nuclear es menor.

#### Facilidades de Almacenamiento de elementos combustibles irradiados

► Actualmente hay en operación dos instalaciones para el almacenamiento de elementos combustibles irradiados, con conceptos de almacenamiento diferentes. El Depósito Central de Material fisilable Especial Irradiado (DCMFEI) y la Facultad de Almacenamiento de Combustibles Irradiados de Reactores de Investigación (FACIRI). En esta última, fueron introducidos conceptos de Salvaguardias por Diseño, que han logrado reducir las actividades de verificación y los niveles de exposición de los inspectores. Entre estas medidas se pueden mencionar, la utilización de cámaras de video y facilidades estancas para la utilización de detectores de radiación.



DCMFEI



FACIRI

### CONCLUSIONES

□ En sus orígenes, la aplicación de salvaguardias, estaba condicionada por la preexistencia de instalaciones en las cuales los requisitos de salvaguardias no fueron tenidos en cuenta durante la etapa de diseño, implicando elevado esfuerzo en las tareas de verificación y por consiguiente mayor riesgo radiológico.

□ La aplicación de tecnología, el cambio de los enfoques de control y procedimientos aplicados a las instalaciones han reducido la necesidad de presencia física de los inspectores y minimizando en consecuencia las dosis del personal involucrado en las verificaciones de salvaguardias.

□ El concepto de Salvaguardias por Diseño, permite introducir mejoras en la etapa temprana del diseño de nuevas instalaciones, reducir el impacto en las operaciones normales de planta, el esfuerzo de inspección y por consiguiente los riesgos radiológicos asociados a las actividades de verificación de los materiales nucleares.

