

Controles de inspecciones en las instalaciones del CCN

Rentería, E.; Núñez, P.; Saavedra, A.; Segato, A. y Fruttero, N.

Presentado en: Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear – AATN.
Buenos Aires, Argentina, 30 de noviembre al 4 de diciembre de 2015

CONTROLES DE INSPECCIONES EN LAS INSTALACIONES DEL CCN

Rentería, E., Nuñez, M., Saavedra, A., Segato, A. y Fruttero, N.

Autoridad Regulatoria Nuclear.

Resumen

En las instalaciones del Ciclo de Combustible Nuclear (CCN) se manipulan distintos compuestos de uranio, los que se almacenan y procesan siguiendo normas y estándares de seguridad. El principal riesgo del uranio natural es el de contaminación interna por lo que es importante controlar la incorporación de este radionucleídos al organismo.

En el caso de los trabajadores se debe reducir la posibilidad de inhalación, por lo que hay que garantizar que las condiciones de las áreas de trabajo sean las necesarias para minimizar la citada incorporación.

Para verificar que las instalaciones mantienen los lugares de trabajo en condiciones adecuadas, el personal de la Subgerencia Control de Instalaciones Clase I y del Ciclo de Combustible realiza controles e inspecciones de verificación y monitoreo.

En este trabajo se describen los compuestos de uranio y se detallan los monitoreos de área que se realizan, los que incluyen muestreos, mediciones de aire y superficie, y el análisis y la comparación con los registros operativos de las instalaciones, las que deben mantener los niveles de DAC (concentración derivada en aire) por debajo de la centésima fracción.

Además, se mencionan las técnicas de calibración de equipos, cálculos de límites de detección, métodos y procedimientos, y se muestran los resultados obtenidos y las conclusiones asociadas.

1. INTRODUCCIÓN

En Argentina, la Ley Nacional de la Actividad Nuclear asigna a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) las funciones de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en lo referente a la protección radiológica, la seguridad nuclear, las salvaguardias y la protección física.

La ARN tiene como objetivo establecer, desarrollar y aplicar un régimen regulatorio para todas las actividades nucleares que se realicen en la República Argentina; y debe verificar que las actividades se desarrollen cumpliendo la normativa de seguridad radiológica y nuclear vigente.

El Ciclo de Combustible Nuclear en la República Argentina incluye la actividad minera, las operaciones de procesamiento y purificación de Uranio, la fabricación del combustible nuclear y la operación de los reactores de potencia y de investigación, producción de radioisótopos, desarrollo y docencia, y un grupo de instalaciones menores a través de las cuales se realiza investigación, desarrollo, análisis y evaluaciones para las distintas etapas de este ciclo.

La ARN actúa como entidad autárquica en la jurisdicción de la Presidencia de la Nación y tiene a su cargo las funciones de regulación y fiscalización de la actividad nuclear, licenciamiento y fiscalización de instalaciones nucleares y salvaguardias internacionales y además asesorar al Poder Ejecutivo nacional en las materias de su competencia.

Las funciones de la ARN son las de dictar normas regulatorias sobre seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias, protección física y transporte de material radiactivo; otorgar, suspender y revocar tanto licencias de construcción y operación como permisos o autorizaciones; realizar inspecciones y evaluaciones regulatorias; y proteger la información restringida con el fin de asegurar la debida preservación de secretos tecnológicos, comerciales o industriales y la adecuada aplicación de salvaguardias y medidas de protección física.

En las instalaciones que procesan o almacenan uranio, éste material se puede encontrar diferentes cantidades y en distintas formas físicas y químicas y en distintos enriquecimientos. El principal riesgo del uranio en las instalaciones del CNN, excluyendo los reactores, es su incorporación al organismo ya que por tratarse de un metal pesado hay que tener en cuenta su radio toxicidad.

Las condiciones en las que se pueden encontrar los compuestos de uranio definen los tipos de monitoreo que se realizan en cada instalación los que incluyen muestreos y mediciones de aire y superficie, y el análisis y la comparación con los registros operativos de las instalaciones. Las técnicas de calibración de equipos, cálculos de límites de detección, métodos y procedimientos, y los resultados obtenidos por los operadores son evaluados y comparados con los obtenidos por la subgerencia de Instalaciones Clase I y Ciclo de Combustible Nuclear.

2. CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

Se define al Ciclo de Combustible Nuclear (CCN) como el conjunto de todas las operaciones asociadas con la producción de energía nucleoelectrónica, que incluyen:

- Minería del uranio
- Concentración del mineral
- Procesamiento y/o enriquecimiento del uranio
- Fabricación del combustible nuclear
- Operación de las Centrales Nucleares
- Operación de Reactores de Investigación
- Producción de radioisótopos
- Reprocesamiento del combustible nuclear
- Investigación y desarrollo
- Gestión de residuos.

En Argentina las instalaciones que forman parte del CCN son las tres centrales nucleares en operación, seis reactores de investigación, desarrollo, docencia y producción de radioisótopos y facilidades críticas, seis plantas de conversión y fabricación de combustibles, tres depósitos de material nuclear, ocho complejos mineros fabriles, un mock-up de enriquecimiento, catorce instalaciones de

investigación, desarrollo, medición y análisis; e Instalaciones de gestión y disposición de residuos

En la Argentina tenemos 2 líneas del Ciclo de Combustible Nuclear, una de uranio natural (0,711 % en U 235) o levemente enriquecido (0,85 %) dedicada al abastecimiento de los reactores nucleares de potencia y otra de uranio enriquecido al 20 % destinada a la investigación, desarrollo, docencia y producción de radioisótopos.

3. COMPUESTOS DE URANIO

El uranio es una mezcla de tres isótopos: ^{234}U , ^{235}U y ^{238}U , donde el ^{235}U se encuentra en una proporción menor al 1 %. Está localizado principalmente en la corteza terrestre, donde la concentración promedio es 4 ppm (partes por millón). El contenido total en la corteza terrestre hasta la profundidad de 25 Km se calcula en aproximadamente 1000 Kg.

De todos los isótopos del uranio, sólo el U-235 tiene las características necesarias para mantener la reacción en cadena que es esencial para la fisión nuclear útil. El uranio enriquecido se refiere a un producto procesado del mineral de uranio natural, que por alguna técnica fue enriquecido en el isótopo uranio 235 (U-235).

El uranio empobrecido del isótopo fisionable ^{235}U se emplea en el blindaje de los contenedores para almacenamiento y transporte de materiales radiactivos.

Algunos compuestos de uranio son los siguientes: (UF_6) Hexafluoruro de uranio; (UO_2) Dióxido de uranio; (UO_3) Trióxido de uranio; (UF_4) Tetrafluoruro de uranio; (UO_2F_2) Fluoruro de uranio; ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$), Nitrato de uranio, entre otros y también se puede encontrar como uranio metálico.

4. RIESGOS ASOCIADOS – VALORES DE REFERENCIA

En el caso de isótopos de uranio, además de la toxicidad química hay que considerar el riesgo radiológico del elemento.

La recomendación de la ICPR es establecer un límite máximo diario de incorporación por vía inhalatoria de 2,5 mg de compuesto soluble de uranio, sin tener en cuenta la composición isotópica. Para una exposición de trabajadores de la industria nuclear, la resolución 295/03 recomienda una concentración máxima permisible ponderada en el tiempo (CMP) de 0,2 mg/m³ y una concentración máxima permisible para cortos periodos de tiempo (CMP- CPT) de 0,6 mg/m³ para 15 minutos de exposición

Para una respiración normal de 1,2 m³/hora, una concentración en aire de 0,2 mg/m³ corresponde con una incorporación promedio de 2 mg de uranio por día. Si se considera, por ejemplo, una incorporación diaria de 2 mg correspondería a una incorporación de 30 Bq de ²³⁸U por día, o su equivalente de 104 Bq anuales. Este valor es menor que el Límite Anual de Incorporación (ALI) correspondiente a este isótopo para compuestos de uranio solubles. De aquí surge que para uranio natural solubles, los límites de incorporación más restrictivos se basan en la toxicidad química del elemento. En cambio para uranio natural insoluble o uranio con alto enriquecimiento las condiciones radiológicas son más limitantes.

5. CONTAMINACIÓN INTERNA

En la evaluación del riesgo radiológico y toxicológico por incorporación de uranio es necesario tener en cuenta:

- La vía de entrada del nucleído
- La forma química del compuesto de uranio
- El grado de enriquecimiento isotópico

Las posibles vías de entrada del uranio al organismo son:

- Inhalación a través del tracto respiratorio

- Por ingestión a través del tracto gastrointestinal
- A través de la piel sana o por piel lesionada por heridas o quemaduras.

La vía inhalatoria es la que se considera como más probable para incorporación de uranio en el medio laboral y es necesario tener en cuenta en el control rutinario de los trabajadores.

La incorporación de uranio por ingestión generalmente está relacionada con situaciones accidentales.

La vía de entrada es un elemento importante a tener en cuenta en la toxicidad del uranio, ya que determina la fracción que es incorporada sistémicamente y las posibles alteraciones locales en los sitios de entrada.

La fracción de uranio incorporado que llega al líquido extracelular o compartimento de transferencia depende en gran medida de la vía de entrada y la forma química del compuesto, ya que esta última está relacionada con la solubilidad del mismo en los fluidos biológicos.

Si la vía de entrada es la oral, la fracción del total incorporado que pasa a ser incorporada sistémicamente se designa como f_1 .

La publicación ICRP N°68 adjudica valores de $f_1=0,02$ para compuestos de uranio inorgánicos solubles en agua (uranio hexavalente), y $f_1=0,002$ para compuestos relativamente insolubles como UF_4 , UO_2 y U_3O_8 , en los cuales el uranio es usualmente tetravalente. El resto del uranio, que no es incorporado sistémicamente, es excretado por heces.

Cuando la vía de entrada es inhalatoria, el modelo del tracto respiratorio humano propuesto por el ICRP 66 clasifica los compuestos en tres Tipos: F (Fast), M (Moderate) y S (Slow). Estas tres clasificaciones se diferencian por su mayor o menor velocidad de pasaje a la sangre desde el tracto respiratorio. Se considera Tipo F, (muy transferibles) los compuestos muy solubles en los fluidos biológicos y de periodos de transferencia menores a 10 minutos. Tipo M (medianamente transferibles) a aquellos con periodos de transferencia desde el pulmón a la sangre de entre 10 y 100 días, y a los Tipo S (poco transferibles) con periodos mayores a 1000 días.

La fracción de uranio incorporado por vía inhalatoria que llega al líquido extracelular depende del tamaño aerodinámico de las partículas inhaladas, (AMAD o mediana del diámetro aerodinámico de actividad), porque determina el porcentaje del aerosol que se deposita en cada una de las diferentes regiones

anatómicas del tracto respiratorio, donde partículas de diámetro más grande se depositan en mayor porcentaje en la región extratorácica, mientras que las de menor diámetro llegan más fácilmente a la región bronquial.

Además dependen de la solubilidad del compuesto porque determina su velocidad de pasaje al compartimiento de transferencia (Tipo F; M; S) en líquidos biológicos.

De todos modos, para la evaluación y diseño del sistema de monitoreo se estima que los compuestos de uranio son insolubles y de este modo se establece un sistema más conservativo con el fin de asegurar una mayor protección de los trabajadores.

6. CONDICIONES DE LAS AREAS DE TRABAJO

En el control ocupacional de la contaminación interna, se define un límite secundario de utilidad práctica para el diseño de la instalación y para el control de las condiciones de trabajo. Es el límite anual de incorporación (ALI).

Se denomina ALI a la actividad de un radionucleídos en una dada forma físico-química, que incorporada por el trabajador en un año resulta en una dosis efectiva comprometida a 50 años igual al límite anual propuesto.

Además se define concentración derivada en aire (DAC)

Es un límite derivado del uso corriente, se define como la concentración de un radionucleídos en el aire de un ambiente de trabajo, tal que si un trabajador permanece 2000 horas al año en ese lugar, incorpora un ALI.

7. MONITOREOS DE AREA EN LA INSTALACIONES

Los programas de Radioprotección deben ser establecidos para llevar a cabo un monitoreo rutinario del área de trabajo. Se debe controlar periódicamente las

condiciones del aire y de las superficies de los distintos sectores de la instalación a fin de asegurar que las áreas de trabajo se encuentren limpias o, si fuera necesario, tener las herramientas para definir las medidas de protección personal a utilizar.

Hay áreas limitadas en una planta de fabricación de combustible de uranio donde se requieren medidas específicas para controlar la exposición externa. Normalmente, estos serán las áreas donde el uranio se almacena a granel. Sin embargo, debe tenerse en cuenta que el procesamiento de uranio reciclado requerirá medidas mucho más amplias para controlar la exposición externa.

Hay que tener en cuenta que existen otras fuentes radiactivas utilizadas en este tipo de instalaciones para fines específicos

8. MUESTREOS, MEDICIONES, ANALISIS, REGISTROS OPERATIVOS

Para la evaluación de la dosis individual, los métodos típicos de vigilancia radiológica individual para la incorporación son: el monitoreo de área, aire, superficie y el análisis de muestras de excretas; orina y en caso de accidentes también soplido nasal y/o heces.

En la exposición a compuestos de uranio, es fundamental efectuar la vigilancia radiológica del lugar de trabajo donde se pueden introducir procedimientos de vigilancia para demostrar la existencia de condiciones de trabajo satisfactorias. La vigilancia radiológica para la estimación de la dosis debida a la incorporación de uranio puede incluir una o más de las siguientes técnicas

a-Mediciones de barrido superficial

b- Mediciones de radionucleídos en muestras físicas tales como filtros de aire fijos o individuales de muestreadores.

c- Monitoreo de aire in situ. En los locales de trabajo los valores de concentración de uranio en aire deben mantenerse por debajo del 0,1 del DAC (concentración derivada en aire) según la normativa vigente. Por cuestiones conservativas se pide a las instalaciones que adecúen sus sistemas de detección a la fracción 0.01 para asegurar una mayor protección a los trabajadores.

d- Mediciones en muestras de orina

El objetivo general de los programas de vigilancia radiológica operacional es la evaluación de las condiciones del lugar de trabajo y de las exposiciones individuales. En cada instalación se registran los datos tanto de la vigilancia radiológica individual como de área y se remiten informes trimestrales a la ARN.

La evaluación de las dosis a los trabajadores expuestos de forma rutinaria o potencial a través de la incorporación de material radiactivo, constituye una parte integrante de cualquier programa de protección radiológica cuando corresponda y ayuda a garantizar las condiciones radiológicas satisfactorias y un nivel de seguridad aceptable en el lugar de trabajo.

8.1. MUESTREO DE AIRE

Para conocer la probabilidad de daño o riesgo implicado al respirar el aire de un sitio determinado, se efectúan muestreos de aire, en forma permanente o en un sitio de interés en el marco del plan del monitoreo de aire; con el objetivo de encontrar la concentración de contaminante en aire. Esto es determinar la cantidad de actividad del radionucleido presente, por unidad de volumen de aire.

Esta información se debe complementar con la forma química en que se encuentre el contaminante, en el caso de ser un aerosol, el diámetro característico, etc.

Con toda esta información se pueden determinar los límites de concentración de contaminante correspondientes.

Un muestreo se realiza para verificar la condición de un individuo, grupo de individuos, o sitio de trabajo; verificar el cumplimiento de las normas, y en caso de que se compruebe alguna situación anómala, realizar las medidas correctivas necesarias.

8.2. MUESTREO DE AREA

Los valores promedio de concentraciones de radionucleídos, en el aire de un lugar de trabajo determinado, pueden ser obtenidos efectuando un muestreo de área de aire, utilizando para ello muestreadores estáticos, que recolectan actividad del aire que fluye a través de los mismos a un caudal conocido. El equipo de muestreo se ubica en un punto fijo, a aproximadamente 1,5m sobre el nivel del piso, en un sitio donde se considera representativo; es un muestreo que nos permite conocer valores promedio de concentración en el sitio donde está instalado el equipo; y en general difiere del sitio donde el trabajador está respirando; incluso el muestreo de área puede abarcar periodos de tiempo donde el trabajador no está presente en el lugar.

Es por estas razones que el muestreo de área, es comúnmente utilizado para tener información sobre las condiciones de un sitio o lugar de trabajo determinado, por ejemplo para tener idea de niveles de contaminación en el sitio donde se debe desarrollar una tarea específica, identificar una situación anormal de un sitio de acuerdo con su historial; en cambio es raramente utilizado para estimar incorporación de contaminantes.

8.3 MUESTREO PERSONAL

El muestreo personal de aire, es una forma de monitoreo individual, donde se muestrea el aire en la proximidad de la zona respiratoria del trabajador.

Para el muestreo personal, se coloca en la cintura de la persona de interés, una bomba de aspiración portátil; la misma está provista con un portafiltro denominado de solapa que se sitúa próximo a la zona respiratoria, por esta razón, la bomba está aspirando la misma concentración que respira el individuo. Las concentraciones de actividad pueden variar en un orden de magnitud o más en la proximidad del trabajador, particularmente cuando la tarea implica una resuspensión de materia. Es por esto que el muestreo personal de aire, es un indicador mucho más confiable para estimar la dosis incorporada por inhalación, que el muestreo de área.

8.4. SEPARACIÓN Y RETENCIÓN DE CONTAMINANTES

Cualquiera sea el tipo de muestreo elegido, para determinar la cantidad de actividad presente en el aire, es necesario separar y retener en un soporte, la masa de contaminante radiactivo que se encuentra en el mismo.

Posteriormente la actividad separada, teniendo en cuenta la eficiencia de separación, será cuantificada por algún método específico por ejemplo: espectrometría gama, marcha química, centelleo líquido, etc.

La manera de separar y retener el contaminante dependerá particularmente del estado de agregación en que el mismo se encuentre, cuentan además de otros factores como: tamaño, concentración, especie química, catalizadores (presencia de aditivos), otros elementos que compiten en la captura, temperatura, etc.

8.5 CLASIFICACIÓN FÍSICA DE LOS CONTAMINANTES

Una de las formas más simple, y más útil de clasificar a los contaminantes; y es de acuerdo a su estado de agregación en las condiciones de temperatura y presión en que se encuentren; porque en gran medida, la forma de separar a los contaminantes del aire, va a depender del mismo.

Tenemos por un lado a los Aerosoles y por el otro a los Gases y vapores.

Aerosoles:

Se denomina aerosoles a los contaminantes líquidos y sólidos que se encuentran en suspensión en el aire.

De acuerdo con su origen, tamaño y naturaleza se los puede dividir de la siguiente forma:

- Polvos: partículas sólidas originadas en la desintegración de materiales
- Humos orgánicos: partículas sólidas, originadas en la combustión de sustancias orgánicas
- Humos metalúrgicos: partículas metálicas sólidas originadas en procesos como sublimación, combustión y condensación.

- Nieblas y rocíos: convencionalmente se llama rocíos a las partículas líquidas originadas en la disgregación de gotas grandes, y se llama nieblas a las partículas líquidas originadas en la condensación de vapores.
- Bacterias, microorganismos, esporas, polenes: si bien constituyen materia viva, también pueden incluirse en esta clase de contaminantes, ya que su comportamiento aerodinámico y sus dimensiones físicas coinciden con los indicados para los aerosoles sólidos.

8.6 FILTRACION DE LOS CONTAMINANTES

Los métodos de filtración de mayor interés desde el punto de vista de la seguridad radiológica.

Filtración de Aerosoles:

La técnica más empleada es la de filtrado fibroso, donde por adherencia se van reteniendo los aerosoles en las fibras constitutivas del filtro; los mecanismos de retención dependen principalmente del tamaño del aerosol y de la velocidad del aire que los transporta. Básicamente son: mecanismo de intercepción, de separación inercial, de difusión, efectos electrostáticos y efecto tamiz.

Existe una dependencia en la eficiencia de retención de aerosoles, que alcanza un mínimo dependiendo de la velocidad de pasaje del aire, y del tipo de filtro, pero usualmente está en el rango 0,1-0,3 μ m.

Filtración de Gases y Vapores:

La técnica más empleada, consiste en hacer atravesar al aire por lechos de carbón, al que se lo ha sometido a un proceso de "activación", que básicamente incrementa de forma sustancial, la relación "área de contacto con el gas/volumen de la masa de carbón", el rango va desde 300 hasta 2000 (m^2/g) aproximadamente.

Al carbón que ha recibido este tratamiento, independientemente de su origen, se lo denomina "carbón activado"; además al carbón activado se lo suele "impregnar", con un aditivo determinado para mejorar las características de retención particulares, para un dado gas o vapor; el uso de estos impregnantes, es fundamental desde el punto de vista de la retención de contaminantes, siendo esta

la razón por la cual, existe una muy amplia variedad de carbones retenedores específicos, en cada caso para una determinada sustancia o grupo de sustancias.

El mecanismo de retención más importante en este caso es la adsorción.

Se han desarrollado numerosos materiales adsorbentes disponibles comercialmente, entre ellos tenemos: carbón activado, carbón activado impregnado, zeolitas de plata, sílica gel común o impregnada con plata, la alúmina activada común o impregnada con plata.

8.7 DETERMINACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE MUESTREO

Finalmente, el objetivo de un muestreo de aire es evaluar la situación radiológica existente desde el punto de vista de la contaminación, para ello es necesario determinar la concentración de los contaminantes (radiactivos en nuestro caso) presentes, esto es la cantidad de actividad por unidad de volumen de aire de la forma:

$$C_m = A_c / V_m E_r$$

Dónde:

C_m : Valor promedio de concentración de muestreo (Bq/m³)

A_c : Actividad recolectada en el filtro, corregida por decaimiento (Bq)

V_m : Volumen de muestreo (m³)

E_r : Eficiencia de retención del filtro.

A esta concentración se la compara con la correspondiente Concentración Derivada en Aire (DAC) correspondiente al radionucleído o a la mezcla de radionucleídos encontrados.

$$C_m / DAC < N \text{ (valor adoptado)}$$

El DAC es el valor de concentración de contaminantes radiactivos en aire tal que si se respira durante 2000 horas, se recibe el límite de dosis (0,02Sv) como dosis efectiva comprometida debida a la incorporación.

Cuando participan varios radionucleídos se debe cumplir la siguiente relación:

$$\Sigma C_i / DAC_i < N \text{ (valor adoptado)}$$

C_i es la concentración media de muestreo del radionucleído i y DAC_i el correspondiente límite derivado. N será generalmente < 1 , usualmente $N \leq 0,1$

En cuanto a la medición de actividad, se debe tener en cuenta la corrección por el decaimiento radiactivo. Hay tres tiempos involucrados a saber: el tiempo de muestreo, el tiempo transcurrido entre la finalización del muestreo y el comienzo de la medición de actividad, y el tiempo de medición de actividad. En el caso de radionucleídos de vida media larga respecto de los tiempos mencionados, la corrección por decaimiento carece de sentido práctico, en cambio en el caso contrario, si no se tienen en cuenta, se pueden cometer gruesos errores.

9. INSPECCIONES Y VERIFICACIONES

El sector Control de Instalaciones del Ciclo de Combustible de la ARN lleva a cabo el control regulatorio de las instalaciones desde el punto de vista de la Protección Radiológica y Seguridad Nuclear en el marco de la Norma Básica AR 10.1.1 Rev. 3. realizando:

- Inspecciones para verificar:
 - Operación Segura de las instalaciones
 - Condiciones de las Áreas de trabajo – Monitoreos de Área
 - Dosis de trabajadores y público
 - Medio Ambiente
 - Condiciones para la prevención de criticidad
 - Acondicionamiento y disposición de Residuos

-Desempeño del personal licenciado

- Seguimiento de Documentación Técnica de las Instalaciones
- Evaluación de Registros e Informes de las instalaciones
- Licenciamiento de Instalaciones y del personal operativo

Durante las inspecciones y verificaciones se realizan tomas de muestras de aire, superficie, agua, etc. Para verificar el estado de las instalaciones y comparar con los datos informados trimestralmente y muestreos personales a los operadores cuando corresponda. Se llevan a cabo también mediciones in situ de tasa de exposición ambiental, mediciones de radón en aire y verificaciones de los monitoreos de área y ambientales propios de la instalación.

10. CONCLUSIONES

- En las instalaciones que manipulan compuestos de uranio dispersable, el principal aporte a la dosis de los trabajadores es el de la Contaminación Interna por lo que el material debe estar confinado correctamente y contar con sistemas de ventilación y purificación de aire.
- En los locales de trabajo los valores de concentración de uranio en aire deben mantenerse por debajo del 0,1 del DAC (concentración derivada en aire) según la normativa vigente. Por cuestiones conservativas se pide a las instalaciones que adecúen sus sistemas de detección a la fracción 0.01 para asegurar una mayor protección a los trabajadores.
- En todos los casos se considera a los compuestos de uranio como insolubles y de este modo la protección de los trabajadores tiene en cuenta tanto el riesgo radiológico como el toxicológico.
- El sector Control de Instalaciones del Ciclo de Combustible de la ARN lleva a cabo el control regulatorio de las instalaciones desde el punto de vista de la Protección Radiológica y Seguridad Nuclear en el marco de la Norma Básica AR 10.1.1 Rev. 3, excluyendo los reactores nucleares.
- Se Realizan inspecciones, verificaciones, mediciones y evaluaciones con el objetivo de evaluar la operación segura de las instalaciones y el correcto desempeño del personal

REFERENCIAS

- La Ley N° 24804, Ley Nacional de la Actividad Nuclear
- AR 10.1.1 Norma básica de Seguridad Radiológica. Revisión 3, aprobada por Resolución del Directorio de la ARN N° 22/01.
- Exposición ocupacional de instalaciones radiactivas Clase I. Revisión 1, aprobada por Resolución del Directorio de la ARN N° 36/01
- La Radiación, la Gente y el Ambiente, Fundación TEA Trabajo, Educación y Ambiente
- Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities, IAEA Safety Standards, Viena 2010.
- Protección Radiológica ocupacional, guía de seguridad N° RS-G-1.1, 2004.
- Seguridad de las Instalaciones de Ciclo Combustible Nuclear, OIEA, Viena 2014.
- Toxicología del Uranio, Boletín SAR N°18, Ana María Bombèn
- Safety Standards Series, Assessment of Occupational Exposure due to intakes, IAEA, Viena 1999.
- Safety Standards Series, Occupational Radiation Protection, IAEA, Viena 1999.
- Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers ICRP Publication 68

INSPECTIONS ON NUCLEAR FUEL CYCLE FACILITIES

Elizabeth Rentería, Paula Nuñez, Analía Saavedra, Néstor Fruttero, Allan Segato

Nuclear Regulatory Authority

ABSTRACT

Several uranium compounds are handled, stored and processed according to rules and safety standards in Nuclear Fuel Cycle Facilities in Argentina. The main risk in the facilities dedicated to manufacture fuel elements with natural or enriched uranium below 1% enrichment, is the exposure to internal contamination.

The protection of workers that handle radioactive powders requires the adoption of protective measures in order to reduce the possibility of intake radioactive material through inhalation, skin hurts or contaminated surfaces,

Suitable conditions of working areas from health physic point of view are verified through the inspection program implemented by the Control Fuel Cycle Facilities Department of the regulatory body.

In this paper, the dominant risks associated to natural uranium fuel fabrication facilities together with the design and operational protective measures adopted are discussed. In addition, inspection activities, their frequency and reference values applied and the results of the monitoring program for the last three years period are summarized.

Finally, the calibration techniques and detection limits calculations for inspection equipment available are presented.

