CONTENIDO

PARTE I
Publicaciones y trabajos enviados a Congresos y/o Seminarios

SISTEMA DE MONITOREO AMBIENTAL CON TLD
Aguerre, L.O.; Carelli, J.L. y Gregori, B.N. 3

DETERMINACIÓN DE ACTIVIDAD POR ESPECTROMETRÍA GAMMA DE RADIONUCLEIDOS PRESENTES EN TAMBORES DE RESIDUOS GENERADOS EN CENTRALES NUCLEARES
Aguiar, J.C. y Fernandez, J.A. 15

ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD EN PLANTAS INDUSTRIALES DE IRRADIACIÓN
Alderete, F. y Elechosa, C. 25

EVALUACIÓN DE LA DOSIS DEBIDA A LA LIBERACIÓN DEL CONTENIDO RADIACTIVO PRESENTE EN SISTEMAS DE DISPOSICIÓN FINAL DE RESIDUOS RADIACTIVOS
Amado, V.A. y López, F.O. 37

DESARROLLO DE UN CONTORNÍMETRO
Andrada Contardi, F.A. y Sanz, D.E. 53

GESTIÓN DE LA CALIDAD EN LA REGULACIÓN DEL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS
Barenghi, L.G.; Capadona, N.M.; López Vietri, J.R.; Panzino, M. y Ceballos, J. 69

NUCLEAR SECURITY STANDARD: ARGENTINA APPROACH
Bonet Durán, S.M.; Rodríguez, C.E.; Menossi, S.A. and Serdeiro, N.H. 83

MEJORAS RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD REQUERIDAS POR LA AUTORIDAD REGULATORIA ARGENTINA A LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I
Calvo, J.C.; Michelin, C.A.; Navarro, N.R. y Waldman, R.M. 91

CANDU SENIOR REGULATORS, ARGENTINEAN REPORT 2006
Calvo, J.C. and Navarro, R.N. 109

MEDICIONES DE RADÓN 222 EN EL INTERIOR DE VIVIENDAS DE LA REPÚBLICA ARGENTINA
Canoba, A.C. y López, F.O. 123

CARACTERIZACIÓN DEL ESPECTRO DE NEUTRONES AL FINAL DEL LABERINTO DE INSTALACIONES CON ACELERADORES MÉDICOS
Carelli, J.L.; Cruzate, J.A.; Gregori, B.N.; Papadópulos, S. y Discacciatti, A.P. 133

SEGURIDAD RADIOLÓGICA DE EQUIPOS PORTÁTILES UTILIZADOS EN LA INDUSTRIA
Cateriano, M.A. 145

GESTIÓN DEL CONOCIMIENTO EN LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR
Chahab, M. 155

IMÁGENES Y SÍMBOLOS EN LA OPINIÓN PÚBLICA ARGENTINA SOBRE LA ENERGÍA NUCLEAR Y EL MEDIO AMBIENTE: “LA NECESIDAD DE UNA NUEVA ESTRATEGIA COMUNICACIONAL”
Chahab, M. 171

LA GESTIÓN DEL CONOCIMIENTO EN LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR ARGENTINA: UN CASO DE PLANIFICACIÓN POR RESULTADOS EN LA ADMINISTRACIÓN PÚBLICA
Chahab, M. y Cesario, P.A. 185

ARGENTINE ACCEPTANCE CRITERION
Chiossi, C.E. 201

ESTUDIO DE LA RESPUESTA A NEUTROTES DE UN DOSÍMETRO PERSONAL EN CAMPOS MIXTOS (n,γ) EN FUNCIÓN DE Hp(10)
Cruzate, J.A.; Gregori, B.N.; Carelli, J.L.; Aguerre, L.O. y Discacciatti, A.P. 207

DOSIMETRÍA INTERNA PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL PACIENTE EN LA TERAPIA CON I-131
Deluca, G.M. y Rojo, A.M. 217

EVALUATION OF RED MARROW ABSORBED DOSE IN PATIENTS TREATED WITH I-131 FOR DIFFERENTIATED THYROID CANCER
Deluca, G.M.; Rojo, A.M., Cabrejas, M.L. y Fadel, A. 229

DIAGNÓSTICO Y TRATAMIENTO DEL SÍNDROME CUTÁNEO RADIOINDUCIDO. EVALUACIÓN DE LA RADIOSENSIBILIDAD INDIVIDUAL EN PACIENTES SOMETIDOS A EXPOSICIONES MÉDICAS QUE MANIFIESTAN REACCIONES CUTÁNEAS SEVERAS
Di Giorgio, M.; Portas, M.; Vallerga, M.B. y Pérez, M. del R. 233

EVALUACIÓN DE LA RADIOSENSIBILIDAD INDIVIDUAL EN PACIENTES SOMETIDOS A EXPOSICIONES MÉDICAS QUE MANIFIESTAN REACCIONES CUTÁNEAS SEVERAS
Di Giorgio, M.; Portas, M.; Vallerga, M.B. y Pérez, M. del R. 251

PANORAMA DE LA GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA. EXPERIENCIA REGULATORIA EN MATERIA DE RADIOPROTECCIÓN
Ermacora, M.G. y Alonso, M.T. 265

RESULTADOS DE LA PARTICIPACIÓN DE LA ARN EN EL PROGRAMA DE EVALUACIÓN DE LA CALIDAD DEL EML- DOE DESDE 1995 HASTA 2004
Equillor, H.E.; Serdeiro, N.H.; Fernández, J.A.; Gavini, R.M.; Grinman, A.D.R.; Lewis, E.C.; Palacios, M.A.; Bonino, N.O.; Diodati, J.M. y Medici, M.A. 279

CERTIFICACIÓN INTERNACIONAL DEL DISEÑO DE REACTORES NUCLEARES DE POTENCIA. UNA PROPUESTA DE LA U.S. NRC
Felizia, E.R. 297

INDIVIDUAL RADIATION SENSITIVITY: IMPLICATIONS IN MEDICAL PRACTICE
Gisone, P.A.; Dubner, D.L.; Pérez, M. del R.; Michelin, S.C.; Di Giorgio, M. y Bourguignon, M. 307

MEDICIONES DE TENORM EN UNA EMPRESA RELACIONADA CON LA INDUSTRIA PETROLERA
Gnoni, G.A. y Canoba, A.C. 319

NEUTRON SPECTROMETRY IN MIXED FIELDS: CHARACTERISATION OF THE RA-1 REACTOR WORKPLACE
Gregori, B.N.; Carelli, J.L; Cruzate, J.A.; Papadópulos, S. and Kunst, J.J. 333

ESTABLISHMENT AND SUPPORT OF THE NEUTRON CALIBRATION CENTER ARGENTINE NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY AND OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY
Gregori, B.N.; Chiaro, P.; Gariazzo, C.; Whitaker, M.; Cruzate, J.A.; Carelli, J.L.; Grassi, E.A. and Bonino, A.D. 341

PROPUESTA METODOLÓGICA PARA LA CONSTRUCCIÓN DE LOS PERFILES LABORALES DE INSPECTORES DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR
Larcher, A.M.; Maceiras, E.; Degiovanni, G.S.; Perrin, C.D. y Sajaroff, P.M. 351

ESTABLECIMIENTO Y UTILIZACIÓN DE PROGRAMAS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA PARA EL TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVO
López Vietri, J.R. y Capadona, N.M. 375

ACTIVIDADES REGULATORIAS RELACIONADAS CON LA MODIFICACIÓN DE LA FRECUENCIA DE LAS PARADAS PROGRAMADAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS
Marino, E.; Calvo, J.C.; Waldman, R.; Navarro, R. 387

ENTRENAMIENTO Y ACREDITACIÓN DEL PERSONAL CON FUNCIONES REGULATORIAS Y DEL PERSONAL DE OPERACIÓN DE DISTINTAS INSTALACIONES, EN LA REPÚBLICA ARGENTINA
Menossi, C.A. y Bozzo, R.H. 401

IMPLEMENTACIÓN DE UN PLAN DE ACCIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL PACIENTE EN LA ARGENTINA
Michelin, S.C.; Pérez, M. del R. y Dubner, D.L. 421

GESTIÓN DE EVENTOS EN REACTORES DE INVESTIGACIÓN
Perrin, C.D. 433

REGULATORY CONTROL ON DECOMMISSIONING OF RESEARCH REACTORS
Perrin, C.D. 441

ESTUDIO DEL IMPACTO RADIOLÓGICO DE LOS MATERIALES DE LA CONSTRUCCIÓN EN ARGENTINA
Quintana, E.E.; Serdeiro, G.; Fernández, J.A. y Ciallella, H.E. 449

EJERCICIO DE EMERGENCIA RADIOLÓGICA OCASIONADA POR UN ATENTADO TERRORISTA
Racana, R.O. y Terrado, C. 461

CURSO DE CAPACITACIÓN EN DOSIMETRÍA INTERNA ESPECÍFICA PARA EL PACIENTE
Rojo, A.M.; Gómez Parada, I. y Michelin, S.C. 473

PROPUESTA DE UN PROTOCOLO DE CALIBRACIÓN DE CÁMARAS GAMMA PARA ESTIMACIÓN DE LA INCORPORACIÓN DE RADIONUCLEIDOS EN SITUACIONES DE EMERGENCIA
Dantas, B.M., Lucena, E.; Terán, M.; Paolino, A.; Hermida, J.C.; Rojo, A.M.; Puerta, J.A.; Morales, J.; López Bejerano, G.M.; Alfaro, M.; Ruiz, M.A.; Videla, R.; Piñones, O.; Gónzalez, S.; Navarro, T.; Dantas, A.L.A.; Araujo, F.; Melo, D. y Cruz Suarez, R. 481

TRATAMIENTO DEL CÁNCER DIFERENCIADO DE TIROIDES CON DOSIS TERAPÉUTICAS DE I^{131} CALCULADAS DOSIMÉTRICAMENTE: NUESTRA EXPERIENCIA
Fadel, A.M.; Chebel, G.M.; Rojo A.M.; De Luca, G.; Degrossi, O.J.; Valdivieso, C.M.; Cabrejas, R. y Cabrejas, M.L. 489

SHOCK TÉRMICO PRESURIZADO, (PTS)
Rosso, R. y Ventura, M. 493

IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE INFORMACIÓN GEOGRÁFICO EN EMERGENCIAS NUCLEARES
Sadañiowski, I.V.; Tellería, D.M.; Jordán, O.D.; Bruno, H.A.; Boutet, L.I. y Hernández, D.G. 541

EFICIENCIA DEL SISTEMA DE DETECCIÓN DE BAJA ENERGÍA PARA LA MEDICIÓN DE ^{235}U EN PULMÓN, DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR
Spinella, M.R.; Krimer, M.J.; Gregori, B.N. y Rojo, A.M. 555

EDUCACIÓN Y ENTRENAMIENTO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL REGIÓN. ARGENTINA-OIEA, HACIA UN COMPROMISO DE LARGO PLAZO
Terrado, C.; Arbor González, A.; Bozzo, R.H.; Larcher, A.M.; Menossi, C. y Sajaroff, P.M. 565

EL RESPONSABLE POR LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LA INDUSTRIA. ENTRE EL AMBIENTE LABORAL Y LA TECNOLOGÍA DE HOY
Truppa, W.A. 583

LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LA INDUSTRIA DEL PETRÓLEO. LA CONDUCTA HACIA LA PREVENCIÓN
Truppa, W.A. 595

LA DETECCIÓN DE FUENTES RADIOACTIVAS HUÉRFANAS Y LA ACTIVIDAD REGULATORIA
Truppa, W.A.; Amodei, A.J.; Castro, L.B. y Rojas, C.A. 607

SAFEGUARDS APPROACH TO A NEW NUCLEAR POWER PLANT IN ARGENTINA
Valentino, L.I. 619

IMPROVEMENTS IN THE NATIONAL SAFEGUARDS SYSTEM AND INTERNATIONAL VERIFICATION IN EMBALSE NUCLEAR POWER PLANT IN ARGENTINA
Valentino, L.I; Bonino, A.D.; Orpet Peixoto, H.; Vicens, H.E. and Giordano, L.A. 629

DOSIMETRÍA BIOLÓGICA DE PACIENTES CON CARCINOMA DIFERENCIADO DE TIROIDES TRATADOS CON IODO-131
Vallerga, M.B.; Fadel, A.; Rojo, A.M.; Taja, M.R.; Deluca, G.; Cabrejas, M.; Valdivieso, C. y Di Giorgio, M. 639

RESPUESTA MÉDICA EN LA FASE INICIAL DE UNA EMERGENCIA RADIOLÓGICA O NUCLEAR
Vazquez, M.A.; Pérez, M. del R.; Dubner, D.L.; Michelin, S.C y Malvicini, M. 655

PERMISO DE CAMBIO DE LÍMITES EN LOS GVs DE LA CNA-1
Ventura, M.A. 673

PARTE II
Resúmenes de publicaciones en revistas

PEAK EFFICIENCY CALIBRATION FOR ATTENUATION CORRECTED CYLINDRICAL SOURCES IN GAMMA RAY SPECTROMETRY BY THE USE OF A POINT SOURCE
Aguiar, J.C.; Galiano, E.; Fernandez, J.A. 691

KINETIC STUDY OF THE THERMOLUMINESCENCE OF KMGF3: LAF3 COMPOUNDS EMPLOYING THE GENERAL ONE TRAP MODEL
Caselli, E.; Furetta, C.; Molina, P; Santiago, M.; Spano, F.; Lester, M. 692

ANALYSIS OF THE GLOW CURVE OF SRB4O7:DY COMPOUNDS EMPLOYING THE GOT MODEL
Ortega, F.; Molina, P.; Santiago, M.; Spano, F.; Lester, M.; Caselli, E. 693

LISTADO DE AUTORES 695

PARTE I

PRESENTACIONES Y TRABAJOS ENVIADOS A CONGRESOS Y/O SEMINARIOS

Sistema de monitoreo ambiental con TLD

Aguerre, L.O.; Carelli, J.L. y Gregori, B.N.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Sistema de Monitoreo Ambiental con TLD

L. Aguerre, J. Carelli y B. Gregori
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

En el presente trabajo se describe la metodología utilizada por el Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia (TLD) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) para calibrar su sistema de monitoreo ambiental en función de la tasa de dosis absorbida media en aire libre y la dosis equivalente ambiental, H*(10), según la recomendación ICRU REPORT 47.
Se estudió la respuesta del dosímetro ambiental (DA) en campos de radiación fotónica de energías W60, W110, W200 y ^{137}Cs. Las irradiaciones se realizaron siguiendo las recomendaciones de la norma ISO:4037. Se analizó la Respuesta en el DA de los detectores LiF: Mg, Ti y CaF_2: Dy para las distintas calidades de radiación y la Respuesta Relativa a ^{137}Cs de ambos.
La metodología empleada en la evaluación de la dosis incluye: la corrección de las lecturas de ambos detectores por fading, conseguido experimentalmente, los testigos de traslados, la respuesta energética y el valor del cero. La dosis se calcula aplicando el promedio ponderado en incertidumbre de la dosis obtenida para cada tipo de detector.
Se analizaron y se calcularon las incertidumbres que afectan a la medición siguiendo la recomendación de la norma Argentina IRAM 35050.
El límite de detección de la tasa de dosis absorbida en aire libre de este sistema es de 3,5nGy/h para un periodo de muestreo de 3 meses. Con este límite de detección se miden tasas de dosis equivalente ambiental del orden de 70nSv/h con una incerteza expandida del orden del 10% con un factor de cubrimiento k = 2.

1. INTRODUCCIÓN

Los dosímetros ambientales (DA) se calibran en términos de la dosis equivalente ambiental, H*(d). Esta magnitud es la dosis equivalente que produciría un campo alineado y expandido sobre una esfera ICRU a una profundidad d. Para el caso de radiaciones fuertemente penetrantes se utiliza una profundidad de 10mm, y se escribe como H*(10)[1].
Los detectores termoluminiscentes (TLD) son detectores pasivos e integradores que permiten realizar la determinación de dosis y al ser utilizados en conjunto con otros TLD permiten discriminar las componentes principales de distintos campos de radiación.

La Termoluminiscencia (TL) es el proceso de emisión de radiación óptica de un material por causas térmicas. La cantidad de ésta luz emitida por el TLD, depende, para un rango de pequeñas dosis, en forma lineal con la dosis absorbida por el mismo y en forma no lineal con la energía del campo con la cual son irradiados[2]. Como la Respuesta del TLD es lineal con la dosis es fácil hacer una calibración de la misma. No ocurre lo mismo con la energía del campo. En el caso del material LiF:Mg, Ti la variación de la respuesta puede no considerarse a los efectos de la Radioprotección, pero en materiales como el CaF_2:Dy, donde esa variación es de dos órdenes de magnitud, se deben realizar correcciones. La dependencia de la respuesta de los TLD con la energía es aprovechada por el laboratorio. Combinando distintos tipos de detectores se obtiene una estimación de la energía con la cual son irradiados los DA. Tal energía se utiliza luego al calcular la H*(10).
Estos tipos de detectores constituyen una solución sencilla para el monitoreo ambiental ya que son pequeños, económicos, no requieren mantenimiento, se recambian con facilidad, y no necesitan de un tratamiento químico para ser leídos.
Utilizando estos detectores y la metodología descrita más adelante se evalúa la tasa de dosis media y la dosis equivalente ambiental con una incertidumbre del orden del 10% con un factor de cubrimiento k = 2.

2. MATERIALES Y METODOS

Nuestro DA es un disco plástico, opaco, formado por una base con tapa a rosca y un o-ring colocado en una ranura circular calada en la base, con el fin de sellar herméticamente el interior. La base tiene 10 pequeños orificios donde se colocan 10 TLD desnudos.
Los materiales TL elegidos son el LiF:Mg, Ti (TLD700) y el CaF_2:Dy (TLD200), ambos en forma de chips, de dimensiones 3x3x0,89mm^3, producidos por Harshaw. Se colocan cinco TLD700 y cinco TLD200 en el interior el DA.
Los detectores TL son leídos y borrados en un equipo marca Harshaw, modelo QS3500, en flujo de nitrógeno seco de alta pureza, aplicando el siguiente tratamiento térmico: precalentamiento a 120°C durante 10seg, adquisición hasta 270°C con una velocidad de calentamiento de 10°C/seg y, por último, recocido de 5seg a temperatura constante de 300°C. Este tratamiento térmico aumenta la sensibilidad y disminuye el fading de los detectores frente a los tratamientos térmicos convencionales [3].
Los TLD utilizados se seleccionaron siguiendo un procedimiento que garantiza que los mismos poseen un factor de sensibilidad menor que el 10% y un coeficiente variacional de la sensibilidad (CV) menor al 5%.

2.1. Respuesta del Dosímetro ambiental en función de la energía de fotones

Se estudió la respuesta de los detectores TL en porta dosímetro ambiental en distintos campos de radiación fotónica. Se los irradió en el Centro Regional de Referencia para la Dosimetría (CRRD) de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) con campos de RX de calidades ISO W60, W110, W200 y con la fuente de ^{137}Cs , en condición de aire libre de receptor[4].
En las figuras 1.a y 1.b se presentan las respuestas de los detectores TLD700 y TLD200 respectivamente, con las incertezas calculadas, al ser irradiados en el DA. Se observa en el TLD200 una fuerte dependencia de la Respuesta con la energía media del haz de irradiación, la misma es de dos órdenes de magnitud entre las zonas de baja y alta energía. En cambio, en el TLD700, la variación de la respuesta es de un 30%.

En la figura 2 se observa el cociente entre las respuestas de los TLD200 y los TLD700. Se observa una fuerte pendiente en la zona de baja energía, con respecto a la zona de alta energía. Con este par de detectores se logra una buena distinción entre baja y media-alta energía.

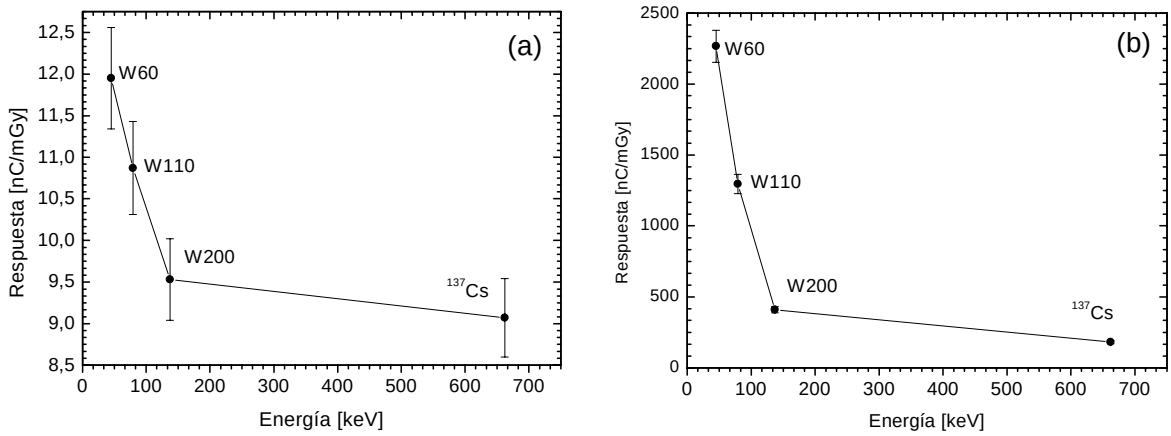


Figura 1. Respuesta de los TLD en función de la energía y la incerteza calculada, (a) TLD700, (b) TLD200.

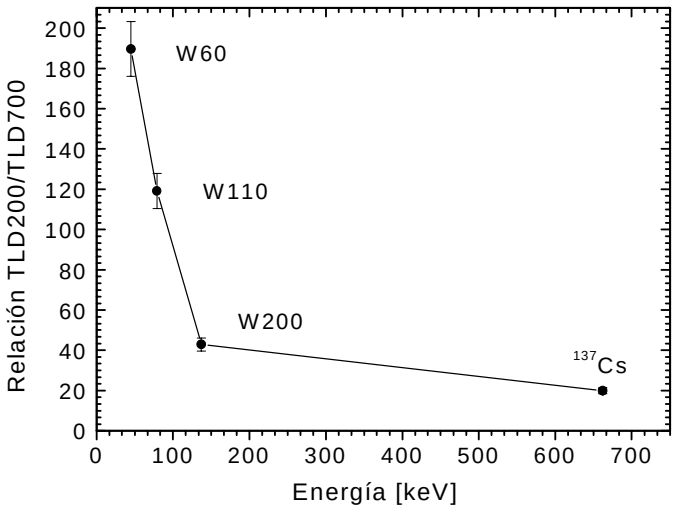


Figura 2. Relación entre las respuestas en función de la energía de los detectores TLD200 Y TLD700 en el dosímetro ambiental .

Interpolando con rectas los puntos de las figuras 1 y 2 se obtienen las fórmulas (5), (6) y (7), necesarias para realizar las correspondientes correcciones a las lecturas de los TLD.

2.2. Pérdida de la Información

La pérdida de la información almacenada (fading) de los TLD depende principalmente del tipo de material, del lapso transcurrido entra la irradiación y la lectura y de la temperatura a la cual están sometidos durante la irradiación y el almacenamiento [5].

Para realizar las mediciones de campo se colocan los DA en un soporte adosado a un caño de metal, a 1m de altura respecto del suelo. El soporte es una placa de aluminio donde se atornilla, en la cara inferior, una semiesfera de plástico que contiene al dosímetro, para aislarlo del sol directo y la lluvia.
En estas condiciones los DA no están a temperatura constante como ocurre en el laboratorio, por lo tanto, se optó por estudiar el fading de los TLD en estas condiciones, en distintos periodos de tiempo y durante diferentes épocas del año.
Para ello se irradiaron grupos de 5 TLD de ambos materiales con una dosis de entre 1mGy y 2mGy y se los colocaron de a uno en 5 DA. Se utilizaron los promedios de las lecturas de los 4 TLD restantes como ceros, de esta manera se pudo evaluar el fading independientemente de la dosis recibida en el campo.
Como se mencionó anteriormente, un parámetro importante que influye sobre el fading es la temperatura a la cual están sometidos los TLD. Dado que los dosímetros están en campo, no es posible asignar sólo una temperatura, ya que ésta varía con el tiempo, por lo que, a los fines operativos del laboratorio, se adoptó, como temperatura de referencia, el valor más alto del promedio mensual de las temperaturas máximas diarias.
En la figura 3 se presentan los gráficos de los valores de fading medidos para ambos tipos de materiales TL en función del tiempo de permanencia en el campo. En cada punto se indica el valor promedio de temperatura calculado para el mismo.

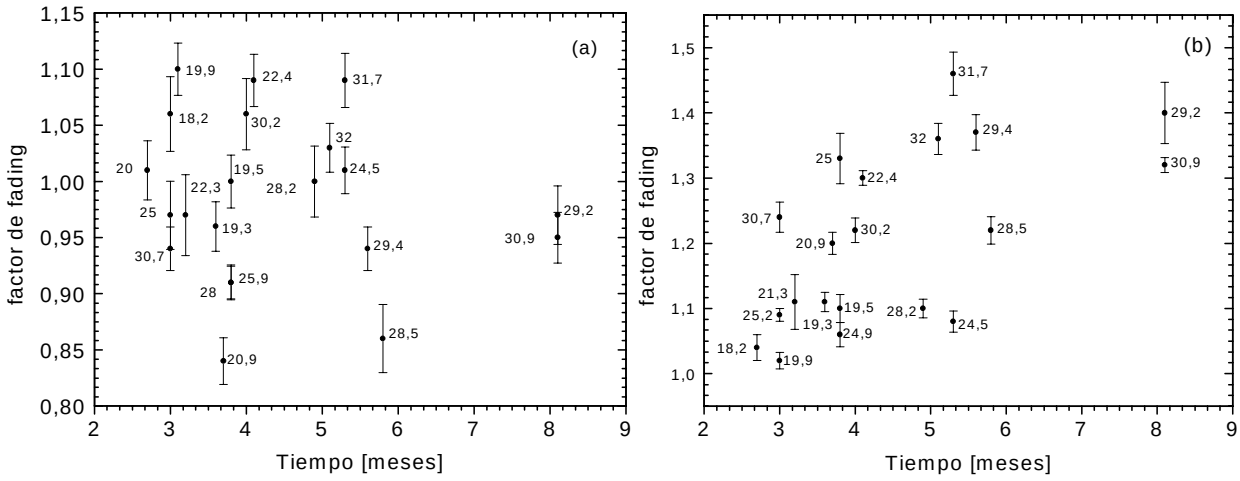


Figura 3. Factor de Fading de los TLD en función del tiempo de muestreo y la incerteza calculada, (a) TLD700, (b) TLD200.

En el caso del TLD700 no se alcanzan a inferir tendencias, por lo que se calculó el promedio y el desvío estándar de los valores para ajustar un valor constante. Los cálculos mostraron que el fading actúa sobre la evaluación de la dosis agregando una incertidumbre del 6%, bajo el supuesto de que el TLD se irradia a tasa de dosis constante.
Para el caso del TLD200 se observa una nítida tendencia del fading a crecer con la temperatura y con el tiempo transcurrido. Si bien hay variaciones en algunos puntos, dichas variaciones son asignadas a las incertidumbres en la medida de la temperatura. Haciendo esta consideración se observa que en promedio, cuanto más alto es el valor de la temperatura, más alto es el fading.
Para el caso del TLD200 la Tabla I resume los factores de fading (Fd) en función de la temperatura calculados a partir de los datos experimentales.

Tabla I. Factor de fading para el TLD 200

Temperatura Máxima Promedio [ºC]	Fd	Incertidumbre
< 25ºC	1,040	0,031
>25ºC	1,155	0,085

2.3. Ceros y límite de detección

Se estudió la influencia del proceso de lectura de los TLD en la evaluación del cero.
Los TLD se colocan en el equipo sobre una plancheta, la cual calienta los detectores. Esta plancheta está montada sobre un soporte móvil llamado drawer.
En el proceso de lectura se abre el drawer para colocar el TLD en la plancheta, se lo cierra y se activa el equipo. Una vez finalizada la lectura del mismo, se abre el drawer y se retira el TLD.
La respuesta del equipo lector, depende del tipo de material termoluminiscente, de la dosis recibida por dicho material, del ruido y la ganancia del fototubo y de la humedad depositada en la plancheta.
Para hallar el valor del cero se midió un grupo de 40 TLD previamente irradiados hasta tres veces, abriendo y cerrado el drawer, sin retirar el TLD, entre cada lectura.
La primera lectura no fue considerada porque es la que informa la dosis a la que fue irradiado el dosímetro; la segunda y la tercera lectura no presentaron una diferencia estadísticamente significativa. Para el rango de dosis menores que 3mGy, no se detectó dosis residual alguna en el TLD, ni se halla una correlación entre la primera y la segunda lectura.
También se hicieron pruebas leyendo los TLD tres veces seguidas sin abrir el drawer, y se observó que las lecturas hechas abriendo y cerrando el drawer son ligeramente mayores a las lecturas realizadas sin abrir el drawer.

Como las lecturas de los TLD utilizados en el monitoreo ambiental necesariamente se hacen abriendo y cerrando el drawer, el Laboratorio optó por utilizar, como cero de referencia, el promedio de las segundas lecturas hechas abriendo y cerrando el drawer, a pesar de que el valor más bajo sea el medido sin abrir el drawer.
En la tabla II se observan los valores obtenidos experimentalmente de las lecturas de ceros utilizadas como referencia.

Tabla II. Lecturas de ceros.

Lectura de cero [nC]	Incertidumbre %	Material
0,2904	2,5	TLD700
0,3434	2,9	TLD200

Se define el límite de detección para cualquier variable que se mida con un proceso analítico como la cantidad más pequeña de esa variable que se detecta con un intervalo de confianza determinado[6]. Dicho límite se calculó según la ecuación (1). Siendo σ_{2lec} la desviación estándar de las segundas lecturas, abriendo y cerrando el drawer, de un grupo de 5 TLD y F_{cal} el factor de calibración de la serie utilizada. Se utilizaron 5 TLD para calcular el limite de detección del sistema, porque en las medidas de campo se utilizan 5 TLD.

$$\frac{3\sigma_{2lec}}{F_{cal}.T} \quad (1)$$

El límite de detección en la tasa de dosis, para un periodo de muestreo de 3 meses, es de 3,5nGy/h

2.4. Testigos de traslado

Los DA son preparados en el laboratorio y luego se los transporta hacia las estaciones de muestreo. Se acompaña a los DA de campo durante todo el recorrido con un DA extra, llamado testigo de viaje. El mismo se borra junto con los otros DA y se lo lee inmediatamente después de haber concluido con el recambio de los DA en el campo. De esta manera se sabe si ocurrió una irradiación en el viaje que afecte la medida de los TLD, en ese caso se realizan correcciones por testigo de viaje.

2.5. Algoritmos de cálculo

Se calcula el factor de calibración (Fcal) para cada tipo de TLD, de la siguiente manera:

$$F_{cal;TLD700} = \frac{\overline{Lk}_{TLD700} - \overline{Lo}_{TLD700}}{K_{aire;Cs^{137}}} \quad (2)$$

$$F_{cal;TLD200} = \frac{\overline{Lk}_{TLD200} - \overline{Lo}_{TLD200}}{K_{aire;Cs^{137}}} \quad (3)$$

Siendo:
$\overline{Lk}$: las lecturas de los TLD irradiados con 1mGy de Kerma en aire de una fuente de ^{137}Cs [nC].
$\overline{Lo}$: la lectura elegidas como cero de referencia [nC].
K: el Kerma en aire libre de la fuente de ^{137}Cs [mGy].

Se calcula la relación entre las respuestas (R) de los detectores TLD200 y TLD700:

$$R = \frac{\overline{Lc}_{TLD200} - \overline{Lo}_{TLD200}}{\overline{Lc}_{TLD700} - \overline{Lo}_{TLD700}} \quad (4)$$

Siendo:
Lc: las lecturas de los TLD puestos en el dosímetro ambiental en la estación de muestreo [nC].

Se calcula la energía media con la cual fueron irradiados los TLDs utilizando el valor de R calculado con la fórmula (4) en la fórmula (5). Las unidades de E(R) están dadas en keV.

$$E(R) = \begin{cases} -4,83.10^{-1}R + 136,154 & \text{si} \quad 119,17 < R < 189,59 \\ -7,60.10^{-1}R + 169,60 & \text{si} \quad 42,88 < R < 119,17 \\ -22,9.R + 1117,5 & \text{si} \quad 19,92 < R < 42,88 \end{cases} \quad (5)$$

Con esta energía media se calcula la respuesta relativa a ^{137}Cs para cada tipo de detector según las fórmulas (6) y (7).

$$F_{Cs^{137};E;TLD700} = \begin{cases} -3,53.10^{-3}E + 1,48 & si \quad 45 < E < 79 \\ -2,59.10^{-3}E + 1,40 & si \quad 79 < E < 137 \\ -9,52.10^{-5}E + 1,06 & si \quad 137 < E < 662 \end{cases} \tag{6}$$

$$F_{Cs^{137};E;TLD200} = \begin{cases} -1,58.10^{-1}E + 19,67 & si \quad 45 < E < 79 \\ -8,47.10^{-2}E + 13,86 & si \quad 79 < E < 137 \\ -2,40.10^{-3}E + 2,59 & si \quad 137 < E < 662 \end{cases} \tag{7}$$

Se calcula la tasa de dosis media de fotones ($\dot{D}$) para cada TLD según las fórmulas (8) y (9)

$$\dot{D}_{TLD700} = \left(\overline{Lc}_{TLD700} - \overline{Lo}_{TLD700}\right).\frac{Fd_{TLD700}.F_{cs^{137};E;TLD700}}{F_{cal;TLD700}.T} \tag{8}$$

$$\dot{D}_{TLD200} = \left(\overline{Lc}_{TLD200} - \overline{Lo}_{TLD200}\right).\frac{Fd_{TLD200}.F_{cs^{137};E;TLD200}}{F_{cal;TLD200}.T} \tag{9}$$

donde
T es el tiempo de permanencia del detector en el punto de muestreo.

Se calcula la tasa de dosis media total de fotones haciendo el promedio pesado por las respectivas incertidumbres [7].

$$\dot{D} = \frac{u^2(\dot{D}_{TLD700}).\dot{D}_{TLD200} + u^2(\dot{D}_{TLD200}).\dot{D}_{TLD700}}{u^2(\dot{D}_{TLD200}) + u^2(\dot{D}_{TLD700})} \tag{10}$$

Siendo $u(\dot{D}_{TLD700})$ y $u(\dot{D}_{TLD200})$ las incertidumbres combinadas de la medida de la tasa de dosis para cada TLD [8].
Se calcula la dosis equivalente ambiental, H*(10), como:

$$H^*(10) = \dot{D}.\Delta t.F_{H^*(10);Ka} \tag{11}$$

Donde Δt es el intervalo de tiempo de muestreo y $F_{H^*(10);Ka}$ es el factor de conversión de Kerma en aire a H*(10) en función de la energía media estimada (E). Dicho factor se calcula usando las tablas correspondientes de la ICRP 74[9].
En condición de equilibrio de partículas cargadas (CPE) y despreciando la radiación de frenado, la dosis absorbida es igual al kerma [10]. En todo el rango de energías estudiadas los TLD puestos en el DA se encuentran bajo CPE, por lo tanto, se utiliza el factor de conversión de kerma en aire en lugar de uno de dosis absorbida.

3. CONCLUSIONES

Se observó una dependencia de la Respuesta de los detectores con la energía media del haz de irradiación. Se utilizó esta característica de los materiales para combinar las respuestas de los TLD200 y los TLD700, para así estimar la calidad del haz de irradiación. Con esta energía y el cálculo de la tasa de dosis absorbida media, se midió la dosis equivalente ambiental.
Se observó una fuerte dependencia del fading con la temperatura y con el periodo de muestreo. Esta observación lleva a remarcar la importancia de aislar térmicamente a los TLD que porta el dosímetro ambiental, para evitar el aumento de su temperatura y el correspondiente aumento en el fading.
Se analizó la mejor condición de cero del sistema, para obtener una medida más precisa, y como resultado se obtuvo que la segunda lectura de un TLD abriendo y cerrando el drawer entre lecturas, es la que mejor reproduce las condiciones de la medida.
Se presentó el algoritmo de cálculo del sistema para medir el H*(10) con los distintos tipos de correcciones aplicados para realizar la evaluación de la dosis.
Este sistema está actualmente en uso por el laboratorio y se miden valores de tasa de dosis media y de dosis equivalente ambiental H*(10) en condiciones de campo. Es posible medir con una incertidumbre expandida calculada del orden del 10% con un factor de cubrimiento k=2, valores de tasas de dosis comprendidos entre 60 y 120nGy/h y valores de H*(10) comprendidos entre 200 y 400μSv.

4. PERSPECTIVAS

Una mejora interesante al DA consiste en reemplazar el material LiF:Ti, Mg por el material LiF: Mg, Cu, P (TLD700H), también producidos por Harshaw, de dimensiones 3x3x0,39mm^3. Estos detectores se estudiaron ampliamente y se demostró que, en el rango de las dosis ambientales, la respuesta es lineal con la dosis y la variación de la respuesta en función de la energía es similar a la del LiF:Ti, Mg [11]. Los TLD700H son de interés por tener una sensibilidad aproximadamente 7 veces mayor que la de los TLD700.
Para leer y borrar los TLD700H se desarrolló un tratamiento térmico que logra mantener bajo el coeficiente variacional de la sensibilidad [12]. El mismo consiste en un precalentamiento a 120ºC durante 10seg, luego la adquisición en rampa hasta 276ºC con una velocidad de 15ºC/seg y, por último, el recocido de 10seg a temperatura constante de 276ºC
Las primeras pruebas realizadas con los TLD700H en lugar de los TLD700 indican que este cambio permite reducir el límite de detección del sistema hasta un 20%. Con esta mejora se espera poder disminuir la cantidad de TLD700 necesarios para medir, manteniendo el mismo valor de incertidumbre.

REFERENCIAS

1. International Commission on Radiation Units and Measurements, Measurement of dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations. **ICRU REPORT 47.** p 5 (1992).
2. S. W. McKeever, Marko Moscovitch y P. D. Townsend. *Thermoluminescence Dosimetry Materials: Properties and Uses*. Nuclear Technology Publishing, Ashford, Inglaterra (1995).

3. S. Papadópulos, B. Gregori, F. López Gonzáles. Aplicaciones de un nuevo tratamiento térmico en detectores TL de uso en dosimetría ambiental. En: Proc. IRPA Regional Congreso, Recife, Brasil (2001). También en: B. Gregori, S. Papadópulos, J. Cruzate, J. J. Kunst, *Rad. Prot. Dos.*, **Vol.101 Nos. 1-4** pp.133-136 (2002).
4. International Standards Organization, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeter and Doserate Meters and for Determining their Response as a Function of Photon Energy. **ISO 4037** (1992).
5. B. Burgkhardt y E. Piesch. Fading Characteristic of LiF and LiBO TLD Systems Dependent on the Ambient Temperature, the Monitoring Period and the Interval Between Irradiation and Readout. *Radiation Protection Dosimetry,* **Nº 6** p 338-340 (1984).
6. *C.* Ross Hirning. Detection and Determination Limits For Thermoluminescence Dosimetry. *Health Physics*. **Vol. 62, Num 3** p 223-227 (1992).
7. Rudolf K. Bock, *Data Analisis Briefbook*, CERN (1998).
8. Instituto Argentino de Normalización y Certificación. Estadística. Procedimientos para la evaluación de la incertidumbre de la medición. **IRAM 35050**. p 26 (2001).
9. International Commission on Radiological Protection, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. **ICRP PUBLICATION 74.** p 179 (1995).
10. Frank H. Attix. *Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry*. John Wiley & Sons, Inc., USA (1986).
11. C. R. Edwards, P.J. Mountford, S Green, J.E. Palethorpe y A.J. Moloney. The low energy X-ray response of the LiF:Mg, Cu, P thermoluminescent dosemeter: a comparison with LiF:Mg, Ti. *The British Journal of Radiology,* **Nº 78** p 543-547 (2005).
12. Comunicación interna ARN. L. Ciocci, B. Gregori, S. Papadopulos, J. Carelli. Caracterización de los detectores termoluminiscentes LiF: Mg, Cu, P. Aplicaciones a la dosimetría ambiental.(2004).

Determinación de actividad por espectrometría gamma de radionucleidos presentes en tambores de residuos generados en centrales nucleares

Aguiar, J.C. y Fernandez, J.A.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 Setiembre 2006

Determinación de Actividad por Espectrometría Gamma de Radionucleídos Presentes en Tambores de Residuos Generados en Centrales Nucleares

Julio C. Aguiar y Jorge Fernandez
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

La generación de residuos radiactivos en centrales nucleares como CNA I (Central Nuclear Atucha I) y CNE (Central Nuclear Embalse) hace que la medición de los radionucleídos sea una etapa previa a la gestión del residuo. Un método utilizado en las centrales nucleares es la espectrometría gamma con detectores HPGe, previa a la inmovilización del residuo en una matriz cementada, con esto se evita el contacto con los agentes exteriores y su posible dispersión al ambiente a corto plazo.
La ARN (Autoridad Regulatoria Nuclear) de Argentina realiza periódicamente íntercomparaciones y evaluaciones de los sistemas de medición y procedimientos utilizados en las centrales nucleares para la correcta medición y determinación de actividad de residuos radiactivos por espectrometría gamma. En este trabajo se expone un método independiente de medición a las centrales nucleares.
Para determinar la actividad de los residuos por espectrometría gamma depositados en tambores, se requiere del conocimiento preciso de la curva de eficiencia para tal geometría y matriz.
Debido a que la ARN no cuenta con un patrón de estas características, se ha utilizado un modelo matemático para obtener dicha curva de eficiencia.
Para ello, es necesario determinar previamente: 1) la eficiencia geométrica o ángulo sólido sustentado por el sistema fuente-detector (tambor-detector) aplicando un modelo matemático descrito en este trabajo. 2) Estimar el factor de auto-atenuación que presentan los fotones en la matriz cementada, estos cálculos se realizan con una simple ecuación y son verificados con el programa MicroShield 6.10.
El contenedor comúnmente utilizado por estas centrales nucleares son tambores de 220 litros construido con acero SAE 1010 y con un espesor de 0.127 cm, con un peso aproximado de 7.73 Kg., diámetro interno de 57.1 cm, y altura: 87 cm.
Los resultados obtenidos hasta el momento registran una discrepancia de 5 a 10 % con relación a las mediciones realizadas por las centrales nucleares.

1. INTRODUCCIÓN

La medición de actividad de fuentes volumétricas es una práctica indispensable en instalaciones nucleares cuando se requiere evaluar la actividad de fuentes radiactivas con fines asociados a la radioprotección [1].

En este trabajo se presenta un método que permite determinar las curvas de eficiencias y por consiguiente la actividad presente en tambores de residuo radiactivo.

Una práctica común en espectrometría gamma es la utilización de patrones para tales fines [2]. La adquisición de un patrón con tales dimensiones impone un alto costo monetario debido a las complicadas técnicas de fabricación y a la indeseable generación de residuos radiactivos. Motivo por el cual la ARN ha decidido utilizar un método cuasi teórico para determinar estas curvas de eficiencias sin la necesidad de adquirir un patrón.

La determinación de la eficiencia para un tambor de residuo se logra posicionando la fuente puntual estándar conteniendo el mismo radionucleido en el "centro imaginario" del tambor.

Si consideramos que la fuente volumétrica es la suma de infinitas fuentes puntuales podemos estudiar a la fuente en forma de campo de radiación y obtener así el valor del ángulo sólido sustentado por el tambor en el espacio con respecto al detector [3].

Ya que la eficiencia del detector depende directamente de la energía del radionucleído, se ha utilizado fuentes puntuales, tales como: ^{241}Am, ^{152}Eu, ^{60}Co, ^{137}Cs, cubriendo así, un amplio espectro de energías.

La eficiencia total de cualquier tipo de fuente se define como:

$$\varepsilon(E) = N_{det} / N_{emit} . \qquad (1)$$

Donde $\varepsilon(E)$ es la eficiencia para una energía dada, N_{det} es el número de cuentas colectado en el fotopico y N_{emit} son los fotones de energía E emitidos por la fuente [4].
Debido a que no siempre es posible colocar la fuente puntual a distancias muy grandes ya que la actividad de las fuentes estándares no son altas, es conveniente realizar varias mediciones alejándolas a la cara del detector para luego poder extrapolar a grandes distancias respetando la misma pendiente, ver figura 1.

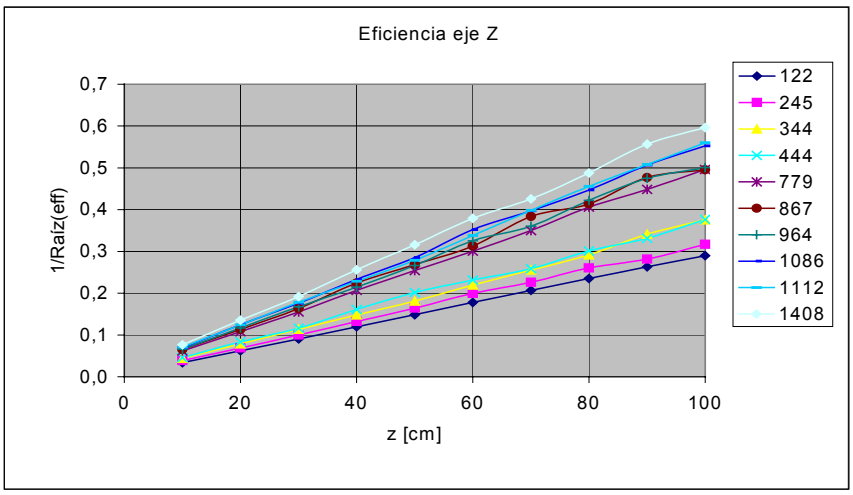


Figura 1. mediciones realizadas con fuentes puntuales a una distancia de 1 m.

En la figura 1 se observa el gráfico $1/\sqrt{\varepsilon(E)_p}$ en función a la distancia, donde $\varepsilon(E)_p$ representa la eficiencia para una fuente puntual a una dada distancia *Z* (cm) del detector. Cada una de estas pendientes representa las energías del ^{152}Eu. Por lo tanto, si medimos previamente una fuente puntual a la distancia equivalente al centro del tambor o extrapolando a esa distancia si fuera necesario, obtendremos el valor de la eficiencia para un diferencial volumen del tambor.

Una vez que obtenemos esa eficiencia podemos integrar matemáticamente en torno a todo el espacio que representa el tambor y obtener así la eficiencia volumétrica, como se puede observar en la ecuación (2).

$$\varepsilon(E)_V = \iiint_V \varepsilon(E)_p F_G F_{att} \tag{2}$$

Donde $\varepsilon(E)_V$ representa la eficiencia volumétrica, $\varepsilon(E)_p$ es la eficiencia puntual obtenida experimentalmente, y $F_G F_{att}$ son el factor geométrico de corrección y el factor de atenuación respectivamente.

El F_G representa el ángulo sólido sustentado por el tambor en cuestión y F_{att} es el factor de atenuación que sufren los fotones debido a la auto-absorción en la matriz o medio, recordemos que la matriz es cementada y que la fuente o residuo se encuentra uniformemente distribuida en el tambor. La densidad aproximada de la matriz es de 2.25 g/cm^3, en un contenedor de acero SAE 1010 y espesor 0.127 cm con diámetro interno de 57.1 cm, y altura: 87 cm.

2. DESARROLLO TEÓRICO

El desarrollo teórico esta basado en determinar cada uno de los parámetros representados en la ecuación (2). Para poder utilizar esta ecuación es necesario conocer el factor geométrico F_G y el factor de atenuación F_{att}.

2.1. Cálculo de F_G o Angulo Sólido

Consideremos una fuente disco, que para nuestros propósitos representa la base del tambor, donde la actividad se encuentra distribuida uniformemente en toda la muestra. El flujo de fotones emitidos por la fuente disco al punto p_1 como muestra la figura 2, se encuentra dado por [5]:

$$\varepsilon(E)_a = \varepsilon(E)_p \int_A \frac{dA}{4\pi\rho^2} \tag{3}$$

Donde:

$$F_G = \int_A \frac{dA}{4\pi\rho^2} \tag{4}$$

$dA = rdrd\theta$

$b^2 = d^2 + r^2 - 2rd\cos\theta$

$$\rho^2 = h^2 + b^2 = h^2 + d^2 + r^2 - 2rd\cos\theta$$

$$\varepsilon(E)_a = \frac{\varepsilon(E)_p}{4\pi}\int_0^{R_s}\int_0^{2\pi}\frac{rdrd\theta}{h^2 + d^2 + r^2 - 2rd\cos\theta} \tag{5}$$

La solución de la ecuación (5) haciendo cambio de variables es:

$$\varepsilon(E)_a = \varepsilon(E)_p \frac{h^2}{4R_s^2} ln\left[\frac{R_s^2 + (h/2)^2 - d^2 + \sqrt{\left(R_s^2 + (h/2)^2 - d^2\right)^2 + 4d^2(h/2)^2}}{2(h/2)^2}\right] \tag{6}$$

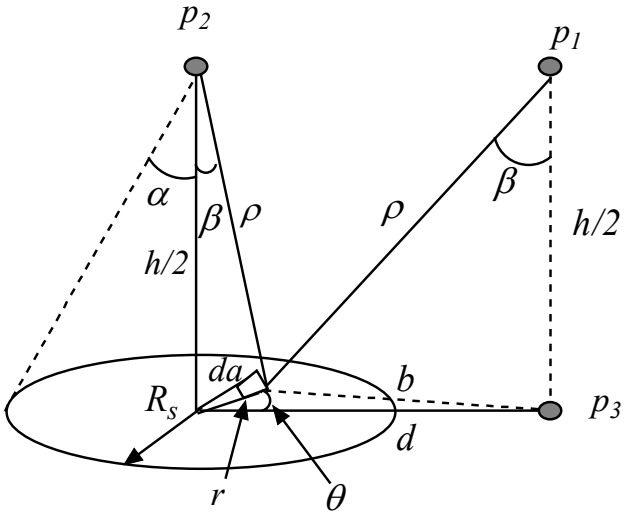


Figura 2. representa un disco de actividad uniformemente distribuida, y donde el *da* representa a la fuente puntual. El punto p_1 representa el detector que se encuentra a la altura *h/2* respecto al tambor.

Si integramos la fuente disco desde -*h/2* a *h/2* obtendremos el volumen del cilindro.

$$\int_{-h/2}^{h/2}\varepsilon(E)_a\,dz = \int_{-h/2}^{h/2}\varepsilon(E)_p \frac{z^2}{4R_s^2} ln\left[\frac{R_s^2 + (z/2)^2 - d^2 + \sqrt{\left(R_s^2 + (z/2)^2 - d^2\right)^2 + 4d^2(z/2)^2}}{2(z/2)^2}\right] dz \tag{7}$$

Esta integral es la suma de *n* discos que se puede resolver numéricamente pero no posee una solución cerrada. Para nuestros propósitos se llega a una buena aproximación (error menor al 3 %), utilizando la ecuación (6) considerando que la fuente se encuentra compuesta por 10 discos equidistantes en el volumen del tambor, como se muestra en la figura 3.

La fuente puntual es colocada a una distancia equivalente al centro del tambor para obtener así la eficiencia que corresponde a una fuente puntual $\varepsilon(E)_p$, como se dijo con anterioridad.

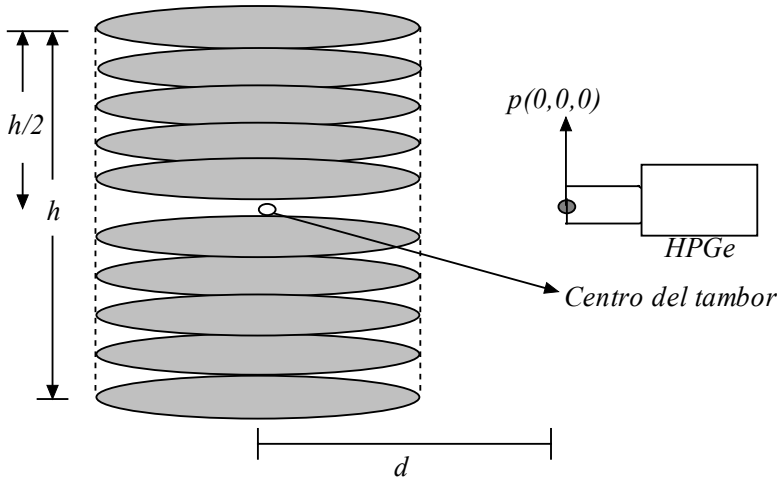


Figura 3. Se observa al tambor "imaginariamente" fragmentado.

Por lo tanto haciendo la sumatoria de los 10 discos utilizando la ecuación (6) podemos escribir:

$$\varepsilon(E)_V \approx \frac{\varepsilon(E)_p d^2}{5R^2} ln\left[\frac{1}{18h^{10}}\left(15625\left(R^2+\frac{h^2}{100}-d^2+\sqrt{\frac{d^2h^2}{25}+\left(R^2+\frac{h^2}{100}-d^2\right)^2}\right)\right.\right.$$
$$\left(R^2+\frac{9h^2}{100}-d^2+\sqrt{\frac{9d^2h^2}{25}+\left(R^2+\frac{9h^2}{100}-d^2\right)^2}\right)\left(R^2+\frac{4h^2}{25}-d^2+\sqrt{\frac{16d^2h^2}{25}+\left(R^2+\frac{4h^2}{25}-d^2\right)^2}\right)$$
$$\left.\left.\left(R^2+\frac{h^2}{4}-d^2+\sqrt{d^2h^2+\left(R^2+\frac{h^2}{4}-d^2\right)^2}\right)\left(h^2-25d^2+25\left(R^2+\sqrt{\frac{4d^2h^2}{25}+\left(R^2+\frac{h^2}{25}-d^2\right)^2}\right)\right)\right)\right] \qquad (8)$$

Donde *R* es el radio del cilindro, *h* la altura del cilindro y *d* la distancia del centro del cilindro a la cara del detector.

2.2. Cálculo de F_{att} Factor de Atenuación por Blindaje

El factor de atenuación se define como la relación o cociente entre la tasa de fluencia de un medio blindante y otro no blindante.

Para el cálculo del factor de atenuación utilizamos dos métodos: 1) solución numérica utilizando del programa MicroShield 6.10.
2) Solución matemática utilizando la literatura existente.

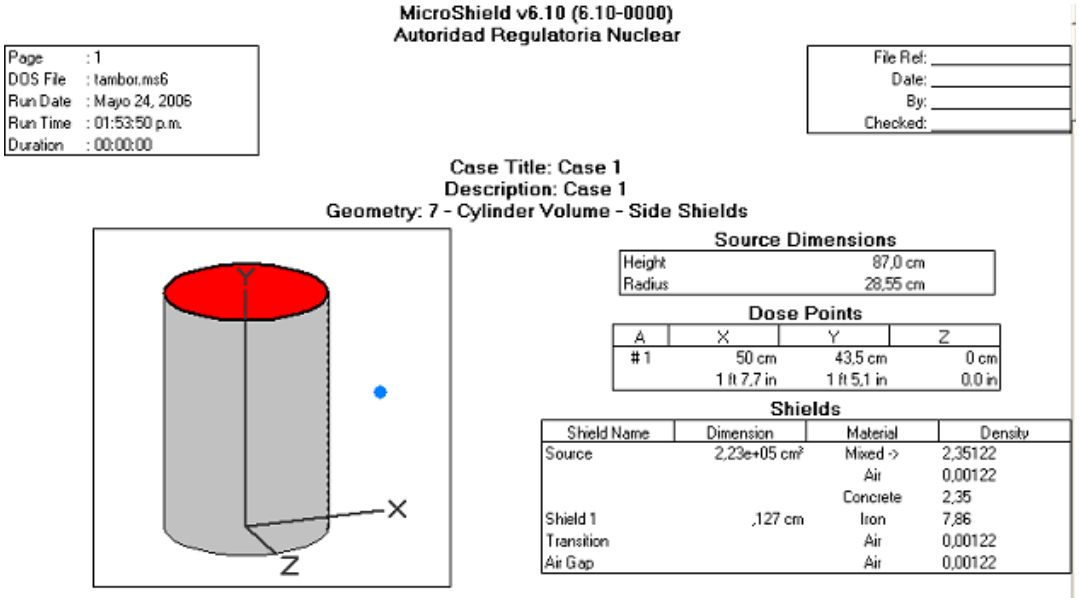


Figura 4. Se observa los datos geométricos de entrada para el cálculo de blindaje utilizando el programa MicroShield 6.10.

Para calcular el factor de atenuación utilizamos como parámetro de entrada cualquier actividad de radionucleídos en el programa MicroShield 6.10 ya que este factor es independiente de la actividad de la fuente, así el factor se define como:

$$F_{att} = \frac{\Phi_{ca}}{\Phi_{sa}} \tag{9}$$

Donde Φ_{ca} es el flujo de fotones de una determina energía con atenuación, y Φ_{sa} es el flujo cuando el medio blindante es el aire o "sin atenuar".

A continuación y a modo de ejemplo se presentan algunos de los factores obtenidos con el programa MicroShield 6.10.

Tabla I. Factores de atenuación calculado con el programa MicroShield 6.10

Radionucleído	E(KeV)	$\Phi_{ca}(\gamma/cm^2.s)$	$\Phi_{sa}(\gamma/cm^2.s)$	F_{att}
Co-60	1332	1,29E+04	8,66E+04	1,49E-01
Co-60	1173	1,39E+04	8,69E+04	1,60E-01
Cs-137	662	8,16E+03	7,28E+04	1,12E-01

Un valor similar se puede obtener a partir de la ecuación presentada en la literatura ya existente [4, 6, 7, 8,]:

$$F_{att} = \frac{8}{3\pi}\mu R - \frac{1}{2}\mu^2 R^2 \qquad \text{para} \quad \mu R < 1 \tag{10}$$

Donde μ es el coeficiente de atenuación dependiente de la energía del fotón en el medio, con dimensiones de $1/cm$. Y R el radio del cilindro.

3. EQUIPAMIENTO Y MEDICION

El equipamiento utilizado ha sido una cadena portátil, compuesta por un detector de Germanio HP (40 %), un Multicanal, y una computadora personal portátil, apto para mediciones *in situ*.
A todo el sistema se le ha incorporado un sistema manual de movilidad que nos permite variar la altura y distancia en el posicionamiento del detector.

Luego de colectar el espectro proveniente del tambor de residuo durante cierto tiempo es necesario determinar la actividad del mismo. Para ello se integra el área del fotopico a analizar y se extrae las cuentas por segundos. Luego de determinar los factores de corrección tanto geométricos como de atenuación aplicamos la siguiente ecuación.

$$A = \frac{N_{cps}}{\varepsilon(E)_V} F_G F_{att} \tag{11}$$

Donde A es la actividad de la muestra a medir y N_{cps} es el número de cuentas por segundo registrados en el fotopico.

4. CONCLUSIONES

Hasta ahora se han medido varios tambores cementados, las distancias de medición (detector-centro de la fuente) varían entre 1 a 6 m dependiendo la actividad del tambor. Resultando ser más precisa en la práctica esta última distancia ya que el error es más pequeño debido a que $\varepsilon(E)_p \approx \varepsilon(E)_V$.

Las curvas de eficiencias obtenidas a través de las fuentes puntuales estándar nos ha proporcionado la herramienta necesaria para determinar la actividad de los tambores, utilizando la ecuación (8). Experimentalmente no se observan los efectos indeseados como la disminución del conteo en el fotopico debido a la atenuación de la capa muerta del detector y/o del espesor de aluminio que envuelve el cristal para energías mayores a los 300 KeV. Por lo tanto, el flujo de fotones colectados sigue la ley de la inversa del cuadrado de la distancia independientemente del ángulo de incidencia de los fotones, lo que hace factible poder integrar matemáticamente en torno al volumen del tambor [3].

Los cálculos de blindajes realizados con el programa MicroShield 6.10 nos ha proporcionado mejores resultados que utilizando la ecuación (10). La discrepancia entre la solución para el factor de atenuación presentado por el programa MicroShield 6.10 y la ecuación (10) es de 5 % para fotones mayores a los 400 KeV, este error aumenta a menor energía ya que μR toma valores mayores o cercanos a 1.

Los resultados obtenidos hasta el momento fueron corroborados con los datos obtenidos de las mediciones hechas en las centrales nucleares observando una discrepancia de 5 al 10 %.

Las mediciones hechas por CNA I y CNE no presentan grandes inconvenientes de atenuación y geometría ya que estos residuos son medidos en forma de barros en pequeños volúmenes antes de su incorporación al tambor, con lo cual, presupone que estas mediciones deben ser más precisas que los realizados por la ARN. El valor de esta práctica no radica en la precisión de la medición, si no, en poder contar con un sistema propio capaz de corroborar los informes elevados por estas centrales a la ARN.

AGRADECIMIENTOS

Los autores desean agradecer la colaboración del personal del AGE Area Gestión de Ezeiza, especialmente al Ing. Anibal Coppo. Al Ing. Eduardo Grassi por su participación en las mediciones y al Lic. Eduardo Quintana por la dirección del proyecto.

REFERENCIAS

1. Saegusa J., et al. Determination of Gamma-ray Efficiency curves for volume samples by the combination of Monte Carlo simulations and point source calibration. *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*. **37**, N°12 P.1075-1081 (2000).
2. Korun, M. and Martincic, R. Efficiency calibration of gamma-ray spectrometers for volume-source geometry. *Appl. Radiat. Isot.* **43**, 29-35 (1992).
3. Aguiar, J.; Galiano E. and Fernandez, J. Peak efficiency calibration for attenuation corrected cylindrical sources in gamma ray spectrometry by the use of a point source. *Appl. Radiat. Isot*. In Press (2006).
4. Debertin, K. and Helmer, R.G. *Gamma and x-ray spectrometry with semiconductor detectors*. North-Holland, Amsterdam (1988).
5. Kenneth R. Kase and Walter R. Nelson. *Concepts of radiation dosimetry*. Pergamon Press, p. 111-112 (1978).
6. Dickens, J.K. Self absorption of gamma rays produced in large cylindrical samples. *Nucl. Inst. Meth*. **98**, 451-454 (1972).
7. Evans R.D. and Evans R. O. Studies of self-absorption in gamma ray sources. *Rev. of Mod. Phys*. **20**, N° 1, P. 305-326 (1948).
8. Clifford C Paterson et al. An Investigation of Radium Luminous Compound. *Proc. Phys. Soc. London* **29** P. 215-249 (1916).

Análisis probabilístico de seguridad en plantas industriales de irradiación

Alderete, F. y Elechosa, C.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 Setiembre 2006

Análisis Probabilístico de Seguridad en Plantas Industriales de Irradiación

Fernando Alderete y Christian Elechosa
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

La Autoridad Regulatoria Nuclear argentina está realizando el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) de las dos plantas industriales de irradiación existentes en el país. El objetivo de esta presentación es mostrar desde el punto de vista regulatorio, las ventajas de aplicar esta herramienta, así como las dificultades aparecidas; para ello se hará una breve descripción de las instalaciones, del método y de la normativa.

Ambas plantas son instalaciones multipropósito catalogadas como "irradiador industrial categoría IV" (irradiador panorámico con fuente depositada en piscina).

Básicamente, la ejecución de un APS consta de las siguientes etapas:

1. Identificación de Eventos Iniciantes
2. Modelado de Secuencias Accidentales (Árboles de Eventos)
3. Análisis de Sistemas (Árboles de Fallas)
4. Cuantificación de Secuencias Accidentales

La normativa argentina no exige a estas instalaciones la realización de un APS, sin embargo la Norma Básica de Seguridad Radiológica establece que en el diseño de este tipo de instalaciones en los casos que se justifique, debe asegurarse que la probabilidad anual de ocurrencia de una secuencia accidental y la dosis resultante en una persona dé como resultado un riesgo radiológico inferior al límite de riesgo adoptado como criterio de aceptación. Por otro lado la Norma de Diseño específica para estos irradiadores exige una tasa de fallas máxima de 10^{-2} para los componentes relacionados con los sistemas de seguridad radiológica.

En nuestro caso, se han identificado los posibles eventos iniciantes que llevan a situaciones no deseadas (sobre exposición de personas, contaminación radiactiva). Luego, para cada uno de los eventos iniciantes significativos, se modelaron las secuencias accidentales correspondientes y se analizaron los sistemas de seguridad que intervienen en dichas secuencias mediante árboles de falla, para luego determinar las probabilidades de falla de los mismos. Actualmente se están completando estos árboles de falla, pero la dificultad radica en la imposibilidad de obtener datos reales de la confiabilidad de los componentes y sistemas relacionados con la seguridad radiológica. La ventaja de la aplicación del APS es el alto grado de conocimiento de la instalación que se adquiere. Por lo que aún con un análisis cualitativo es posible verificar el nivel de seguridad de las mismas e identificar las áreas más aconsejables y susceptibles de mejora, pudiéndose aplicar lo aprendido al licenciamiento de nuevas instalaciones.

1. INTRODUCCIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear argentina está realizando el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) de las dos plantas industriales de irradiación existentes en el país, con la idea de identificar los riesgos y evaluar posibles escenarios accidentales y fallas de barreras de seguridad en estas instalaciones.

El objetivo de esta presentación es mostrar desde el punto de vista regulatorio, las ventajas de aplicar esta herramienta, así como las dificultades aparecidas; para ello se hará una breve descripción de las instalaciones, del método y de la normativa.

2. DESCRIPCIÓN DE LAS INSTALACIONES

Ambas plantas están catalogadas como "irradiador industrial categoría IV" (irradiador panorámico con fuente depositada en piscina).

Son instalaciones multipropósito, utilizadas, entre otras cosas, para conservación y descontaminación de alimentos, esterilización de productos de uso médico o farmacológico, tratamiento de turba, etc..

Una de es estas instalaciones pertenece a la Comisión Nacional de Energía Atómica y está licenciada para operar con fuente de ^{60}Co con una actividad de 1 MCi (37 PBq); en cambio, la otra instalación es un emprendimiento privado, estando licenciada para operar con una fuente de ^{60}Co con una actividad de 1,23 MCi (45,14 PBq).

Ambas instalaciones constan de un recinto de irradiación formado por una sala de irradiación y un único laberinto de ingreso/egreso (tanto para personas como para productos). En la sala de irradiación se encuentra la piscina donde se deposita la fuente radiactiva. El blindaje del recinto es de hormigón monolítico. Los productos a tratar se pueden ingresar automáticamente por medio de un sistema de transporte o en forma manual. También poseen una sala de control y una sala de máquinas.

Cuentan con sistemas de seguridad para controlar el acceso al recinto (sensores de puerta cerrada, barreras infrarrojas), cable perimetral en el recinto para bajar la fuente en caso de necesidad, control de nivel de agua en pileta, posición de la fuente (sensores en el mecanismo de izaje de la fuente y en el bastidor principal), niveles de radiación en sala de irradiación y laberinto, sistema de ventilación para extracción del ozono generado. Cada uno de estos sistemas con sus correspondientes alarmas visuales y acústicas. Estos sistemas de seguridad son redundantes y diversos. En una de estas instalaciones, la mayor parte de los sistemas de seguridad son controlados por un PLC (controlador lógico programable).

Por otra parte, la secuencia de izado de la fuente es iniciada en la sala de irradiación (con un tiempo límite), lo que obliga al operador a comprobar que no haya personas en la misma, y no se puede continuar si los sistemas de seguridad no se encuentran operativos o están actuados, concretándose con el ingreso de una clavija (o llave) y de un código de seguridad en la sala de

control. Por procedimiento, cada vez que se ingresa al recinto de irradiación se debe llevar un monitor portátil en funcionamiento y calibrado.

Estas instalaciones poseen un organigrama de operación, y el personal que ocupa las distintas posiciones del mismo debe estar capacitado, con su correspondiente licencia individual y autorización específica para cada función.

3. DESCRIPCIÓN DEL MÉTODO DE ANÁLISIS (APS)

El Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) es un método sistemático que permite determinar y analizar los posibles escenarios de secuencias accidentales, es decir que se obtiene un modelo de respuesta de la instalación ante la ocurrencia de un conjunto de eventos que podrían amenazar la operación segura de la instalación.

A continuación se describen los pasos a seguir para la ejecución un APS.

3.1. Objetivos y Alcance del APS

En primer lugar se debe establecer cuál es el alcance y los objetivos del APS.

El alcance definirá si se tendrá en cuenta en el análisis eventos internos y eventos externos, si se considerará solo a los trabajadores o se incluirá al público, cuáles serán las vías de exposición analizadas, si se realizará un análisis cuantitativo o cualitativo.

Los objetivos perseguidos por lo general son la verificación del nivel de seguridad de la instalación e identificación de áreas susceptibles de mejoras.

3.2. Identificación de Eventos Iniciantes

Se denomina Evento Iniciante a todo aquel evento no deseado que puede llevar a la instalación a una situación accidental. La identificación de estos eventos surge luego de familiarizarse con la instalación de forma tal de obtener la siguiente información:

- Descripción del proceso de operación
- Posibilidad de múltiples procesos
- Descripción de los sistemas de seguridad y sistemas soportes
- Entrenamiento del personal
- Análisis de riesgo existente
- Análisis de seguridad existente
- Historial de incidentes en la instalación
- Experiencias en instalaciones similares
- Inventario de materiales riesgosos
- Procedimientos de emergencias
- Impacto ambiental

- Caracterización del sitio de emplazamiento
- Licencia aplicable y condiciones de dicha licencia

Utilizando la información recabada es posible determinar cuáles son los riesgos potenciales de la instalación así como identificar los eventos iniciantes que pueden contribuir al riesgo.

Una de las técnicas utilizadas para la identificación de eventos iniciantes es el Diagrama Lógico Maestro (DLM). Es un diagrama que se obtiene en forma deductiva, se parte de un evento indeseado llamado evento tope y se desdobla en niveles sucesivos identificando los diferentes eventos que lo pueden ocasionar, de esta forma se va desarrollando una estructura jerárquica en la que los eventos en el nivel inferior de dicha estructura, serán los ‘’eventos iniciantes” bajo análisis.

3.3. Modelado de Secuencias Accidentales

El objetivo de esta tarea es desarrollar un modelo que relacione la ocurrencia de un evento iniciante, la respuesta de la instalación para este evento y el espectro de resultados y estados posibles. Es decir que el modelado de secuencias accidentales se obtiene teniendo en cuenta la evolución de los sistemas de seguridad de la instalación ante la ocurrencia de un evento iniciante.

Uno de los métodos más conocidos para modelar las secuencias accidentales es el análisis por medio de un Árbol de Eventos, éste es un modelo gráfico inductivo que permite representar la respuesta de la instalación ante un evento iniciante y por lo tanto delinear las secuencias de accidentes dado el éxito o el fracaso de los sistemas de seguridad requeridos y de los operadores que llevan a cabo funciones de seguridad.

Tanto los sistemas seguridad como las acciones de lo operadores forman las cabeceras de los árboles de eventos, debiéndose definir las condiciones de éxito para cada una de estas cabeceras.

En el árbol de eventos cada secuencia es única y depende de la falla o el éxito de las cabeceras del árbol.

3.4. Análisis de Sistemas

El análisis de los sistemas se hace mediante la técnica de Árboles de Falla, éste es un modelo gráfico que permite analizar sistemas complejos, se parte de un suceso de falla que se denomina evento tope y se desarrolla hasta el nivel de componente, analizando los estados posibles de estos componentes (falla o no falla), y sus relaciones lógicas según el sistema que se trate. Se parte de un estado no deseado (estado falla) y mediante un razonamiento lógico-deductivo se encuentran las causas por las cuales puede ocurrir la falla del sistema.

3.5. Cuantificación de las Secuencias Accidentales

La Cuantificación de las Secuencias Accidentales permite obtener la probabilidad de ocurrencia

de exposiciones potenciales y a partir de esta una estimación del riesgo.

Esta parte del APS consiste en la evaluación y determinación de:

- Frecuencia de ocurrencia de cada evento iniciante
- Confiabilidad de sistemas y componentes
- Confiabilidad humana
- Causas de fallas comunes
- Datos para la determinación del daño debido a descargas tanto para miembros del público como para los trabajadores
- Datos para la determinación del daño debido a la exposición directa a la radiación

En general, los datos de frecuencia de ocurrencia de eventos iniciantes, confiabilidad de sistemas y componentes, pueden ser específicos (es decir, obtenidos de registros de tasas de fallas de sistemas o componentes de la instalación misma o aportados por el fabricante) o genéricos (datos obtenidos de instalaciones industriales de naturaleza similar o componentes bajo las mismas condiciones de uso). Existen bases de datos genéricas de confiabilidad de componentes usados en los casos que no se dispongan de datos específicos.

En cuanto a la probabilidad de error humano se puede decir que los datos usados en los modelos deberían ser preferiblemente derivados de la experiencia operativa de la instalación o de otras instalaciones que operen en forma similar.

La evaluación y determinación del daño dependerá de la secuencia accidental analizada. En el caso de plantas de irradiación las secuencias conducirán a exposiciones directas a la radiación y en menor mediada a contaminación radiactiva.

4. NORMATIVA ARGENTINA

La normativa argentina no exige a estas instalaciones la realización de un APS, sin embargo la Norma Básica de Seguridad Radiológica establece que en el diseño de este tipo de instalaciones en los casos que se justifique, debe asegurarse que la probabilidad anual de ocurrencia de una secuencia accidental y la dosis resultante en una persona dé como resultado un riesgo radiológico inferior al límite de riesgo adoptado como criterio de aceptación.

Por otro lado la Norma de Diseño específica para estos irradiadores exige una tasa de fallas máxima de 10^{-2} para los componentes relacionados con los sistemas de seguridad radiológica.

5. SITUACIÓN ARGENTINA

En nuestro caso, se han identificado los posibles eventos iniciantes que llevan a situaciones no deseadas. Se consideraron como situaciones no deseadas la sobre exposición de personas y la contaminación radiactiva. Luego, para cada uno de los eventos iniciantes significativos, se modelaron las secuencias accidentales correspondientes y se analizaron los sistemas de seguridad que intervienen en dichas secuencias mediante árboles de falla, para luego determinar las

probabilidades de falla de los mismos. Actualmente se están completando dichos árboles de falla y se están cuantificando las secuencias accidentales (asignación de datos de frecuencias de ocurrencia de eventos iniciantes, confiabilidad de sistemas, confiabilidad humana).

Realizando un diagrama lógico maestro, se identificaron los siguientes eventos iniciantes para el caso de sobre exposición de personas a la radiación gamma:

1. Izado espurio e inadvertido de la fuente de irradiación
2. Caída de la fuente del portafuente
3. Operador iza fuente de irradiación suponiendo erróneamente que en el recinto de irradiación no hay personal
4. Ingreso de personal por puerta principal estando la fuente expuesta
5. Operador entra el recinto de irradiación siguiendo los procedimientos, estando la fuente en posición de irradiación (en caso de señal contradictoria)
6. Entrada al recinto de irradiación de personal de la instalación por abertura de carga de productos estando la fuente en posición de irradiación
7. La fuente de irradiación queda trabada fuera de su posición de reposo (corte del suministro de energía eléctrica, falla mecánica)
8. Pérdida de agua en la piscina donde se deposita la fuente de irradiación
9. Fuente de irradiación queda sin blindaje durante su carga o descarga
10. Sistema de transporte de producto arrastra material radiactivo fuera del recinto de irradiación
11. Degradación del blindaje del recinto de irradiación por paso del tiempo
12. Incendio o explosión en el recinto de irradiación
13. Incendio o explosión dentro de la instalación (pero fuera del recinto de irradiación).
14. Causas externas a la instalación (terremotos, inundaciones, tornados, impacto de aeronaves, explosiones, etc.)
15. Falta de ventilación en el recinto de irradiación (es un evento iniciante de intoxicación convencional, pero la acumulación de ozono favorece incendios)

Y se identificaron los siguientes eventos iniciantes para el caso de contaminación con ^{60}Co:

16. Fatiga térmica del encapsulado de la fuente
17. Corrosión del encapsulado de la fuente
18. Defectos latentes en la fuente
19. Daños a la fuente durante su carga o descarga
20. Daños a la fuente provocados por el mecanismo de izado
21. Daños a la fuente provocados por el sistema de transporte de producto
22. Falla del encapsulado de la fuente debida a sobrepresión
23. Contaminación superficial del contenedor
24. Contaminación dentro del contenedor
25. Contaminación de la pileta
26. Contaminación del recinto de irradiación durante recambio de fuente
27. Contaminación de personas u objetos que salen del recinto de irradiación

Algunos de estos eventos iniciantes se descartaron por tener una baja probabilidad de ocurrencia, por ejemplo el número 14 (dado que la probabilidad de que ocurra un evento externo catastrófico

en las zonas de emplezamiento de las instalaciones es muy baja).

Basándose en los sistemas de seguridad existentes en las instalaciones y en los procedimientos administrativos que deben cumplir los operadores, se desarrollaron los árboles de eventos para cada evento iniciante, delineando de esta forma las destintas secuencias que conducen a una situación accidental. A continuación se muestra a modo de ejemplo uno de los árboles de eventos desarrollados.

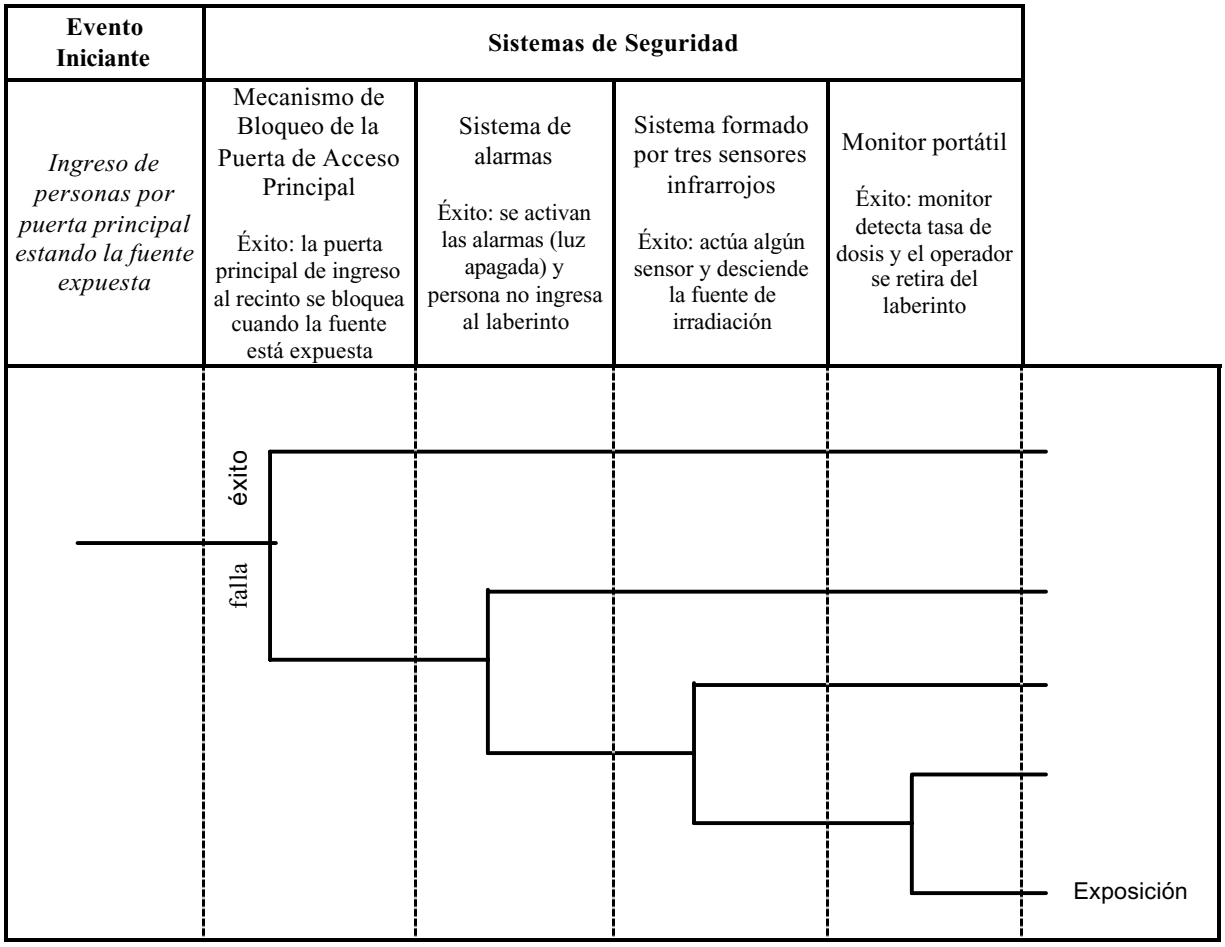


Figura 1. Ejemplo de árbol de evento

Posteriormente se desarrollaron los árboles de falla de los sistemas que forman la cabecera de los árboles de eventos, definiéndose previamente las condiciones de éxito de cada cabecera. Si tomamos como ejemplo la cabecera "Mecanismo de Bloqueo de la Puerta de Acceso Principal", en este caso la condición de éxito es: la puerta principal de ingreso al recinto se bloquea cuando la fuente está expuesta. A continuación se muestra el correspondiente árbol de fallas, donde, para simplificar, sólo se desarrolla la rama correspondiente a “Falla Detección”.

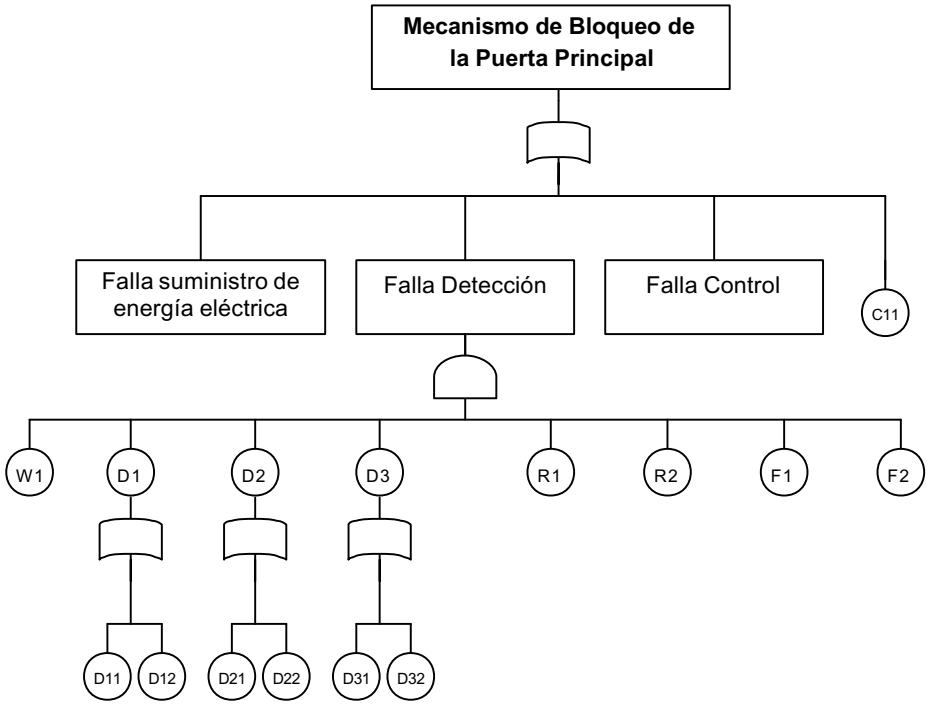


Figura 2. Ejemplo de árbol de fallas

Donde:

C11: Falla cerrojo electromecánico de puerta principal
W1: Falla sensor de nivel de riesgo de pileta
D1: Falla monitor de radiación A
D11: Detector A mal calibrado
D12: Falla electrónica del detector A
D2: Falla monitor de radiación B
D21: Detector B mal calibrado
D22: Falla electrónica del detector B
D3: Falla monitor de radiación D
D31: Detector D mal calibrado
D32: Falla electrónica del detector D
R1: Falla microswitch 1 sobre máquina de izaje
R2: Falla microswitch 2 sobre máquina de izaje
F1: Falla fin de carrera 1 sobre portafuente
F2: Falla fin de carrera 2 sobre portafuente

Dada la antigüedad de las instalaciones se presentan ciertas dificultades al desarrollar los árboles de falla ya que no se conocen en detalle algunos componentes de los sistemas de seguridad. Pero el mayor problema radica en la cuantificación de estos árboles, ya que al no disponerse de valores

reales de tasa de falla de estos componentes, se complica la determinación de la confiabilidad de los sistemas de seguridad.

Por otro lado, en los árboles de eventos, el problema surge con la asignación de datos de frecuencias de ocurrencia a los eventos iniciantes, ya que no se cuenta con registros operativos estadísticamente representativos propios de estas instalaciones.

6. CONCLUSIONES

Si bien la dificultad radica en la imposibilidad de obtener datos reales de la confiabilidad de los componentes y sistemas relacionados con la seguridad radiológica, la ventaja de la aplicación del APS es el alto grado de conocimiento de la instalación que se adquiere.

Aunque lo óptimo sería realizar un análisis cuantitativo de las posibles secuencias accidentales para cada instalación, aún realizando un análisis cualitativo es posible verificar el nivel de seguridad de las mismas e identificar las áreas más aconsejables y susceptibles de mejora, pudiéndose aplicar lo aprendido en el licenciamiento de nuevas instalaciones, en la asignación de prioridades en las inspecciones y en la evaluación de modificaciones del diseño y operación.

Evaluación de la dosis debida a la liberación del contenido radiactivo presente en sistemas de disposición final de residuos radiactivos

Amado, V.A. y López, F.O.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 Setiembre 2006

Evaluación de la Dosis Debida a la Liberación del Contenido Radiactivo Presente en Sistemas de Disposición Final de Residuos Radiactivos

Valeria Amado y Fabio López
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Los sistemas de disposición de residuos radiactivos conocidos como repositorios cercanos a la superficie, se emplean para disponer residuos que pueden contener altas concentraciones de radionucleidos de período de semidesintegración corto, los cuales decaerían a niveles radiológicamente insignificantes en unas pocas décadas o en algunos siglos; y concentraciones aceptablemente bajas de radionucleidos de período de semidesintegración largo.
La dosis que recibiría el grupo crítico debido a estos sistemas podría incrementarse a causa de eventos discretos, que afecten el tiempo previsto de retardo, o por la degradación gradual de las barreras. A este último caso contribuye la presencia de agua, pues implica procesos de lixiviación y disolución que pueden dar lugar a concentraciones de radionucleidos en el agua subterránea superiores a las esperadas.
La evaluación dosimétrica es importante debido a que brinda información objetiva útil para decidir si un dado repositorio se ajusta a los propósitos de su diseño y cumple con los requisitos regulatorios.
En este trabajo se presenta una evaluación simplificada de la dosis que recibiría el grupo crítico debido a la liberación de radionucleidos contenidos en un sistema de disposición final de residuos radiactivos hipotético. Para ello, se consideran valores representativos de las actividades usualmente contenidas en este tipo de sistemas y se realizan algunas aproximaciones del término fuente.
El estudio se desarrolla en dos etapas. En la primera, mediante el Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) se considera la dispersión de los contaminantes en el acuífero freático, hasta el punto de descarga en el curso de agua superficial más próximo. Este modelo, desarrollado originalmente en la rama regulatoria de la Comisión Nacional de Energía Atómica Argentina (CNEA); resuelve la ecuación de transporte de solutos en medios porosos en tres dimensiones, por el método de diferencias finitas, teniendo en cuenta la retención del suelo y el decaimiento radiactivo.
En la segunda etapa, el programa PC CREAM (Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology) permite estudiar la dispersión en el agua superficial hasta la ubicación del grupo crítico y realizar la evaluación dosimétrica.
El objetivo del trabajo es mostrar la utilidad de estos modelos para estimar, con fines regulatorios y mediante criterios conservativos, el orden de magnitud de las concentraciones esperables y las dosis involucradas.

1. INTRODUCCIÓN

Los sistemas de almacenamiento ubicados cerca de la superficie se agrupan, según la Guía de Seguridad Nº WS-G-1.1 de IAEA [1], en dos categorías principales: Las instalaciones que tienen la zona de disposición por encima o por debajo de la superficie original del suelo (montículos o trincheras, respectivamente); y las instalaciones ubicadas en cavidades de rocas. En el primer caso, la cubierta que cubre los desechos tiene por lo general varios metros de espesor, mientras que en el segundo la cubierta de roca puede alcanzar hasta decenas de metros de espesor.
La disposición final en sistemas ubicados cerca de la superficie, con un diseño, ubicación y construcción adecuados, ofrece un aislamiento seguro y rentable para los residuos con altas concentraciones de radionucleidos de período de semidesintegración corto, los cuales decaerían a niveles radiológicamente insignificantes en unas pocas décadas o en algunos siglos; y para aquellos que pueden contener concentraciones aceptablemente bajas de radionucleidos de período de semidesintegración largo.

La evaluación de la seguridad de una instalación es un procedimiento que sirve para valorar el comportamiento de la misma y, como un objetivo principal, su impacto radiológico potencial en la salud de los seres humanos y en el medio ambiente.

Según la misma Guía de Seguridad [1], la elaboración de un modelo conceptual para la evaluación de seguridad de la disposición final de desechos radiactivos cerca de la superficie debería incluir, entre otras cosas, la definición y caracterización de los desechos desde el punto de vista del inventario, la forma de los desechos y el bulto. Esta información debería tener un nivel de detalle suficiente para permitir la elaboración de modelos adecuados de las liberaciones de radionucleidos, es decir, el término fuente. Como mínimo se debería ofrecer información que sirva de base para justificar un modelo simple de liberación, como por ejemplo, suponer que el ritmo de liberación es constante o que cada año se libera una proporción fija. El modelo conceptual del término fuente puede ser perfeccionado por iteración a medida que se obtenga más información sobre los desechos y sobre el sistema de disposición final.
Por otro lado, la citada guía [1] indica que se debería tener en cuenta la degradación de las barreras de ingeniería, tales como sistemas de cobertura y estructuras de hormigón.
Finalmente, señala que los modelos iniciales serán presumiblemente simples, pero a medida que se desarrolla el conocimiento del sistema, quizás resulte necesario emplear modelos más detallados para garantizar que el sistema está representado en forma adecuada. Sin embargo, los modelos deberían ser lo suficientemente simples para ser compatibles y coherentes con los datos que se dispone; de otro modo, el resultado será una mayor incertidumbre y no una precisión superior.

Teniendo en cuenta estas recomendaciones, a efectos de realizar una primera evaluación de la dosis que recibiría el grupo crítico debido a la liberación de radionucleidos contenidos en un Repositorio Cercano a la Superficie hipotético se emplean consecutivamente los modelos Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos [2] (DRAF) y el programa PC CREAM [3].

El Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) fue desarrollado originalmente en la División Estudios Ambientales de la Gerencia de Seguridad Radiológica y

Nuclear de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), por D. E. Rives en 1992, para la evaluación de seguridad de sistemas de eliminación de residuos radiactivos cercanos a la superficie [4].
Luego de su desarrollo inicial, el modelo fue utilizado en el Programa de Investigación Coordinado del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) sobre "The Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities (NSARS)", casos 1 [5], 2 A [6] y 2 B [7]. En 1995 se realizaron modificaciones al código que permitieron su aplicación en la resolución del "Test Case 2 C" [8] del mismo programa y en 1996 se desarrolló una nueva versión para su utilización en la zona no saturada, que se aplicó al ejercicio "The Safety Assessment as a Regulatory Tool" del OIEA [9].

El Modelo Dinámico, perteneciente al módulo ASSESSOR, del programa PC CREAM (Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology) es un programa que ha sido desarrollado por la National Radiological Protection Board (NRPB) para evaluar el impacto radiológico de las descargas de efluentes radiactivos durante la operación normal de una instalación.

1.1. Características del Sistema de Disposición Final de Residuos Radiactivos

Se considera un Repositorio Cercano a la Superficie hipotético. El mismo consiste en una trinchera de 30 m de ancho, 120 m de largo y 3 m de altura. Los residuos se disponen, compactados o solidificados, dentro de tambores. Una vez que la trinchera está llena, se cubre con tierra del lugar y se tapa con una capa de material impermeable.

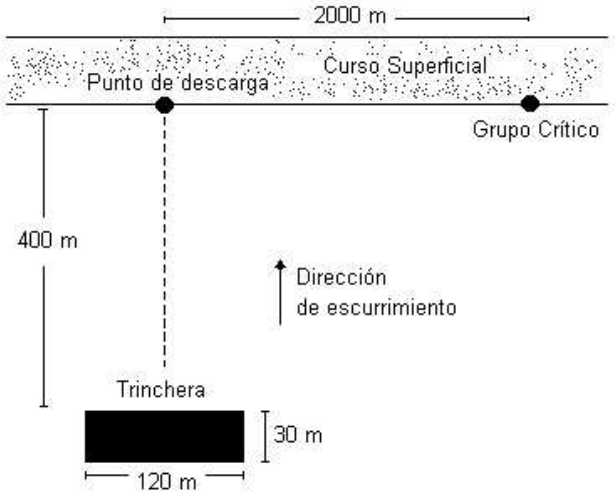


Figura 1. Esquema de la trinchera, el punto de descarga y el grupo crítico

La trinchera se ubica a la altura del nivel freático, en una región plana, de clima templado húmedo y formada por suelos limosos.

El acuífero freático posee un espesor de 6 m y el sentido del escurrimiento subterráneo es hacia un arroyo, que se encuentra a 400 m de la trinchera (Figura 1).

La distancia desde el punto de descarga del acuífero a la ubicación del grupo crítico, aguas abajo del arroyo, es de 2000 m.

Se analizan los siguientes radionucleidos: Co-60, Sr-90, Cs-137, H-3 y U-238; asumiendo que el inventario de cada uno, presente en el sistema al momento de iniciar la simulación, es de 1×10^{10} Bq.

2. METODOLOGÍA

La evaluación dosimétrica se realiza en dos etapas:

En la primera etapa, descripta en la subsección 2.1, se estudia la dispersión del radionucleido en el acuífero freático. Para ello se analiza la liberación del radionucleido, desde la trinchera al acuífero freático, y su traslado a través del mismo en dirección al curso de agua superficial, hasta el punto de descarga. El transporte es simulado mediante el Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) en su versión Nº 24, que corresponde a medios saturados.

El resultado de esta etapa es la actividad o la concentración de actividad anual en función del tiempo, de cada radionucleido, presente en el punto de descarga. Estos valores son el punto de partida para la segunda etapa.

En la segunda etapa; descripta en la subsección 2.2, se estudia la dispersión de cada radionucleido en el arroyo y su desplazamiento por este hasta la ubicación del grupo crítico. La misma se lleva a cabo mediante el Modelo Dinámico, perteneciente al módulo ASSESSOR, del programa PC CREAM (Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology).

El resultado final es la evaluación, para cada radionucleido, de la dosis efectiva total anual máxima y el tiempo en el que ésta se alcanza (donde la dosis efectiva total anual es la suma de la dosis efectiva en un año, debido a exposición externa, y la dosis efectiva comprometida, debida a incorporaciones en ese mismo año [10]).

2.1. Primera Etapa: Cálculo de la Concentración de Actividad en el Punto de Descarga

Se selecciona la región de interés, que contiene al sistema y a la parte del acuífero desde la trinchera al punto de descarga al arroyo, como un paralelepípedo de 350 m de ancho, 450 m de largo y 6 m de altura. La misma es discretizada mediante paralelepípedos más pequeños o nodos, distinguiendo los nodos fuente que representan al sistema. A continuación se detallan las aproximaciones tenidas en cuenta acerca del término fuente.

2.1.1. Aproximaciones del término fuente

Para cada radionucleido, el término fuente es el valor de actividad contenido en el sistema al

momento de iniciar la simulación: 1 x 10^{10} Bq. Se supone que dicha actividad se halla distribuida uniformemente en el volumen del sistema y que penetra al acuífero a través de los nodos fuente que lo representan.

La liberación se produce a intervalos regulares de 5 días, en un valor constante de 2,74 x 10^{6} Bq; de manera que al cabo de los 50 años todo el contenido radiactivo ingresa al acuífero freático. Este último lapso fue seleccionado en forma arbitraria, para contemplar el retardo en el ingreso del material radiactivo al acuífero debido a las características constructivas internas de la trinchera.
Esta simplificación no tiene en cuenta el decaimiento que sufriría el radionucleido, durante los 50 años mientras permanece en el sistema, previamente a su ingreso al acuífero.

2.1.2. Características de la simulación

El estudio se realiza para el acuífero freático, suponiendo que su espesor es constante e igual a 6 m. No se tienen en cuenta aportes de otras capas acuíferas, ni variaciones estacionales o debidas a otros factores.

Se elige el tiempo de duración de cada simulación igual a 550 años, para que sea posible visualizar la dosis máxima anual en todos los casos.
El incremento temporal de cálculo se toma igual a Δt = 5 días. Este valor coincide con el intervalo de ingreso de la actividad al acuífero y es compatible con las condiciones de estabilidad impuestas por el modelo.

Para iniciar cada simulación; el programa requiere la entrada de ciertos parámetros asociados no solo a la discretización de la región, sino también al radionucleido en cuestión y a la hidrogeología del sitio. Algunos de estos parámetros son el campo de velocidades, la dispersividad longitudinal α_L y transversal α_T, el coeficiente de retardo R y el período de semidesintegración radiactivo $T_{1/2}$ (relacionado con la constante de semidesintegración λ mediante: $\lambda = \ln 2 / T_{1/2}$).

A continuación se exponen los criterios tenidos en cuenta para la elección de los parámetros de entrada más relevantes, asociados a esta etapa de la evaluación.

- Campo de velocidad

Se emplea como velocidad efectiva 1,16 x 10^{-5} m/s, y se toma su dirección paralela a uno de los ejes coordenados para que la matriz de dispersión resulte diagonal.
Se supone que el acuífero es un medio isótropo y homogéneo; por lo tanto, la velocidad es uniforme.

- Dispersividad longitudinal y transversal

La dispersividad es una medida del esparcimiento de los contaminantes dentro de un medio poroso. La misma depende de la escala de observación, siendo mayor para las plumas más largas. No obstante, en cualquier escala de observación existe un amplio rango de dispersividades posibles.

En este caso, se considera que la longitud de la pluma es la distancia del sistema al curso de agua superficial, es decir 400 m.
Teniendo en cuenta el rango de valores típicos de dispersividad longitudinal y transversal, en función de la longitud de la pluma [11]; se extrapola para obtener el rango correspondiente a 400 m.

Dentro de los rangos obtenidos, y en coincidencia con aplicaciones anteriores [2], se elige un valor de dispersividad longitudinal: $\alpha_L = 50$ m

Considerando, además, la relación usual entre ambas dispersividades; se elige el valor de la dispersividad transversal igual a: $\alpha_T = 1$ m

- Coeficiente de retardo

La retención en el medio sólido depende de la interacción entre la especie química del radionucleido en solución y las partículas sólidas del medio poroso. Esta interacción está dada por reacciones químicas, el intercambio iónico y el fenómeno de sorción, que comprende la adsorción y absorción. La adsorción es el proceso por el cual una sustancia se adhiere a una superficie, mientras que en la absorción la sustancia es asimilada en un medio diferente.

El coeficiente de retardo puede ser calculado mediante [2]:

$$R = 1 + (\rho_b \, Kd / \theta) \qquad (1)$$

donde ρ_b es la densidad aparente, que es la relación entre el peso del volumen que ocupa en el terreno una muestra seca y el peso del mismo volumen de agua.

θ es el contenido de humedad. Si θ_T es la porosidad total, definida como θ_T = volumen de huecos/volumen total, vale que:
$0 < \theta < \theta_T$, en un medio parcialmente saturado
$\theta = \theta_T$, en un medio completamente saturado

Kd es el coeficiente de distribución, que relaciona la concentración de radionucleido en el medio sólido, con la concentración en el medio líquido. Depende del radionucleido y del tipo de suelo.

Estimación del coeficiente de retardo R usado

Dentro del rango de valores en el que varía la densidad aparente, según el tipo de partículas del suelo, se considera el valor más pequeño [12] por ser el más conservativo:

$\rho_b = 1{,}10 \times 10^3$ kg/m^3

Dado que se supone que el acuífero freático se halla ubicado en una zona cuyo suelo está compuesto de limo y es un medio saturado, se toma el contenido de humedad igual a la porosidad total del limo. Este valor es [12]: $\theta = \theta_T = 0{,}45$.

Del mismo modo, para cada radionucleido se selecciona el coeficiente de distribución correspondiente a limo [13].

Con las suposiciones realizadas, se calcula el coeficiente de retardo mediante la expresión (1). En la Tabla I se pueden observar los resultados obtenidos, junto con el período de semidesintegración radiactiva y tipo de emisión asociados a cada radionucleido.

Tabla I. Coeficiente de retardo y período de semidesintegración radiactiva correspondientes a cada radionucleido estudiado

Radionucleido	Coeficiente de Retardo R	Período de Semidesintegración en Años	Tipo de Emisión
Co-60	3179	5,272	$\beta - \gamma$
H-3	1	12,323	β
Sr-90	50	28,64	β
Cs-137	10757	30,17	$\beta - \gamma$
U-238	30	$4,47 \times 10^{09}$	$\alpha - \gamma$

2.2. Segunda Etapa: Determinación de la Dosis Efectiva Total Anual Máxima y del Tiempo en el que se Alcanza

Para iniciar cada simulación; el programa PC CREAM requiere el ingreso de parámetros que caractericen al arroyo, al radionucleido en cuestión y al grupo crítico. A continuación se exponen las consideraciones realizadas en la aplicación del programa al caso de estudio.

- Parámetros asociados al curso de agua superficial

Se realizan las siguientes suposiciones:

Dimensiones del arroyo
Ancho: 20 m
Profundidad: 4 m

Velocidad del agua
0,10 m/s

Características de los sedimentos
Espesor de los sedimentos del fondo: 0,2 m
Velocidad de los sedimentos del fondo: $3,17 \times 10^{-6}$ m/s
Densidad de los sedimentos del fondo: $1,50 \times 10^{3}$ kg/m^3
Densidad de los sedimentos en suspensión: 0,02 kg/m^3

- Parámetros asociados a los radionucleidos descargados

Se considera una descarga, desde el acuífero freático al arroyo, de 1 Bq por año para cada uno de los radionucleidos en estudio.

Los valores de los coeficientes de distribución K_d de los sedimentos, correspondientes a aguas superficiales, y los factores de concentración de los radionucleidos en pescado que emplea el programa son extraídos de Radiaction Protección 72 de European Comisión [14] para Co-60, H-3, Sr-90 y Cs-137; y de Safety Reports Series Nº 19 de IAEA [15], para el U-238.

- Características del grupo crítico

Se supone un grupo crítico hipotético, integrado por adultos y ubicado a orillas del arroyo, a 2000 m aguas abajo del punto de descarga.

Los factores de consumo y de ocupación, anuales, empleados para dicho grupo son:

Ingestión de pescado del arroyo: 40 kg
Consumo de agua del arroyo: 0,73 m^3
Exposición externa a radiación γ: 7,20 x 10^6 s
Exposición externa a radiación β: 7,20 x 10^6 s

Para un individuo adulto; los valores de F1 (la fracción que desde el tracto gastrointestinal pasa a los fluidos del cuerpo) y de los coeficientes de dosis por ingestión, que emplea el programa para cada radionucleido, son extraídos de la Norma Básica de Seguridad Radiológica de la Autoridad Regulatoria Nuclear [10].

2.2.1. Estimación de la dosis

Ingresando los parámetros detallados antes; el programa calcula la dosis efectiva total anual, que recibiría el grupo crítico, debido a la liberación en el punto de descarga al arroyo de 1 Bq del radionucleido considerado. Dichos valores se muestran en la Tabla II.

Tabla II. Dosis efectiva total anual por cada 1 Bq liberado en el punto de descarga al arroyo para un radionucleido determinado

Radionucleido	Dosis Efectiva Total Anual por Bq descargado (Sv/Bq)
Co-60	2,22 x 10^{-16}
H-3	5,47 x 10^{-20}
Sr-90	3,34 x 10^{-16}
Cs-137	3,98 x 10^{-15}
U-238	2,01 x 10^{-16}

A partir de la actividad anual en función del tiempo presente en el punto de descarga al arroyo, resultante de la etapa 1; se obtiene la dosis efectiva anual en función del tiempo, debida a la liberación del total de actividad de cada radionucleido. Para ello basta multiplicar las actividades anuales resultantes de la etapa inicial por el factor correspondiente de la Tabla II.

3. RESULTADOS

A continuación, las Figuras 2 a 6 muestran los gráficos de la variación temporal de la dosis efectiva total anual que recibiría el grupo crítico hipotético, debido a la liberación de cada uno de los radionucleidos presentes en el sistema.

En todos los casos, el máximo de la dosis se encuentra dentro de los 550 años de duración de la simulación.

En la Tabla III se observan los valores correspondientes a la dosis efectiva total máxima anual y el tiempo en el que se alcanza, para cada radionucleido. Por otro lado; se muestra el porcentaje que representa dicha dosis respecto de la restricción de dosis anual vigente en el país, que es de 1 x 10^{-4} Sv [10].

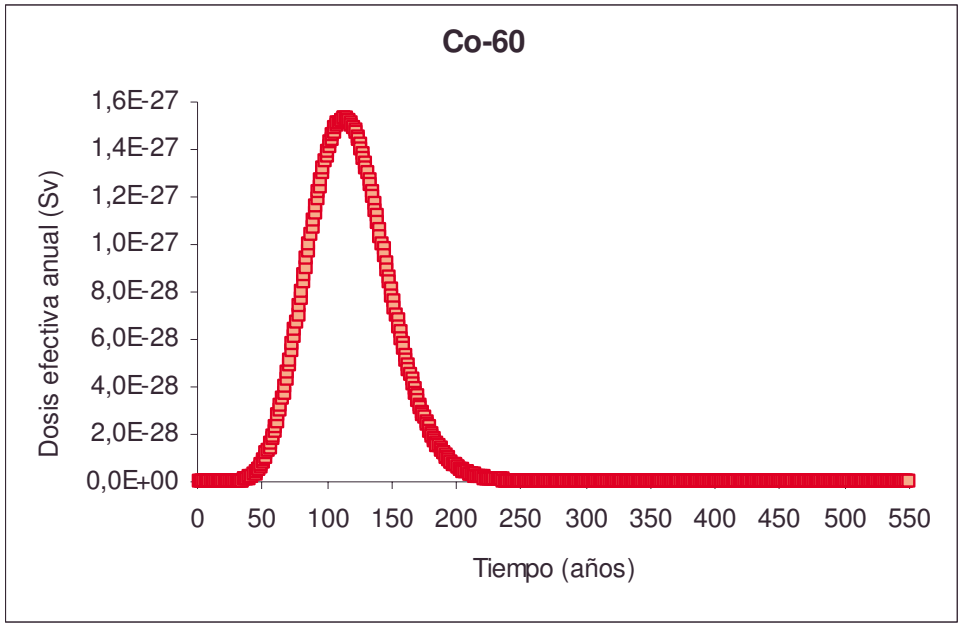


Figura 2. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al Co-60 presente en el sistema

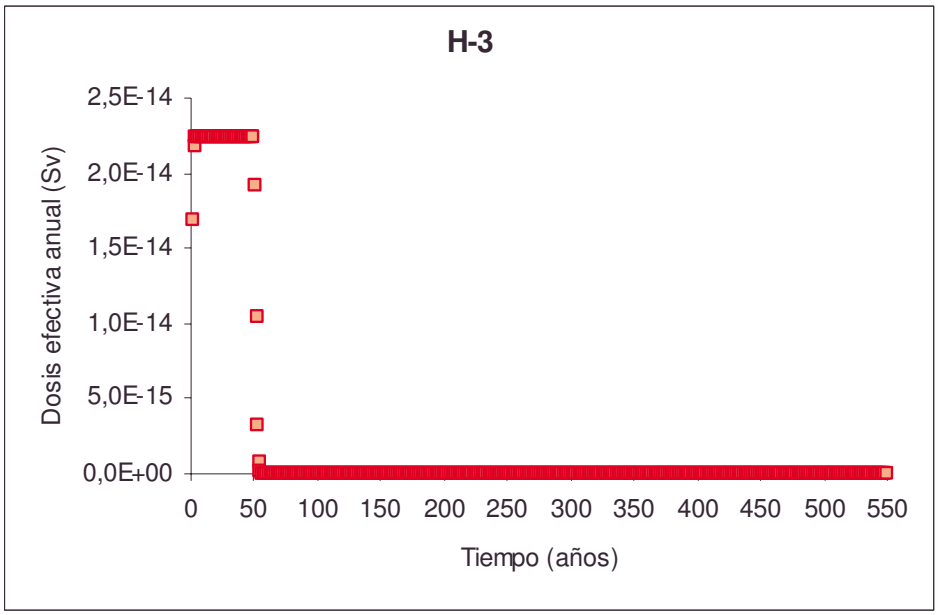


Figura 3. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al H-3 presente en el sistema

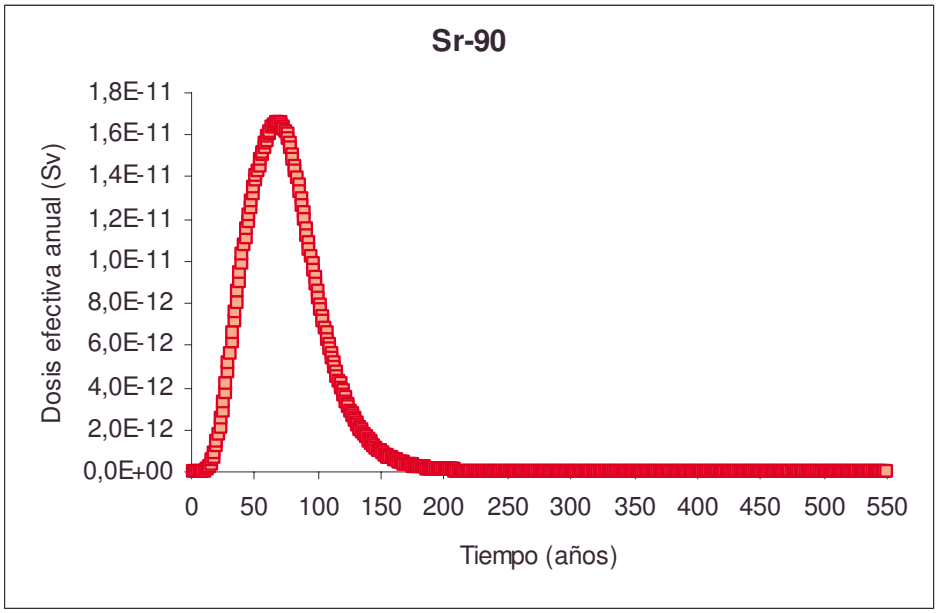


Figura 4. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al Sr-90 presente en el sistema

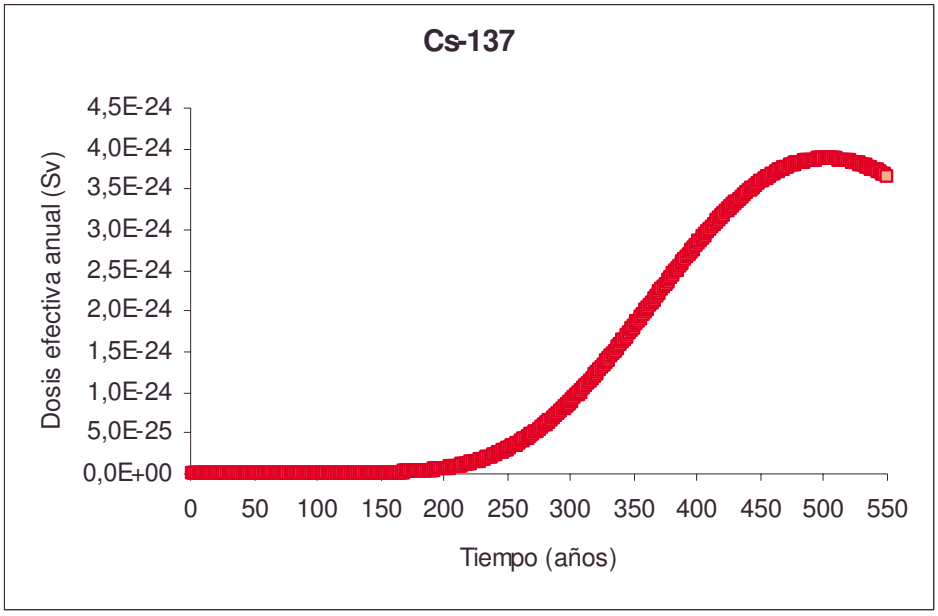


Figura 5. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al Cs-137 presente en el sistema

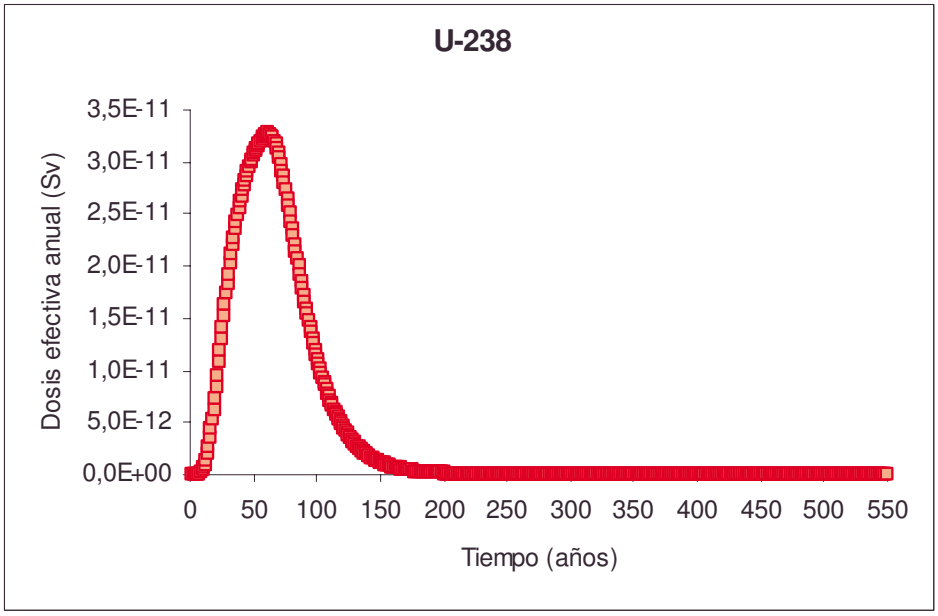


Figura 6. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al U-238 presente en el sistema

Tabla III. Dosis efectiva total anual máxima, que recibiría el grupo crítico hipotético, debido a la liberación de los radionucleidos presentes en el sistema y año en el que la alcanza

Radionucleido	Año en el que se alcanza la dosis efectiva total máxima	Dosis efectiva total máxima anual (Sv)	Porcentaje de dosis efectiva total anual respecto de la restricción de dosis
Co-60	114	$1{,}69 \times 10^{-25}$	$1{,}69 \times 10^{-19}$
H-3	7	$5{,}30 \times 10^{-12}$	$5{,}30 \times 10^{-06}$
Sr-90	81	$1{,}82 \times 10^{-11}$	$1{,}82 \times 10^{-05}$
Cs-137	272	$9{,}85 \times 10^{-13}$	$9{,}85 \times 10^{-07}$
U-238	62	$1{,}09 \times 10^{-10}$	$1{,}09 \times 10^{-04}$

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se presentó una evaluación simplificada de la dosis, que recibiría el grupo crítico, debida a la liberación de radionucleidos contenidos en un sistema de disposición final de residuos sólidos cercanos a la superficie hipotético.

Tanto los modelos, como los criterios que se utilizaron tienen carácter conservativo. Es decir; las suposiciones y simplificaciones efectuadas permiten estimar valores maximizados de las concentraciones esperables y de las dosis involucradas.

No obstante la sencillez de los modelos aplicados; a partir de los resultados obtenidos se puede observar que las dosis involucradas, para todos los radionucleidos analizados, se encuentran muy por debajo de los valores establecidos por la normativa vigente.

Para un cálculo preciso de las dosis debida a un sistema de disposición real se requeriría de la aplicación de modelos validados mediante datos provenientes de mediciones efectuadas en el sitio.

REFERENCIAS

1. Internacional Atomic Energy Agency, *Evaluación de la seguridad para la disposición final de desechos radiactivos cerca de la superficie*, Guía de Seguridad WS-G-1.1, Viena, Austria (2004).
2. Rives, D. E., *Manual del usuario del Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos*, ARN PI-5/99, Buenos Aires, Argentina (1999).
3. National Radiological Protection Board, *Consequences Of Releases To The Environment Assessment Methodology (PC-CREAM 97)*, NRPB-SR296, (1997).
4. Siraky, G.; Rives, D.; Tellería, D.; Bruno, H. Boutet, L. Spano, F. y Pardo, O., *Evaluación de seguridad de sistemas de eliminación de residuos radiactivos en superficie*, CNEA-74/93,

Buenos Aires, Argentina (1993).
5. International Atomic Energy Agency, *The Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities Specifications for Test Case 1*, Viena, Austria (1991).
6. International Atomic Energy Agency, *The Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities Specifications for Test Case 2 A*, Viena, Austria (1992).
7. International Atomic Energy Agency, *The Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities Specifications for Test Case 2 B*, Viena, Austria (1993).
8. Internacional Atomic Energy Agency, *The Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities Specifications for Test Case 2 C*, Viena, Austria (1995).
9. Siraky G., "The Safety Análisis as a Regulatory Tool: a Case Study", *Symposium on Experience in the Planning and Operation of Low Level Waste Disposal Facilities*, Viena, Austria, 17-21 June 1996, IAEA SM-**341/1**, p. 369-381 (1996).
10. Autoridad Regulatoria Nuclear, *Norma Básica de Seguridad Radiológica*, A.R. 10.1.1. Rev. Nº 3, Buenos Aires, Argentina (2001).
11. Gelhar, L. W., C. Welty and K. R. Rehfeldt, "A critical review of data on field-scale dispersion in aquifers", *Water Resources Research*, **Vol. 28**, Nº 7 (1992).
12. E. Custodio, M. R. Llamas, *Hidrología subterránea*, Omega 2da edición, Barcelona, España (1983).
13. Internacional Atomic Energy Agency, *Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in temperate environments*, Technical Reports Series Nº 364, Viena, Austria (1994).
14. Simmonds J. R., Lawson G., Mayali A., *Methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment*, EUR 15760 EN, European Commission, Luxenbourg (1995).
15. Internacional Atomic Energy Agency, *Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment*, Safety Reports Series Nº 19, Viena, Austria (2001).

Desarrollo de un contornímetro

Andrada Contardi, F.A. y Sanz, D.E.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 Setiembre 2006

Desarrollo de un Contornímetro

Flavio Alejandro Andrada Contardi
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Dario Esteban Sanz
Fundación Escuela de Medicina Nuclear
Argentina

Resumen

El cálculo dosimétrico en pacientes que reciben tratamiento de radioterapia requiere el conocimiento de la geometría de algunas porciones anatómicas, las cuales difieren de un paciente a otro. Haciendo referencia al caso específico de neoplasia mamaria, una de las mediciones que se realiza sobre el paciente es la adquisición del contorno de la mama, el cual se determina desde un punto marcado sobre el esternón hasta otro punto marcado sobre el lateral del tórax, por debajo de la axila, con el paciente ubicado en la posición de irradiación. Esta medición se realiza con la ayuda de un contornímetro mecánico, que es un dispositivo conformado por una serie de alambres con un recubrimiento polimérico, el cual se apoya sobre la mama del paciente y reproduce su forma. Luego se transporta en la forma más cuidadosa posible sobre un papel y se traza el contorno con un trazador. El error geométrico asociado a este procedimiento es de ± 1 cm, el cual resulta sensible de ser reducido. El presente trabajo encuentra su motivación en la protección radiológica del paciente en radioterapia. El máximo error en dosis permitido en tratamientos radioterapéuticos es de 5%. Se podría aumentar la precisión y con ello optimizar el tratamiento recibido por el paciente, reduciendo el error en el proceso de adquisición del contorno mamario. Con este objetivo, se diseña un dispositivo digital cuyo funcionamiento se basa en la aplicación de una transformación espacial sobre una fotografía del contorno mamario, la cual corrige la distorsión geométrica introducida en el proceso de la adquisición fotográfica. Se desarrolló un algoritmo que permite obtener una imagen frontal (sin distorsión) del plano del contorno. Una herramienta de software desarrollada especialmente realiza el procesamiento de las imágenes digitales. El máximo error geométrico detectado en el proceso de validación es de 2 mm localizado sobre una pequeña porción del contorno.

1. INTRODUCCIÓN

El presente trabajo consiste en el desarrollo de un contornímetro, dispositivo de uso en radioterapia mediante el cual se obtienen datos geométricos de los pacientes. Estos datos son utilizados para el cálculo dosimétrico y la planificación del tratamiento.

Existe una fase del tratamiento denominada 'set up' que consiste en el posicionamiento del paciente en el equipo con el cual se efectuará la terapia radiante. Aquí se verifican los datos obtenidos en la etapa previa de simulación, y se obtienen una serie de nuevos datos que permiten la planificación del tratamiento.

En el caso particular de un paciente que presenta cáncer de mama, durante la realización del set up, uno de los datos que se adquieren es el contorno de la mama del paciente. Éste se adquiere desde un punto marcado sobre el esternón hasta otro punto ubicado sobre el lateral del tórax, algunos centímetros por debajo de la axila, con el paciente ubicado en la posición de irradiación sobre la camilla del equipo. Este contorno es un dato geométrico que resulta vital para la planificación del tratamiento. En la Fundación Escuela de Medicina Nuclear y en la mayoría de los centros de radioterapia del mundo, este contorno se toma con un contornímetro mecánico que consiste en una serie de alambres con recubrimiento plástico como el mostrado en la figura 1, el cual se apoya sobre la mama y reproduce su perfil, luego se lo transporta de la forma más cuidadosa posible sobre un papel y se traza el perfil de la mama con un trazador. Posteriormente se digitaliza punto a punto en forma manual, y en el planificador se utiliza éste y otros datos en el cálculo dosimétrico. Este proceso de medición de contorno posee un error de ± 1 cm. Se busca reducir el error para maximizar la precisión del proceso de cálculo y en base a ello optimizar la aplicación de los tratamientos destinados a la patología mencionada pensando en la protección radiológica de estos pacientes.

Figura 1. Contornímetro mecánico (dispositivo a reemplazar)

No es posible obtener el contorno mamario utilizando Tomografía Axial Computada, debido a que éste debe ser adquirido con el paciente en la posición de irradiación, ya que la mama presenta gran movilidad y cambia su forma con la posición del paciente. Dado que durante la aplicación de la terapia radiante el brazo del mismo debe flexionarse retirándolo del campo de irradiación, en esta posición resulta imposible introducir al paciente en el anillo del tomógrafo, y por lo tanto es necesario un dispositivo (contornímetro) que permita adquirir el contorno de la mama en la posición adecuada.

El objetivo del presente trabajo es desarrollar un contornímetro que permita mejorar la precisión con la cual se adquiere el contorno de la mama. Para ello, y tras evaluar distintas opciones, se opta por la utilización del procesamiento digital de imágenes como herramienta para reconstruir el contorno de la mama por medio de la aplicación de transformaciones espaciales aplicadas sobre una fotografía digital del contorno mamario. En síntesis, esta metodología consiste en adquirir una fotografía del contorno tomada desde cualquier ángulo y, con la ayuda de cuatro puntos de referencia, hallar una función matemática que transforme la imagen y muestre una vista frontal del contorno (sin distorsionar) en escala real.

2. IMÁGENES DIGITALES

El término imagen se refiere a una función bidimensional de la intensidad de luz $f(x, y)$, donde x e y representan coordenadas espaciales y el valor de f en un punto cualquiera (x, y) es proporcional al brillo (o nivel de gris) de la imagen en ese punto (iluminación). Una *imagen digital* es una imagen $f(x, y)$ que se ha discretizado tanto en sus coordenadas espaciales como en sus niveles de gris.

Una imagen digital puede considerarse como una matriz cuyos índices de fila y columna identifican un punto de la imagen y el valor del correspondiente elemento de la matriz indica el nivel de gris en ese punto. Los elementos de una distribución digital de este tipo se denominan elementos de la imagen o más comúnmente *pixels* (abreviatura de la denominación inglesa 'pictures elements'). Por lo tanto, el tratamiento matemático de una imagen digital se realiza en base a la estructura matricial que ésta posee.

3. TRANSFORMACIONES GEOMÉTRICAS

Las transformaciones geométricas de una imagen, entre otras múltiples aplicaciones, son empleadas con la finalidad de restaurar imágenes por medio de modificaciones de las relaciones espaciales entre pixels. Las transformaciones geométricas suelen denominarse transformaciones de hoja elástica, ya que los procesos implicados resultan análogos a la impresión de una imagen sobre una hoja elástica y luego estirarla utilizando un conjunto predefinido de reglas hasta hallar la vista deseada de la misma.

En términos del procesamiento de imágenes digitales, una transformación geométrica consta de dos operaciones:

- Una transformación espacial, la cual define el reordenamiento de los pixels en el plano de la imagen, y
- Una interpolación de nivel de gris, por medio de la cual se asigna el nivel de gris de cada píxel luego de la transformación espacial.

3.1. Transformaciones espaciales

Si una imagen f con coordenadas de píxel (x, y) sufre una distorsión geométrica produciendo una imagen g con coordenadas (x', y'). Esta transformación puede expresarse como:

$$x' = r(x, y)$$

y

$$y' = s(x, y)$$

donde $r(x, y)$ y $s(x, y)$ representan las transformaciones espaciales que producen la imagen geométricamente distorsionada $g(x', y')$.

Si $r(x, y)$ y $s(x, y)$ fuesen conocidas analíticamente, sería posible la restauración de $f(x, y)$ desde la imagen distorsionada $g(x', y')$ aplicando las transformaciones contrarias. En la práctica, sin embargo, no es posible la formulación analítica de un único grupo de funciones $r(x, y)$ y $s(x, y)$ que describan el proceso de distorsión geométrica sobre el plano completo de la imagen. La metodología más frecuentemente utilizada para superar esta dificultad consiste en formular la traslación espacial de pixels cuyas ubicaciones en la imagen distorsionada y en la imagen corregida se conocen con precisión.

La figura 2 muestra regiones en forma de cuadriláteros de una imagen distorsionada y su correspondiente imagen corregida. Los vértices de los cuadriláteros son los correspondientes *puntos enlazados o puntos de control*.

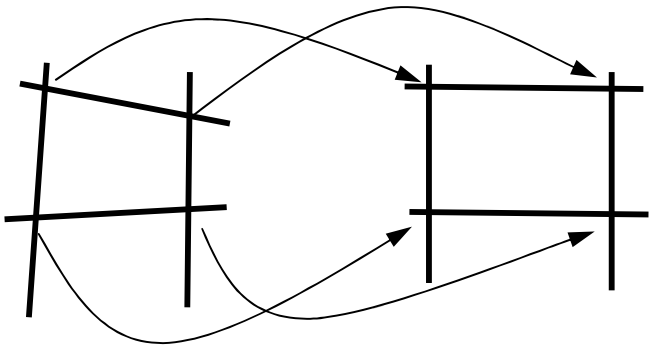


Figura 2. Puntos enlazados correspondientes a dos vistas de una imagen

La corrección de las distorsiones geométricas introducidas en el proceso de adquisición fotográfico no es un proceso lineal. Resulta necesario introducir términos de orden superior que vuelven más compleja la resolución matemática, con ecuaciones de la forma:

$$x' = A + B\,x + C\,y + D\,x\,y + F\,x^2 + G\,y^2 + ...$$

y otra ecuación similar relacionada con y'.

En resumen, se necesitan un par de ecuaciones para calcular las nuevas coordenadas (x', y') desde las coordenadas (x, y) en la imagen distorsionada. Estas ecuaciones pueden incluir constantes, términos lineales y términos de orden superior (xy, x^2, etc.). Adicionando mayor cantidad de términos de orden superior se hace posible modelar distorsiones más complejas en las

transformaciones. Las constantes (A, B, C, etc.) que definen el proceso de transformación pueden ser localizadas utilizando algunos puntos de referencia y dos sistemas de ecuaciones simultáneas.

Si se toma una fotografía y no se conocen los ángulos de las rotaciones relativas entre el plano de la imagen y del sensor de luz de la cámara, ni la distancia focal, se puede reconstruir la imagen deseada utilizando puntos de referencia sobre la imagen bajo el concepto de puntos enlazados, y en base a ello construir los sistemas de ecuaciones que permiten la reconstrucción.

El proceso de distorsión geométrica de una fotografía (incluye rotaciones en todos los planos, traslaciones, cambios de escala y convergencia de líneas rectas hacia puntos de fuga) se modela por medio del siguiente par de ecuaciones:

$$x' = A\,x + B\,y + C\,x\,y + D$$

$$y' = E\,x + F\,y + G\,x\,y + H$$

Para la aplicación de estas ecuaciones se requiere la identificación de cuatro puntos cuyas coordenadas (x', y') reales sobre el plano de la imagen sean conocidas, y cuyas coordenadas (x, y) sobre la imagen distorsionada puedan ser medidas. En base a ello, se obtienen las ecuaciones anteriores para cada uno de los puntos conocidos, describiéndose un sistema de cuatro ecuaciones con cuatro incógnitas que permite hallar la coordenada transformada x', y otro sistema similar utilizado para hallar la coordenada transformada y', como se muestra a continuación:

$$\begin{aligned} x'1 &= A\,x1 + B\,y1 + C\,x1\,y1 + D \\ x'2 &= A\,x2 + B\,y2 + C\,x2\,y2 + D \\ x'3 &= A\,x3 + B\,y3 + C\,x3\,y3 + D \\ x'4 &= A\,x4 + B\,y4 + C\,x4\,y4 + D \end{aligned}$$

y

$$\begin{aligned} y'1 &= E\,x1 + F\,y1 + G\,x1\,y1 + H \\ y'2 &= E\,x2 + F\,y2 + G\,x2\,y2 + H \\ y'3 &= E\,x3 + F\,y3 + G\,x3\,y3 + H \\ y'4 &= E\,x4 + F\,y4 + G\,x4\,y4 + H \end{aligned}$$

La resolución de ambos sistemas de ecuaciones permite hallar los valores de los coeficientes A, B, C, D, E, F, G y H que modelan la transformación de todos los puntos de la imagen. Esto posibilita la obtención de las nuevas coordenadas para cualquier punto aplicando estas ecuaciones y midiendo sobre la imagen distorsionada sus coordenadas (x, y); las líneas rectas permanecen rectas luego de la transformación, pero las líneas paralelas convergen hacia puntos de fuga, los cuales pueden o no estar presentes en la imagen transformada. Del mismo modo, líneas rectas que convergen a puntos de fuga en la fotografía, pueden volverse paralelas luego de la transformación, o bien converger en puntos de fuga diferentes.

El método desarrollado utiliza valores enteros de coordenadas (x, y) para obtener la imagen corregida $f(x, y)$. Sin embargo, dependiendo de los valores que adopten los coeficientes A, B, C, D, E, F, G y H, se pueden obtener valores no enteros de (x', y'). Debido a que la imagen distorsionada g es digital, sus valores de pixels se encuentran definidos solamente por

coordenadas discretas (enteras). Así, al utilizar valores no enteros de (*x', y'*), se origina una transformación en los puntos de *g* en los que no se encuentran definidos niveles de gris. Es necesario definir qué valores de nivel de gris debería existir en estos puntos, basándose solamente en los valores de píxel de puntos de coordenadas enteras. La técnica utilizada para llevar a cabo este paso se denomina *interpolación de nivel de gris*.

El esquema más simple para la interpolación de nivel de gris se basa en una aproximación al *vecino más próximo*. Este método, denominado también *interpolación de orden cero*, se ilustra en la figura 3.

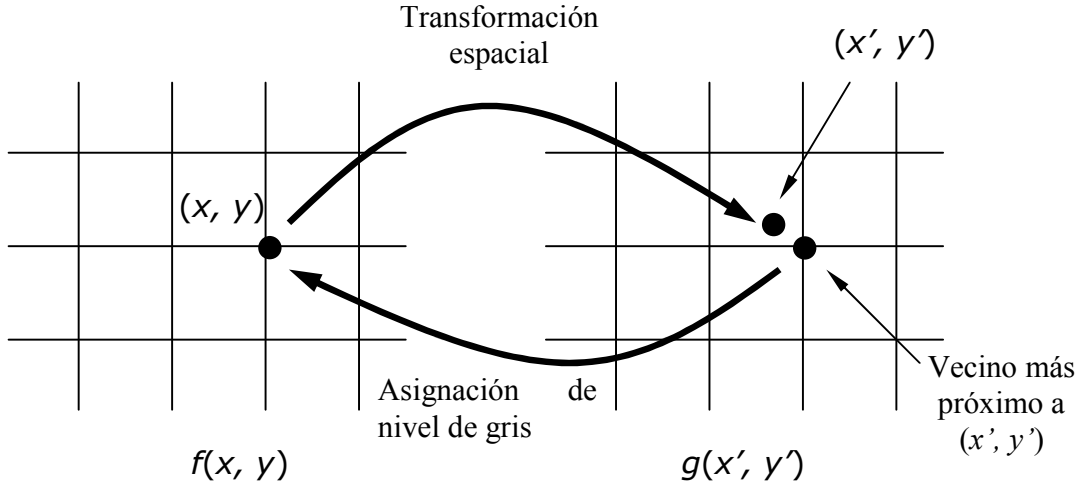


Figura 3. Interpolación de nivel de gris basada en el concepto del vecino más próximo

En la figura 3 se muestra:

- La transformación de coordenadas enteras (*x, y*) a coordenadas fraccionarias (*x', y'*) por medio de los sistemas de ecuaciones descriptos.
- La selección del vecino más próximo a (*x', y'*) de coordenadas enteras.
- La asignación del nivel de gris del píxel localizado en (*x, y*) al vecino más próximo a (*x', y'*).

Aunque la interpolación por el vecino más próximo resulta sencilla de llevar a cabo, éste método posee a veces el inconveniente de producir efectos indeseables, tales como la distorsión de bordes rectos. Se obtienen resultados más uniformes utilizando técnicas más sofisticadas, como la *interpolación por convolución cúbica*, que ajusta una superficie del tipo (sen *x*)/*x* por medio de un número mayor de vecinos (por ejemplo 16) para obtener una estimación uniforme del nivel de gris en el punto deseado. Sin embargo, desde el punto de vista del cálculo esta técnica es costosa, por lo que supone un compromiso razonable utilizar una aproximación por *interpolación bilineal* que utilice los niveles de gris de los cuatro vecinos más próximos de coordenadas (*x-1, y*), (*x+1, y*), (*x, y-1*) y (*x, y+1*). En otras palabras, la idea es conocer el nivel de gris de cada uno de los cuatro vecinos más próximos de un par de coordenadas enteras (*x, y*). El valor del nivel de gris de

(x', y'), denominado $v(x', y')$, se puede entonces interpolar de los valores de sus vecinos al utilizar la relación:

$$v(x', y') = \mathrm{a}\, x + \mathrm{b}\, y + \mathrm{c}\, x\, y + \mathrm{d}$$

donde los cuatro coeficientes a, b, c, y d se determinan fácilmente de las cuatro ecuaciones con cuatro incógnitas que se pueden escribir utilizando los cuatro vecinos conocidos de (x, y). Cuando se han determinado estos coeficientes, se calcula $v(x', y')$ y se asigna este valor a la localización en $g(x', y')$ que proporciona la transformación espacial en el punto (x', y'). Resulta sencillo visualizar este procedimiento con la ayuda de la figura 3. La excepción es que, en lugar de utilizar el valor del nivel de gris del vecino más próximo a (x', y'), realmente se interpola un valor en el punto (x, y) y se utiliza este valor para la asignación del nivel de gris a (x', y').

4. METODOLOGÍA DESARROLLADA PARA LA ADQUISICIÓN DE CONTORNOS

Es posible la determinación del contorno mamario utilizando transformaciones espaciales aplicadas a una imagen fotográfica. Para ello se aprovecha la propiedad que posee el contorno de contener todos los puntos que lo conforman situados sobre un mismo plano. Por lo tanto, la transformación aplicada resulta valedera solamente sobre los puntos pertenecientes al plano del contorno. Los puntos de la imagen que pertenecen a otros planos presentan distorsiones diferentes, y por lo tanto resultan diferentes las funciones de transformación necesarias para hallar su verdadera magnitud, pero a los fines de hallar el contorno no es necesario transformar todos los planos de la imagen, se trabaja exclusivamente sobre el plano de interés, donde el contorno se encuentra definido.

Teniendo en cuenta lo expuesto, se afirma que se necesitan conocer las coordenadas reales de cuatro puntos de referencia, las cuales se enlazan con las coordenadas que estos mismos puntos poseen en la fotografía, que representa una distorsión geométrica de la realidad. Para determinar y ayudar a enlazar los puntos se dispone de un marco de referencia diseñado especialmente a tales efectos, el cual resulta apto en función de las variaciones geométricas que presentan los distintos pacientes.

Por medio de los lásers que el equipo de irradiación utiliza para reproducir el posicionamiento del paciente, se demarca el plano que contiene al contorno que se desea conocer. Resulta conveniente marcar el contorno con una línea para su mejor determinación en la fotografía. Esto se realiza marcando con una fibra sobre la marca del láser en la mama. No se debe aplicar fibra sobre los tatuajes. La mama del paciente se coloca en el espacio del marco de referencia destinado a tal fin, mientras que el plano del marco se hace coincidir con el plano que contiene al contorno de la mama. En estas condiciones se adquiere una fotografía que contenga al contorno marcado y al marco de referencia, como se muestra en la figura 4.

Figura 4. Fotografía que ilustra la demarcación del contorno y el posicionamiento del marco de referencia sobre el cual se visualizan los puntos de referencia

La fotografía queda grabada en la memoria de la máquina fotográfica, desde donde posteriormente se descarga a la PC haciendo uso del software asociado. Se ejecuta un programa desarrollado especialmente para esta aplicación, el cual utiliza funciones específicas de procesamiento de imágenes digitales para realizar la transformación espacial de la imagen. Se despliega una herramienta visual que permite seleccionar fácilmente los puntos de referencia utilizados como puntos enlazados o de control, la figura 5 muestra esta herramienta.

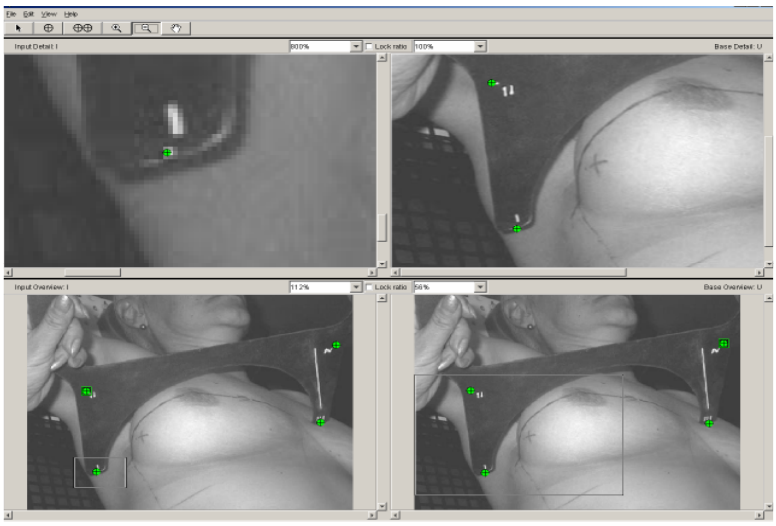


Figura 5. Visualización de la herramienta de selección de puntos de control

Una vez definidas las coordenadas de dichos puntos el programa infiere la función de transformación a partir de dos sistemas simultáneos de cuatro ecuaciones con cuatro incógnitas, tal como fue detallado anteriormente. Esta función de transformación se aplica a la fotografía adquirida y se visualiza en pantalla el contorno en su vista frontal (sin distorsionar). Se muestra en la figura 6 un ejemplo de una fotografía transformada espacialmente.

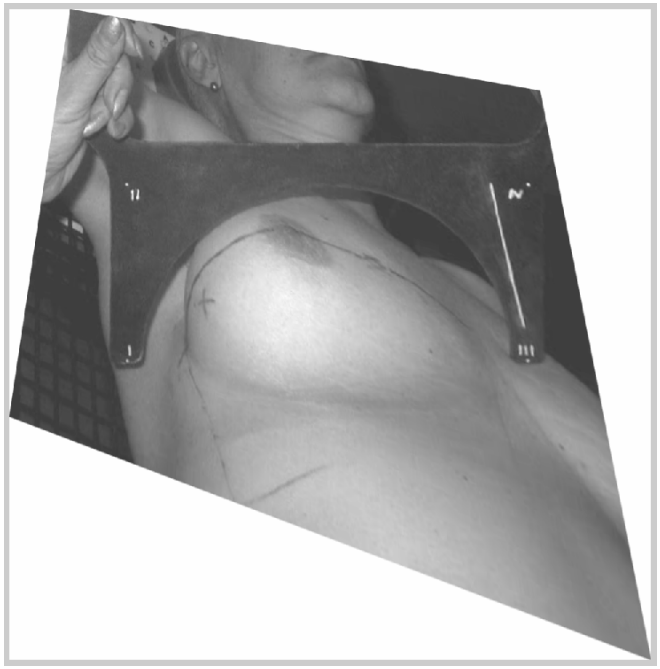


Figura 6. Transformada espacial de una fotografía de contorno

Este contorno se digitaliza quedando a disposición de los físicos para el cálculo dosimétrico.

El error que se comete en la determinación del contorno es variable ya que depende de la precisión con que se definan las coordenadas de los puntos enlazados, del alineamiento del marco de referencia con el plano del contorno y de la posición desde la cual se toma la fotografía (distorsión que presenta la imagen adquirida). Como estos procesos dependen de la destreza y experiencia de la persona que los realice, el error es variable pero cuantificable. A esto se le suma el error intrínseco del proceso de transformación.

Al respecto, se muestra a efectos comparativos, el resultado de una de las pruebas preliminares, realizada en forma previa a la aplicación de esta metodología con algún paciente. La figura 7.a muestra una fotografía de una grilla sobre la cual se encuentra copiado el contorno de un paciente tomado con el contornímetro mecánico.

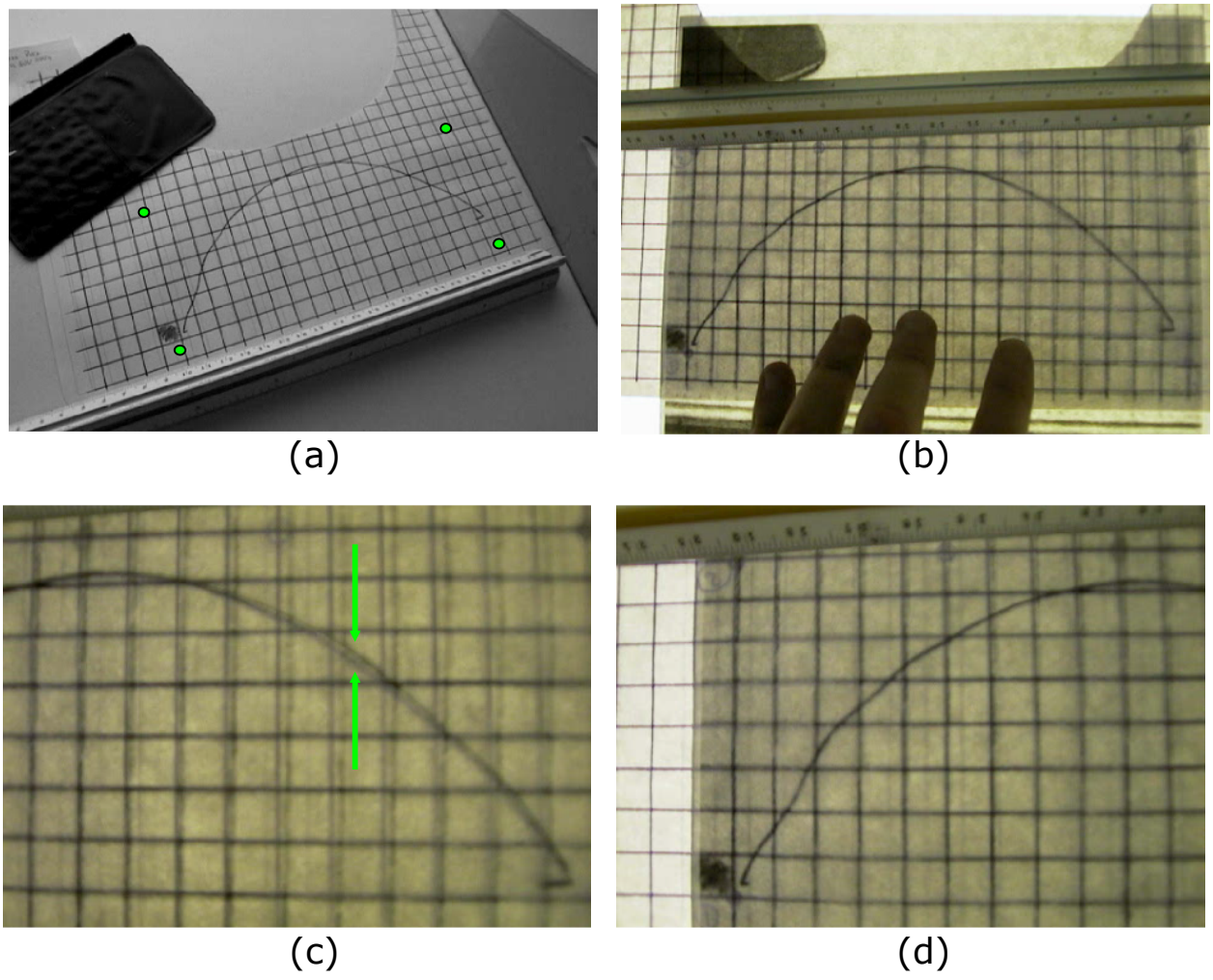


Figura 7. Comparación entre un contorno real y la transformada espacial de su fotografía.

a) Fotografía de un contorno copiado sobre una grilla, utilizado en pruebas preliminares.

b) Superposición entre el contorno original y la impresión de la transformación espacial de la fotografía del mismo, se observa muy buena reproducción del contorno.

c) Detalle de la porción derecha de la superposición, se observa el error cometido en el proceso de transformación

d) **Detalle de la porción izquierda de la superposición, se observa que el contorno de la imagen transformada reproduce al contorno real con un error no observable**

Esta fotografía fue transformada espacialmente y luego impresa. Los puntos de control utilizados se encuentran resaltados en la figura 7.a. La figura 7.b muestra la superposición de la grilla y la impresión de la transformada de la fotografía, aquí se observa que la reproducción del contorno resulta muy buena. En la figura 7.c se observa demarcado con flechas el error que existe entre el contorno real y el contorno hallado por transformación espacial de la fotografía del contorno real, sobre la porción derecha de la superposición. El ancho del contorno que se observa es de 18 cm aproximadamente y el alto es de unos 7 cm. La diferencia que se visualiza es de 1,5 mm en el punto más alejado del original. Se observa, además, la diferencia entre la grilla original y la transformada espacial de la misma en la zona del error. En la figura 7.d se observa en detalle la región izquierda de la superposición en donde no se aprecia error y el contorno de la transformada de la fotografía reproduce fielmente el contorno real. Además, se visualiza una muy buena reproducción de la grilla en la imagen transformada. Esta prueba fue realizada con distintas fotografías tomadas desde distintos ángulos y utilizando distintos puntos de control, hallándose en todos los casos una excelente reproducción del contorno y los errores se mantuvieron en el orden de los 2 mm, solamente se modificó la región del contorno en donde se presenta el error (ésta varía con el ángulo desde el cual se toma la fotografía). En todos los casos se reprodujo muy bien gran parte del contorno, y el error se concentró en una porción pequeña del mismo.

En la figura 8 se observa la superposición entre el contorno de una mama tomado con el contornímetro mecánico y la impresión de la transformación espacial de la fotografía del contorno del paciente. El contorno más oscuro es el adquirido con el contornímetro digital. Se visualiza un error máximo de 1.2 cm en la porción superior izquierda, cuya forma observada en el contorno adquirido con el contornímetro digital resulta de difícil reproducción para el contornímetro mecánico.

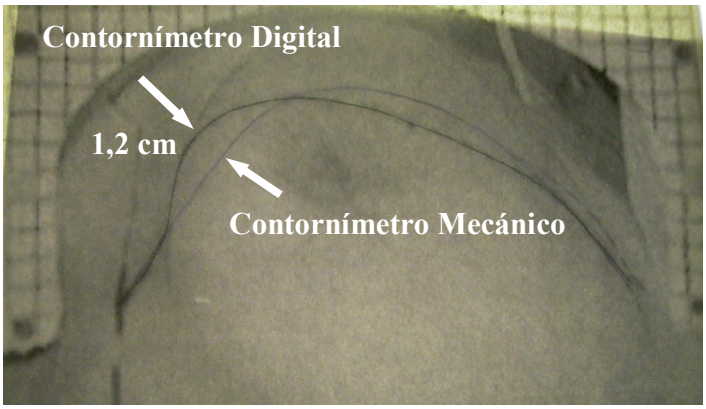


Figura 8: Superposición entre el contorno tomado con contornímetro mecánico y la impresión de la transformación espacial de la fotografía del contorno del paciente

5. CONCLUSIONES

La aplicación de la metodología desarrollada resulta sumamente ventajosa. La transformación espacial logra reducir notablemente el error asociado al proceso de medición con respecto a la determinación del contorno utilizando el contornímetro mecánico. Se afirma en base a los resultados una reducción importante del error, el cual varía entre 1 y 2 mm en la región de máxima desviación utilizando el contornímetro desarrollado. Se contrastaron los contornos hallados con transformaciones geométricas con los obtenidos utilizando contornímetro mecánico sobre pacientes, hallándose contornos optimizados en situaciones especiales. Las cirugías mamarias muchas veces deforman la mama de manera tal que se forman bordes, salientes y hendiduras cuya reproducción con el contornímetro mecánico se vuelve dificultosa. Los resultados obtenidos en estos casos con el contornímetro diseñado son notablemente mejores. La obtención de contornos que reproducen mucho más fielmente la anatomía de los pacientes, posibilita obtener resultados más precisos en el cálculo dosimétrico, lo que conlleva a la aplicación de un tratamiento con terapia radiante mucho más eficiente. Por lo tanto, los pacientes son quienes reciben directamente los beneficios de la aplicación de este nuevo desarrollo. No obstante, se debe tener en cuenta también que la aplicación del mismo no resulte tediosa ni complicada para el personal técnico encargado de la adquisición de los datos. Al respecto, cabe mencionar que si bien el proceso no es completamente automático y requiere intervención humana, la aplicación no trae aparejados mayores inconvenientes para el personal técnico. El programa se encarga de resolver la matemática asociada a la transformación, la cual resulta de elevada complejidad porque requiere operar con matrices de tamaños muy grandes y realizar gran número de interpolaciones.

El costo del contornímetro más simple que se encuentra en el mercado (contornímetro tipo pantógrafo, se desplaza un palpador sobre la mama, el cual acciona un trazador que grafica el contorno sobre una lámina utilizando un mecanismo de varillas solidario) ronda los U$S 5000. La metodología desarrollada no insumió gasto alguno para la institución, sólo se requirió una PC y una cámara fotográfica digital, elementos disponibles en cualquier servicio de radioterapia.

Desde el punto de vista de la protección radiológica del paciente, este desarrollo se encuentra enmarcado en la optimización del tratamiento con terapia radiante en casos de neoplasia mamaria. Cabe recordar que la optimización es uno de los principios de la protección radiológica, junto con la justificación de la práctica y la limitación de dosis.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece la colaboración de la Fundación Escuela de Medicina Nuclear, especialmente de la gente del servicio de radioterapia, del Instituto Balseiro, de la organización de la Carrera de Especialización en Aplicaciones Tecnológicas de la Energía Nuclear, de la Comisión Nacional de Energía Atómica, de la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires y de la Autoridad Regulatoria Nuclear. Por supuesto, el agradecimiento de siempre al OIEA y al IRPA.

REFERENCIAS

1. Jhon C. Russ, “The image processing handbook”, CRC Press (1995)
2. Richard Woods y Rafael Gonzalez, “Digital Image Processing”, Addison Wesley (1992)

Gestión de la calidad en la regulación del transporte de materiales radiactivos

Barenghi, L.G.; Capadona, N.M.; López Vietri, J.R.;
Panzino, M. y Ceballos, J.

Presentado en: XXIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear.
Buenos Aires, 20-23 noviembre 2006

Gestión de la calidad en la regulación del transporte de materiales radiactivos

Barenghi, Leonardo; Capadona, Nancy; López Vietri, Jorge; Panzino, Marina
Autoridad Regulatoria Nuclear
Ceballos, Jorge
Universidad Tecnológica Nacional

Argentina

Principios de Gestión de la calidad

La identificación de los principios de gestión de la calidad permite focalizar los ítems más importantes que pueden ser utilizados por la alta dirección de una organización con el fin de conducirla hacia una mejora en el desempeño. Dichos principios son los fundamentales de Gestión de la Calidad, según la norma ISO 9000:2005 y se describen a continuación.

1. Enfoque al cliente: se analiza la forma en que las organizaciones deberían comprender las necesidades actuales y futuras de sus clientes y grupos de interés, satisfacer sus requisitos y esforzarse en exceder sus expectativas.
2. Liderazgo: con el fin de cumplir objetivos y a fin de crear y mantener un ambiente interno, en el cual el personal pueda llegar a involucrarse totalmente en el logro de los objetivos de la organización.
3. Participación del personal: el personal, a todos los niveles, es la esencia de toda organización y su total compromiso posibilita que sus habilidades sean usadas para el beneficio de la organización.
4. Enfoque basado en procesos: la gestión de las actividades y los recursos relacionados como un proceso posibilita que el resultado deseado se alcance más eficientemente.
5. Enfoque de sistema para la gestión: la eficacia y eficiencia de una organización en el logro de sus objetivos se ve beneficiada mediante la identificación, comprensión y gestión de los procesos interrelacionados como un sistema.
6. Mejora continua: la mejora continua del desempeño es un objetivo permanente de la organización.
7. Enfoque basado en hechos para la toma de decisión: las decisiones eficaces se basan en el análisis de los datos y la información, evitando subjetividades.
8. Relaciones mutuamente beneficiosas con el proveedor: una organización y sus proveedores son independientes, y una relación mutuamente beneficiosa aumenta la capacidad de ambos para crear valor.

Sistema de Gestión de la Calidad

El Sistema de Gestión de la Calidad (SGC) en su totalidad está basado en la familia de normas ISO 9000 que fuera diseñada para asistir a las organizaciones en la implementación y operación de sus sistemas de gestión de la calidad. Las normas ISO 9000 tienen como objetivo dar calidad a la gestión. Forman parte de esta familia las siguientes normas:

– ISO 9000, describe los fundamentos y la terminología utilizados en los sistemas de gestión de la calidad.

- ISO 9001, describe los requisitos para los sistemas de gestión de la calidad, de modo que la organización que los aplique pueda demostrar su capacidad para proporcionar productos que cumplan los requisitos de sus clientes y los reglamentarios que le sean de aplicación y su objetivo es aumentar la satisfacción del cliente. Sus elementos principales son: Sistema de Gestión de la Calidad, Responsabilidad de la Dirección, Gestión de los Recursos, Realización del Producto y Medición, Análisis y Mejora. Esta es la única norma de la familia que es certificable.
- ISO 9004, proporciona directrices que consideran tanto la eficacia como la eficiencia del sistema de gestión de la calidad. El objetivo de esta norma es la mejora del desempeño de la organización y la satisfacción de los clientes y de otras partes interesadas. Esta norma sirve de orientación e interpretación de la norma ISO 9001.
- ISO 19011, proporciona orientación relativa a las auditorias de sistemas de gestión de la calidad y de gestión ambiental.

Además de dichas normas, también se tomó en cuenta la guía para la elaboración de los planes de calidad (ISO 10005).

Sistema de Gestión de la calidad en la Autoridad Regulatoria Nuclear

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de la República Argentina es una entidad autárquica en jurisdicción de la Presidencia de la Nación, creada mediante la Ley N° 24.804 (Ley Nacional de la Actividad Nuclear), promulgada el 25 de abril de 1997, cuya misión es proteger a la sociedad del efecto nocivo de las radiaciones ionizantes, cumpliendo la función de regular y fiscalizar la actividad nuclear en todo lo referente a la seguridad radiológica y nuclear, las garantías de no proliferación nuclear y la protección física, como así también asesorar al Poder Ejecutivo Nacional en las materias de su competencia, además debe cumplir las funciones asignadas por el mismo, en el cumplimiento de acuerdos internacionales en materia de regulación y control de la actividad nuclear.

Las actividades desarrolladas en la ARN tienen los siguientes propósitos:

a. Mantener un nivel apropiado de protección de las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes;
b. Mantener un grado razonable de seguridad radiológica y nuclear en las actividades nucleares desarrolladas en la República Argentina;
c. Asegurar que las actividades nucleares no sean desarrolladas con fines no autorizados por la ley y las normas que en su consecuencia se dicten, así como por los compromisos internacionales y las políticas de no proliferación nuclear asumidos por la República Argentina; y
d. Prevenir la comisión de actos intencionales que puedan conducir a consecuencias radiológicas severas o al retiro no autorizado de materiales nucleares u otros materiales o equipos sujetos a regulación y control.

El 30 de septiembre de 2002, el Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) firmó un convenio de Cooperación y asesoramiento con la Universidad Tecnológica Nacional, Regional Buenos Aires, a fin de desarrollar un Sistema de Gestión de Calidad para toda la ARN.

Con el objetivo de implementar un sistema que permita lograr una mayor eficiencia, eficacia y mejora en la calidad de gestión, mejora continua de los procesos regulatorios y de apoyo, así como la mejor provisión de información a los ciudadanos y garantizar la transparencia de sus acciones, la ARN ha firmado con fecha 31 de enero de 2003 un Acuerdo Programa con la Jefatura de Gabinete de Ministros (Decreto PEN 103/01), en el marco del Plan de Modernización de la Administración Pública.

En base a estas condiciones previas, habiendo desarrollado su experiencia regulatoria con un alto nivel de confiabilidad, y convencida de que todo organismo es perfectible, la Dirección de la ARN ha decidido la implementación del sistema de gestión de la calidad.

En estos términos la ARN emite el manual de la calidad con el propósito de expresar la política de la calidad que regirá la gestión del organismo, y describir el sistema de gestión de la calidad con el que se organizarán sus actividades, teniendo como referenciales la norma ISO 9001:2000 "Sistemas de Gestión de la Calidad – Requisitos" y las recomendaciones sugeridas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) a través del documento "PDRP-6 - Quality Management of the Regulator", edición 2001. En dicho manual la ARN asume el compromiso de proteger a las personas, el ambiente y las futuras generaciones, basándose en los siguientes elementos:

a. la excelencia de su plantel de científicos y técnicos de la más alta formación profesional en el ámbito internacional,
b. un sistema de gestión enfocado a crear la conciencia sobre el valor de la seguridad en la sociedad,
c. el desarrollo y mejoramiento continuo de sus recursos físicos y humanos,
d. una política de prevención, ante la posible comisión de cualquier acto que impida cumplir con la misión,
e. la disposición hacia la capacitación permanente de su personal, de los regulados, y de otros grupos de interés,
f. una organización establecida en torno de los principios de la calidad y enfocada a preservar los intereses últimos de la sociedad,
g. un estilo de trabajo enmarcado en la ética como valor fundamental y en la búsqueda constante de la innovación científica,
h. la identificación de todo su personal con el uso eficaz y eficiente de recursos públicos y la mejora continua de las gestiones y de los servicios,
i. las actividades de intercomparación con las entidades reguladoras del ámbito nuclear internacional, que muestren el mayor grado de excelencia profesional y operativa,
j. el desarrollo de una cultura interna de mejoramiento continuo de los productos, procesos y sistemas,
k. los convenios y alianzas con otros organismos complementarios que puedan aportar valor a las tareas regulatorias o de control. Estos organismos, serán entre otros: Aduanas, Fuerzas de seguridad (Gendarmería Nacional Argentina, Prefectura Naval Argentina, Policía Federal Argentina, Ejército Argentino), Secretaría de Transporte, Secretaría de Medio Ambiente, Defensa Civil, Organismos Reguladores de países limítrofes, ONG, Poderes Legislativo y Judicial nacionales y autoridades competentes de los Estados Provinciales, y

l. el desarrollo permanente de la cultura de la seguridad.

La ARN da cumplimiento a su misión realizando en forma sistemática las siguientes acciones:

a. identifica los procesos necesarios para el sistema de gestión de la calidad y su aplicación a través de la organización,
b. determina la secuencia e interacción de estos procesos,
c. determina los criterios y métodos necesarios para asegurarse que la gestión de cada proceso sea eficaz y eficiente,
d. asegura la disponibilidad de recursos e información necesarios para apoyar la operación y el seguimiento de estos procesos,
e. realiza el seguimiento, la medición y el análisis de estos procesos, y
f. implementan las acciones necesarias para alcanzar los resultados planificados y la mejora continua de estos procesos.

Para dar continuidad al compromiso adquirido por la ARN en cuanto a la Gestión de la Calidad, el Directorio de la ARN, por medio de la Resolución 56/05 define los procesos de la ARN y designa a los responsables de los mismos. Entre ellos se define el Proceso Regulatorio **"Protección contra las radiaciones ionizantes en el transporte de materiales radiactivos"**, cuyo objetivo es brindar protección a las personas, los bienes y el ambiente ejerciendo un adecuado control sobre los efectos de las radiaciones ionizantes, controlando el cumplimiento de la normativa y requerimientos aplicables en el transporte de materiales radiactivos, realizando las evaluaciones de seguridad radiológica necesarias a los fines regulatorios, emitiendo los requerimientos emergentes de las inspecciones y auditorías regulatorias, instrumentando las acciones preventivas y correctivas necesarias para el control del riesgo radiológico. Todo esto, aplicando un enfoque graduado de los requisitos de seguridad radiológica, prevención de la criticidad y la prevención de los daños ocasionados por el calor durante el Transporte de Materiales Radiactivos.

Este proceso es de aplicación a todas las modalidades en que se realiza el transporte de materiales radiactivos (TMR): terrestre, acuático o aéreo de *materiales radiactivos*, incluido el transporte incidentalmente asociado al uso de *materiales radiactivos*. El transporte abarca todas las operaciones y condiciones relacionadas con el traslado de *materiales radiactivos* e inherentes al mismo; comprenden el *diseño*, la fabricación, el mantenimiento y la reparación de *embalajes*, y la preparación, *expedición*, carga, acarreo, incluido almacenamiento en tránsito, descarga y recepción en el destino final de cargas de *materiales radiactivos* y *bultos*.

Dentro de este proceso se tienen diferentes subprocesos, en los cuales se definen como clientes o usuarios a remitentes, transportistas, destinatarios, importadores y exportadores, y como grupos de interés, el Estado, la sociedad, diferentes organismos, usuarios y otros sectores de la ARN relacionados con el TMR. A continuación se definen dichos subprocesos y se mencionan en forma sintética las características de cada uno (Se puede visualizar un detalle de los subprocesos en el mapa del proceso incluido como Anexo I):

1. Emisión de Normas y Guías Regulatorias:

Elaboración, y actualización de la normativa nacional y colaboración en la elaboración, modificación y actualización de la normativa internacional relacionada al TMR.

2. Asesoramiento, capacitación y comunicación:

Preparación del material de capacitación y entrenamiento para el dictado de cursos, talleres, conferencias, clases así como el material de divulgación. Asesoramiento a los grupos de interés sobre la normativa vigente así como sobre los requisitos aplicables, y la manera de cumplir con éstos. Comunicación entre TMR y grupos de interés. Publicación de material de interés y su actualización en el sitio web de la ARN en Internet y en Intranet. Participación en comités y grupos de trabajo nacionales, regionales o internacionales. Colaboración en la elaboración, revisión y actualización de documentación elaborada por otros organismos nacionales, regionales e internacionales.

3. Licenciamiento:

Para modelos nuevos o modificados o revisión de modelos de diseños de bultos y de materiales especiales, de expediciones, de arreglos especiales y validación de modelos de bultos aprobados por autoridades competentes extranjeras: verificación, análisis y evaluación de la información presentada por el solicitante del Certificado de Aprobación. Involucra a sectores de la ARN, incluido el sector TMR, y sectores externos a la ARN. Evaluación de la aptitud del solicitante del punto de vista jurídico y legal. Verificación del pago de la tasa de licenciamiento aplicable. Inspección a ensayos, pruebas y fabricación realizados por el solicitante. Verificación del cumplimiento de lo actuado en la ARN con la ley 19.549 del régimen de procedimientos administrativos. Otorgamiento del Certificado de Aprobación por la ARN al solicitante.

4. Fiscalización:

Elaboración del Plan y Programa de inspecciones y auditorías de TMR, en el cual se propone un diagrama tentativo de las mismas.
Sugerencia y Aplicación de medidas coercitivas sobre la base de la verificación del grado o nivel del no-cumplimiento con la normativa pertinente por parte de los usuarios, así como de la ocurrencia de incidentes o accidentes durante el TMR. Verificación: del cumplimiento con la normativa de los bultos que requieren o no aprobación de la autoridad competente, del cumplimiento de la reglamentación por parte de los usuarios, de las importaciones y exportaciones a través de formularios y documentación pertinentes, de la puesta en práctica y la eficacia de las acciones correctivas y preventivas de los usuarios, de la comunicación de incidentes o accidentes relacionados al TMR por parte de los usuarios.

5. Emergencias:

Modificación, actualización, verificación del cumplimiento con las fichas de intervención para casos de emergencia, y verificación de la planificación y actuación por los usuarios en caso de emergencias durante el TMR. Asesoramiento y colaboración en forma coordinada cuando sea requerido por el Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas (SIER) de la ARN.

Para todos los subprocesos indicados anteriormente, se ha considerado que como:

- Entradas: pueden tenerse en cuenta distintos requisitos o necesidades de los clientes y grupos de interés o acciones llevadas a cabo por la ARN, entre otros, las solicitudes de licenciamientos (Certificados de Aprobación), asesoramientos, información de no conformidades e incidentes, inspecciones y auditorías.
- Salidas: pueden tenerse en cuenta la satisfacción de las necesidades de los usuarios y organismos así como las verificaciones realizadas por la ARN entre otras el otorgamiento de Certificados de Aprobación, asesoramientos, resultados de inspecciones o auditorías.

El desarrollo de un plan de calidad se consideró conveniente para demostrar cómo el SGC se aplica al caso específico del proceso "Protección contra las radiaciones ionizantes en el TMR".

El mismo se elaboró de acuerdo a ISO 10005:2000(E), "Quality management systems – Guidelines for quality plans" y detalla la forma en que se establece, documenta, implementa, mantiene y mejora en forma continua el sistema de gestión de la calidad para el proceso TMR, cumpliendo la política de la calidad establecida en el Manual de la Calidad de la ARN.

El control de documentos y registros se realiza de acuerdo a la metodología adoptada por la ARN en su Manual de la Calidad y entre los documentos que dan soporte a los subprocesos en que se dividió el proceso se encuentran procedimientos generales (identificados con G), que involucran a varios sectores de la ARN, procedimientos particulares (P) del sector TMR e instrucciones de trabajo (I), que se detallan en el Anexo II.

Con el objeto de controlar la eficacia y eficiencia del Proceso TMR, se han definido indicadores que tienen en cuenta los diferentes subprocesos: i) licenciamiento, cantidad y tiempo de emisión de Certificados de Aprobación por año calendario, ii) fiscalización, cantidad de inspecciones por año calendario, iii) emisión de normas y guías regulatorias, actualización alineada con la normativa internacional, iv) asesoramiento, actualización mensual de bases de datos.

El resultado que arrojen los indicadores servirá como evidencia de no conformidades y se tomará como parámetro indicativo de la necesidad de introducir mejoras en el sistema, al igual que posibles quejas o sugerencias recibidas por parte de clientes y grupos de interés.

Conclusiones

Como conclusiones del presente trabajo, a continuación se hace un resumen focalizado en el cumplimiento por parte del Proceso TMR con los principios de gestión de la calidad.

1. ***Enfoque al cliente:*** como entrada y salida del proceso TMR se analizaron las necesidades actuales y futuras así como la satisfacción de las expectativas de los clientes y grupos de interés. Véase el Mapa del Proceso.
2. ***Liderazgo:*** se busca continuamente que el grupo de trabajo esté altamente involucrado en el desarrollo, implementación, seguimiento y verificación del cumplimiento con el Proceso TMR aportando las ideas individuales con el propósito de colaborar en el logro de los objetivos del proceso.
3. ***Participación del personal:*** es interés constante de la ARN que personal de los distintos grupos y niveles esté concientizado en la necesidad de participación.
4. ***Enfoque basado en procesos:*** dado que se identifican las entradas y salidas (necesidades y requisitos así como su satisfacción) de las partes interesadas, se definen las acciones y funciones del proceso, se pueden medir los resultados a través de indicadores de desempeño. La gestión basada en procesos permite mejorar la eficiencia dado que cada uno de ellos está enfocado a un tema o función relevante dentro de la ARN.
5. ***Enfoque de sistema para la gestión:*** se ha tenido en cuenta el Proceso TMR y su interrelación con los otros diez procesos y todos los sectores de la ARN de manera de considerar la gestión de la calidad como un solo sistema.
6. ***Mejora continua:*** una vez analizado el Proceso TMR y elaborados, implementados y aplicados los distintos documentos que conforman su gestión de la calidad, se aprovecha la experiencia de su utilización, sus pros y contras, para adaptarlos a las necesidades prácticas y mejorarlos continuadamente en el tiempo para optimizar el desempeño de la ARN.
7. ***Enfoque basado en hechos para la toma de decisión****:* el conjunto conformado por la documentación de la gestión y el análisis de registros, datos, indicadores e información relacionada al Proceso TMR permitirá la toma de decisiones eficaces. Asimismo, el tratamiento similar realizado por todos los procesos de la ARN permitirá tomar decisiones eficaces por parte de su Dirección.
8. ***Relaciones mutuamente beneficiosas con el proveedor:*** las relaciones con los clientes y/o grupos de interés que la Norma ISO 9001 engloba bajo el término proveedores, se fundamentan en el respeto y la independencia como base para establecer una relación armónica que facilite la tarea de todos. Dentro de este proceso de TMR se puede considerar al Regulado como "proveedor" de información y la ARN considera esta relación como fundamental para realizar dicha actividad buscando la confianza mutua entre las partes interesadas.

La aplicación del SGC implica una nueva metodología de trabajo, cuyo objetivo no es disminuir la carga de trabajo, sino realizarlo de manera óptima. Para ello, es necesario repensar las actividades que se realizan, como procesos, así como considerar las interacciones con los demás procesos y sectores de la ARN (gerencias, subgerencias y unidades).

Algunos beneficios de la aplicación del SGC son: la réplica de experiencias y conocimiento; la obtención de una mayor visión del sistema, mejor gestión de información, mayor orden y el concepto de mejora continua.

Estos beneficios llevan consigo una serie de dificultades. Una de ellas surge al encarar procedimientos generales cuando intervienen otros sectores. Esto puede dar lugar a inconsistencias durante la generación de documentos e inconvenientes acerca de cómo generarlos.

Otro aspecto de las dificultades es la problemática de la interfase entre sectores. El replanteo de tareas puede generar crisis en los mismos.

Por último, a veces resulta dificultoso definir indicadores de desempeño para ciertos subprocesos ya que no resulta fácil encontrar la representatividad de los mismos.

Este proceso se encuentra en la primera etapa de aplicación, observándose hasta el presente un beneficio neto positivo. Se espera que en el futuro siga aportando mejoras.

REFERENCIAS

ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACION, “Sistemas de gestión de la calidad – Fundamentos y Vocabulario”. ISO 9000:2005. Ginebra, Suiza, 2005.

ORGANIZACION INTERNACIONAL DE NORMALIZACION, “Sistemas de gestión de la calidad – Requisitos”. ISO 9001:2000. Ginebra, Suiza, 2000.

ORGANIZACION INTERNACIONAL DE NORMALIZACION, “Sistemas de gestión de la calidad – Directrices para la mejora del desempeño”. ISO 9004:2000. Ginebra, Suiza, 2000.

ORGANIZACION INTERNACIONAL DE NORMALIZACION, “Directrices para la auditoria de los sistemas de gestión de la calidad y/o ambiental”. ISO 19011:2002. Ginebra, Suiza, 2002.

INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, “Quality management systems – Guidelines for quality plans”. ISO 10005:2005. Ginebra, Suiza, 2005.

AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, “Manual de la Calidad”. MC-ARN. Revisión 01. Buenos Aires, Argentina, 2006.

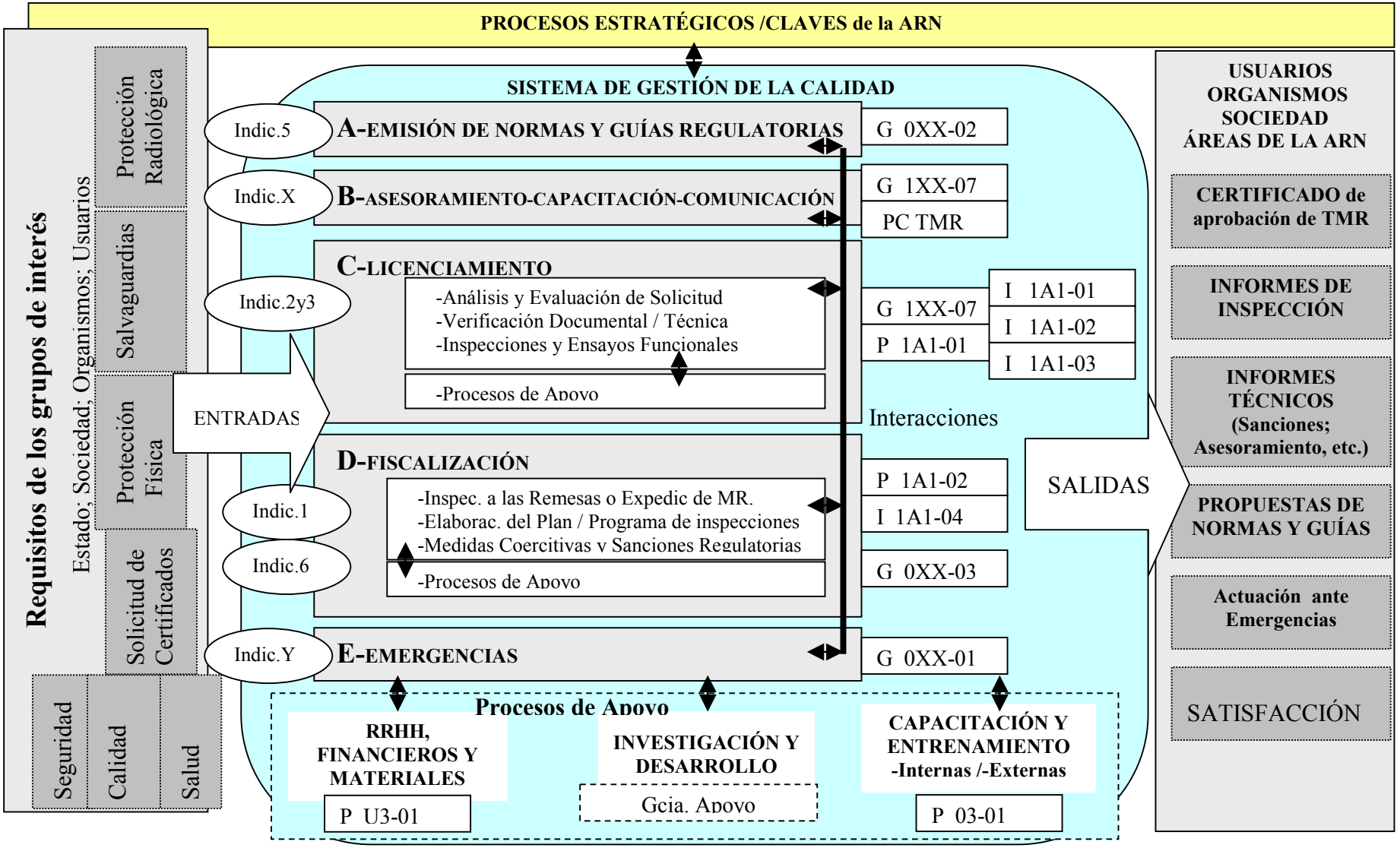
AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, “Plan de Calidad del Proceso protección contra las radiaciones ionizantes en el transporte de materiales radiactivos”. PC-TMR. Borrador. Buenos Aires, Argentina, 2006.

Ley Nº 24.804 Ley Nacional de la Actividad Nuclear promulgada el 25 de abril de 1977.

Decreto 358/97 del Poder Ejecutivo Nacional del 23 de abril de 1997, reglamentario de la Ley N° 24.804.

AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, “Transporte de materiales radiactivos”, Norma AR 10.16.1, Revisión 1. Buenos Aires, Argentina, enero de 2002. [Remite al “Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos” del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), Edición de 1996 (Revisada), Colección de Normas de Seguridad TS-R-1].

ANEXO I: MAPA DEL PROCESO "PROTECCIÓN CONTRA LAS RADIACIONES IONIZANTES EN EL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS"



ANEXO II

LISTADO DE DOCUMENTOS DE GESTIÓN DE LA CALIDAD QUE SON REFERENCIADOS EN EL MAPA DEL PROCESO

A-EMISIÓN DE NORMAS Y GUÍAS REGULATORIAS

G-0XX-02, Elaboración y revisión de normas y guías regulatorias, Revisión 1, en vigencia desde: 15-7-05.

B-ASESORAMIENTO-CAPACITACIÓN-COMUNICACIÓN

G-1XX-07, Emisión del certificado de aprobación para el transporte de material radiactivo, Revisión 1, en vigencia desde: 19-5-06.

PC-TMR, Plan de Calidad del Proceso Regulatorio "Protección contra las radiaciones ionizantes en el transporte de materiales radiactivos", en Borrador.

C-LICENCIAMIENTO

G-1XX-07, Emisión del certificado de aprobación para el transporte de material radiactivo, Revisión 1, en vigencia desde: 19-5-06.

P-1A1-01, Análisis y evaluación de solicitudes de aprobación para el transporte de materiales radiactivos, Revisión 0, en vigencia desde: 1-1-05.

I-1A1-01, Verificación de los requisitos antes de la primera expedición, Revisión 1, en vigencia desde: 28-4-06.

I-1A1-02, Inspección a ensayos funcionales de bultos, Revisión 1, en vigencia desde: 17-7-06.

I-1A1-03, Inspecciones a ensayos de material radiactivo en forma especial, Revisión 1, en vigencia desde: 24-7-06.

D-FISCALIZACIÓN

P-1A1-02, Inspecciones a las remesas o expediciones de material radiactivo, Revisión 0, en vigencia desde: 29-2-06.

I-1A1-04, Elaboración del programa anual de inspecciones de remesas y expediciones de materiales radiactivos, Revisión 0, en vigencia desde: 24-10-06.

G-0XX-03, Aplicación de sanciones, Revisión 0, en vigencia desde: 26-12-05.

E-EMERGENCIAS

G-0XX-01, Respuesta frente a emergencias radiológicas y nucleares, Revisión 0, en vigencia desde: 17-10-05.

COMUNICACIÓN, INTERRELACIÓN E INTERFASES CON OTROS PROCESOS

P-U3-01, Elaboración del plan de trabajo y presupuesto, Revisión 1, en vigencia desde: 2-1-06.

Nuclear Security Standard: Argentina Approach

Bonet Durán, S.M.; Rodríguez, C.E.;
Menossi, S.A. and Serdeiro, N.H.

Presentado en: 47th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management.
Tennesse, USA, 16-20 julio 2006

NUCLEAR SECURITY STANDARD: ARGENTINA APPROACH

Bonet Durán S.M.; Menossi S, Rodríguez C, Serdeiro N.
Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Abstract

Argentina has a comprehensive regulatory system designed to assure the security and safety of radioactive sources, which has been in place for more than fifty years.

In 1989 the Radiation Protection and Nuclear Safety branch of the National Atomic Energy Commission created the "Council of Physical Protection of Nuclear Materials and Installations"(CAPFMIN). This Council published in 1992 a Physical Protection Standard based on a deep and careful analysis of INFCIRC 225/Rev.2 including topics like "sabotage scenario"

Since then, the world 's scenario has changed, and some concepts like "design basis threat", "detection, delay and response", "performance approach and prescriptive approach", have been applied to the design of physical protection systems in facilities other than nuclear installations.

In Argentina, radioactive sources are widely used in medical and industrial applications with more than 1,600 facilities controlled by the Nuclear Regulatory Authority (in Spanish ARN).

During 2005, measures like "access control", "timely detection of intruder", "background checks", "and security plan", were required by ARN for implementation in facilities with radioactive sources. To "close the cycle" the next step is to produce a regulatory standard based on the operational experience acquired during 2005. ARN has developed a set of criteria for including them in a new standard on security of radioactive materials. Besides, a specific Regulatory Guide is being prepared to help licensees of facilities in design a security system and to fulfill the "Design of Security System Questionnaire".

The present paper describes the proposed Standard on Security of Radioactive Sources and the draft of the Nuclear Security Regulatory Guidance, based on our regulatory experience and the latest international recommendations,

Introduction

Security of Radioactive Sources in Argentina. Status Per 2006

Since more than fifty years Argentina has a comprehensive regulatory system designed to guarantee the security and safety of radioactive sources.

The Nuclear Regulatory Authority (ARN), is the organization with federal competence in radiation protection, nuclear safety, safeguards and physical protection. One of its main objectives is to maintain traceability of sources and radioactive materials. In case incident, adequate mechanisms are applied to re-establish the track and put in place corrective actions, including mitigation of possible radiological consequences for the population. ARN as national authority grants licenses, authorizations and permits, as appropriate.

There are more than 1,600 facilities under regulatory control by ARN that use radioactive sources for medical, industrial, research and training purposes. Fig. 1
These facilities are located all around the country and their complexity and radioactive material inventories vary significantly.

Typical field of application	*Number*
Irradiation Facilities	**5**
Radioisotope or radioactive source production plants	**5**
Industrial Applications	**270**
Industrial radiography	**67**
CNEA[(1)] 's Waste management area	**1**
Research and educational centers and other applications	**164**
CNEA's minor facilities	**26**
Teletherapy Centers	**112**
Brachytherapy Centers	**82**
Nuclear Medicine and radioimmunoassay	**907**
Storage Facilities	**4**

Fig. 1

Regarding safety of sources and radioactive materials, ARN has in place a *Basic Radiation Safety Standard (AR 10.1.1. Rev.3)*, which includes regulatory requests for the users of such materials, and has incorporated ICRP-60 recommendations.

Concerning to transport of radioactive material, Argentina has adopted the recommendations of the document *IAEA- TS-R-1 (ST-1, Revised) "Safe Transport of Radioactive Materials"*. ARN has also standards of application for specific activities, e.g.. *AR 7.9.1. "Operation of industrial radiography equipments"; AR 6.2.1."Radiation safety for design of industrial irradiation plants with a mobile underwater radioisotopes source", AR 10.13.1. "Basic standard on the physical protection of nuclear materials and installations"; AR 10.14.1. "Assurances of non-diversion of nuclear materials, installations and equipment of nuclear interest"*

Our regulatory system permits, with a reasonable degree of certainty, to assure the control and monitoring of radioactive material "from the cradle to the grave". In this context, **"safety and security"** have always been closely related concepts.

Standard on Security of radioactive sources
During the last two years, Argentina has implemented specific security measures to radioactive sources. Now, our next step is to establish a specific regulatory standard

[(2)] CNEA: National Commission of Atomic Energy

based on the operational experience acquired during 2004 and 2005. This is an ongoing project and the standard is foreseen for the end of 2006.

The goal is to establish general criteria on security of radioactive sources to protect it from persons with malicious purposes. This standard will be applied to radioactive sources as defined by *Code of Conduct on the safety and security of radioactive sources.*

It will be base on international recommendations: "*Code of Conduct…", "Safety Guide RS-G-1.9 "Categorization of Radioactive Sources", "IAEA TecDoc-1355 Security of Radioactive Sources" (interim guidance for comments).* Moreover those documents will be adapted to cover a wide range of radionuclides and to make it suitable for Argentina needs.

This standard will be focused particularly on design criteria, eg.

- Security systems should offer enough flexibility to able to increase or to decrease the intensity of the measures according to the circumstances,
- Security measures cannot go against the measures set up for nuclear and radiological safety,
- The emphasis of the security system should lay on the prevention and the dissuasion, particularly by means of the use of passive measures,
- In the design of the security systems,
- An adequate complementation should be achieved between technical resources and operational procedures,
- Security procedures should be established so as to minimize the interference with daily work.

Security System

Performance-based approach vs. Prescriptive based approach

There are three different approaches to demonstrate that a facility's security system gets the security objective: performance-based approach, prescriptive based approach and combined approach.

ARN applies a combined approach that means to use a performance-based approach for the sources with the highest potential consequences of malicious uses and a prescriptive approach for lower risk sources.

Security Guidance

Contents

A performance approach allows flexibility for the operator to propose the types of measures used to achieve the security objectives generally based on a vulnerability assessment. On the other hand, this approach requires a good level of security expertise of the operators. In order to achieve this goal, a security guidance is being prepared.

The main objective is to provide guidance and considerations for the licensee in order to design a security system for each facility and to fulfill the "Design of Security System Questionnaire".

We are presenting here the proposed contents:

Section 1. Definitions
Section 2.Threat and Vulnerability Assessment
Section 3. Target identification
Section 4. Design and Analysis of a Security System
Section 5. "Design of Security System Questionnaire"
Section 6. Security Culture and Confidentiality
Annex I – Example of a Security System
Annex II – Example of. "Design of Security System Questionnaire"

Section 1. Definitions

Possible definitions are: security system, responsible, security culture, source categorization, target, response force, etc. When these terms were used in the body of this Guidance, they will be show in italics.

Section 2.Threat and risk assessment

It provides guidance on threat definition and risk assessment.

A threat definition includes information about potential actions (sabotage or theft), motivations, types of adversaries (insiders, outsiders and outsiders in collusion with insiders), physical capabilities and resources of the potential adversary.

The risk assessment takes into account.: activity of the radionuclide, half-life, chemical form, exposure rate, annual limit of intake (ALI), attractiveness for theft and sabotage. It is also necessary to consider co-located facilities on the site.

Section 3. Target identification

It explains the process to identify specific locations or components to be specially protected to prevent undesirable consequences

Section 4. Design and Analysis of a Security System

This section provides a description of the principles of security in the field where applicable to protect sources against theft and sabotage. Detection, delay and response and the interaction are discussed in this section.
Moreover, the following items are introduced:

- Risk Concept
- Probability of interruption
- Probability of neutralization
- System effectiveness
- System upgrades

4.1. Definition of security system objectives

This part describes in more detail security system objectives:

- Characterization of the facility: location of the site boundary, building location, access point, floor plants
- Threat definition
- Target identification: physical and chemical form, attractiveness of the materials for theft or sabotage

4.2. Security System design and evaluation principles
It specifically focuses on design criteria, e.g.: *balance security, defense in depth, appropriate detection, timely response, and deterrence measures.*

4.3. Functions of a security system:
An effective security system requires that any adversary (outsider or insider) must be detected in a way that the response force can interrupt and neutralize it. This part will provide additional guidance about the combination of detection, delay and response in order to obtain the best result, taking into account. economical, operational and safety aspects

4.4. Trustworthiness of personnel
This section provides information about the importance of background checks to verify the identity and reliability of staff that have access to radioactive sources.

4.5. Evaluation of security system and Redesign security system
It provides techniques in order to pointing out the weaknesses before performing security systems.

Section 5. "Design of Security System Questionnaire"
It explains document fulfillment. This Questionnaire is a mandatory document and contains the following information:

- Name and location of the main installation indicating accesses, routes, river ways, railroad, etc.
- Facility purpose
- Identification of the material to protect: indicating physical and chemical form, exposure rate, maximum quantities in each area of process
- Identification target and vital areas
- Description of the security system: localization of alarms, sensors, lights, etc.
- Identification of the accesses, contention walls, fences, etc.,
- Hypothesis of theft or sabotage, motivation, human resources and materials of the aggressor, etc.
- Detailed information of elements such as: detection and evaluation: characteristics of alarms, alarms display, control of accesses.
- System operation check: frequency, procedures and records.
- Response Force: accesses control procedures, communications and response force time.

Section 6. Security culture and Confidentiality
It is important to ensure that the information concerning the management and security of sources are protected. In this section will describe security culture aspects and confidentiality principles.

Annex I – Example of a Security System
It is a comprehensive example of the performance-based approach for a hypothetical facility

Annex II – It includes an example of "Design of Security System Questionnaire" fulfillment

Conclusion

ARN has faced the huge challenge of developing a regulatory tool to prevent the malicious use of radioactive sources.

The new Standard will complement our present regulatory control system which has demonstrated its efficiency since fifty years. Moreover the new standard will contribute to the regulatory control system continuous improvement

It is foreseen that this standard will have a good acceptance for the licensees due to the permanent effort in developing operator's awareness through the spread of "security culture" concepts.

Besides, the Security Guidelines development and ambitious training plan will guarantee an easy implementation of the new standard requirements.

References

- "The approach of the Nuclear Regulatory Authority of Argentina towards Nuclear Security", R. Racana, et all – International Conference of Nuclear Security- London, March 2005,
- Nuclear Regulatory Authority, Annual Report, Argentina, 2005
- Nuclear Regulatory Standards AR 10.13.1. "Basic standard on the physical protection of nuclear materials and installations"
- IAEA "Categorization of radioactive sources" – Safety Guide RS-G-1.9, 2005
- "Measures to strengthen the security of radioactive materials in Argentina", Bonet Durán, et all, INMM, 2005.
- IAEA "Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources", 2004
- IAEA "Security of radioactive sources" -TecDoc-1355, (interim guidance for comments), 2003
- IAEA, "Findings of the International Conference on Security of Radioactive Sources", Austria, 2003
- "Prevention of the inadvertent movement and illicit trafficking of radioactive and nuclear materials in Argentine border", Bonet Durán, et all, INMM, 2003.
- IAEA, "Handbook on the physical protection of nuclear materials and facilities"- TecDoc-1276, 2002
- IAEA "Guidance and considerations for the implementation of INFCIRC/225/Rev.4, The Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities", Austria, 2000.

Mejoras relacionadas con la seguridad requeridas por la Autoridad Regulatoria argentina a la Central Nuclear Atucha I

Calvo, J.C.; Michelin, C.A.; Navarro, N.R. y Waldman, R.M.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 Setiembre 2006

MEJORAS RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD REQUERIDAS POR LA AUTORIDAD REGULATORIA ARGENTINA A LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

J. Calvo, C. Michelin, R. Navarro, R Waldman
Autoridad Regulatoria Nuclear
Ciudad de Buenos Aires

Resumen

La Autoridad Regulatoria Nuclear argentina (ARN) constató la existencia de cambios en el estado de algunos componentes internos del reactor de la Central Nuclear Atucha I que, de continuar en el tiempo, podría llevar a una degradación inconveniente para la operación segura de la instalación. En consecuencia, a los efectos de prevenir que se alcance dicha situación, a fines de 1999, la ARN requirió a la Entidad Responsable de la operación de dicha central la implementación de un importante programa de mejoras en los componentes internos del reactor.

Adicionalmente, y basado en los resultados del Análisis Probabilístico de Seguridad, se agregó al mencionado programa de mejoras la implementación de un sistema alternativo de enfriamiento del núcleo del reactor denominado Segundo Sumidero de Calor, debido a que se determinó que, para algunas secuencias accidentales, su actuación reduciría considerablemente la probabilidad de daño al núcleo.

La concreción del programa de mejoras implicó a la Entidad Responsable la realización de una importante cantidad de estudios de ingeniería, pruebas e inspecciones específicas, que permitieron realizar cambios sobre las barras de control del reactor y sus tubos guía; los canales refrigerante; los sensores de flujo neutrónico; y diversos componentes de los sistemas primario y moderador.

Por otra parte también implementó el sistema Segundo Sumidero de Calor, lo que representó un considerable esfuerzo para compatibilizar la Instrumentación y control de última generación, con la instrumentación y sistemas de control existentes en la central. Además, se solicitó realizar un análisis de integridad del recipiente de presión para demostrar la existencia de un margen aceptable para la diferencia entre las temperaturas límite admisible y de transición dúctil/frágil del material para todos los escenarios accidentales posibles durante la vida útil del reactor.

Las mejoras mencionadas precedentemente, que permitieron disminuir en un orden de magnitud la probabilidad de daño al núcleo calculada mediante el Análisis Probabilístico de Seguridad fueron implementadas durante las paradas programadas ocurridas entre los años 1999 y 2005, y las tareas fueron fiscalizadas por un Comité Ad-Hoc constituido por especialistas de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

En el presente trabajo se describen las tareas desarrolladas en dicha oportunidad, que permitieron continuar con la operación de la central nuclear Atucha I, luego de realizar importantes mejoras en la seguridad de la instalación.

1. INTRODUCCIÓN:

En agosto de 1988, ocurrió un evento que implicó la rotura de un canal de refrigeración de la Central Nuclear Atucha I (CNA I), causado por el atascamiento del mismo debido al efecto de partes desprendidas del folio (foil) utilizado como aislante térmico de los canales de refrigeración que, al alojarse en el huelgo existente entre el extremo inferior del canal y el buje que le sirve de alojamiento en el fondo del recipiente del moderador, impidió el libre desplazamiento del primero, debido a las dilataciones y contracciones a que está sometido durante la operación y provocó su deformación hasta hacer contacto con una sonda de nivel adyacente ocasionando fricción entre ambos componentes, lo cuál, con el transcurso del tiempo ocasionó la mencionada rotura.

En las figuras 1 a 5 adjuntas, se muestran el recipiente del reactor y sus componentes internos (fig.1), como se deformaron los tubos guía de las barras de control (fig. 2); estado de los internos del reactor luego de ocurrida la rotura del canal de refrigeración (fig.3); parte inferior de un canal de refrigeración con su folio degradado (fig.4) y mecanismo que provocó la deformación de los canales de refrigeración (fig. 5).

Como consecuencia de las múltiples tareas de reparación que debieron ser efectuadas para que la CNA I estuviera nuevamente en condiciones de operar en forma segura, se observó la existencia de cierta deformación en los canales de refrigeración, tubos guía de sondas de nivel y tubos guía de barras de control y un deterioro generalizado del folio utilizado como aislante térmico de los canales de refrigerante de la CNA I que, desde entonces, llevaron a una intensificación de la vigilancia y el seguimiento del estado de dichos componentes mediante inspecciones, pruebas, evaluaciones y verificaciones diversas a los efectos de permitir la detección temprana de cualquier indicio de degradación en las condiciones de seguridad de la instalación.

En mayo de 1999, en circunstancias en que el reactor de la CNA I fue detenido para efectuar una parada programada, cuando este ya estaba en una condición subcrítica, con las barras de control / parada con una inserción superior al 80 %, se decidió completar la inserción de las mismas manualmente (scram manual) de acuerdo a los procedimientos vigentes para el apagado del reactor y se observó que cerca de un 30% de las barras no se habían insertado totalmente.

Este incidente mostró la existencia de deformaciones incipientes en los tubos guías de las barras de control del reactor de la CNA I que, de continuar en el tiempo, podría llevar a una degradación inconveniente para la operación segura de la instalación.

Considerando el evento de 1988, la ARN requirió a la planta que realice un seguimiento aún más intensivo del funcionamiento de las mencionadas barras de control mediante la realización de pruebas, inspecciones y análisis adicionales. En dicho contexto, la ARN requirió que se remuevan del reactor algunas barras de control y sus correspondientes tubos guía para realizar pruebas, inspecciones y una serie de evaluaciones relativas a análisis metalográfico, fractomecánica y de vida útil de dichas barras (1).

A los fines de cumplimentar los requerimientos regulatorios mencionados precedentemente, la instalación permaneció parada desde mayo a octubre de 1999. La ARN autorizó el arranque de la CNA I condicionado al cumplimiento de un programa de mejoras que priorizó los internos del reactor y se cumplió en sucesivas paradas programadas realizadas hasta el año 2005. Este programa incluyó aspectos de seguridad relevantes como la implementación del sistema segundo sumidero de calor (sumidero adicional que actúa como un sistema de emergencia, asegurando la transferencia de calor en caso que las vías utilizadas normalmente para remover el calor del núcleo se encuentren indisponibles) y el análisis de la integridad del recipiente de presión que es el único requerimiento que, si bien está en avanzado estado de ejecución, aún no se ha vencido el plazo otorgado para su cumplimiento.

Las características de las tareas realizadas en la planta para implementar las mejoras requeridas que, además de las actividades ya mencionadas, incluyó el reemplazo de canales de refrigeración y, tubos guía de barras de control y sondas de flujo neutrónico por otros de nuevo diseño, fueron realizadas sin levantar la tapa del reactor y, demandó el desarrollo de dispositivos y herramental específico para cada tarea, así como el correspondiente entrenamiento previo en mock-up. Todas estas actividades fueron fiscalizadas por distintos especialistas de la ARN.

2. MEJORAS RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD REQUERIDAS A LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

Las principales mejoras requeridas por la ARN como condición para permitir la operación de la CNA I, luego del incidente operativo ocurrido en mayo de 1999, fueron incluidas dentro de un programa que se ejecutó durante sucesivas paradas programadas llevadas a cabo anualmente hasta el año 2005. El mencionado requerimiento regulatorio (1) incluyó la implementación de las siguientes acciones:

- Implementación del sistema segundo sumidero de calor;

- Análisis de la integridad del recipiente de presión;

- Actualización del Programa de Pruebas del Sistema de Parada por Barras tendiente a detectar efectos tempranos de potenciales fallas y evaluación del estado del material de las barras de control;

- Reemplazo de todos los canales de refrigeración que contienen partes con la aleación “Stellite-6” (a los efectos de disminuir las dosis generadas por su contenido de cobalto);

- Reemplazo de los tubos guías de todas las barras de control;

- Reemplazo de los tubos guía de todos los sensores de flujo neutrónico;

- Limpieza del interior del recipiente del moderador y;

- Actualización del Informe de Seguridad, del Análisis Probabilístico de Seguridad, del Manual de Políticas y Principios de Operación, del Manual de Mantenimiento y del Manual de Garantía de Calidad.

A continuación se detalla lo actuado respecto a las mejoras requeridas por la ARN que fueron condicionantes para la continuación de la operación de la CNA I y que se listaron precedentemente:

2.1. Implementación del sistema segundo sumidero de calor

"El sistema segundo sumidero de calor deberá estar operativo en forma automática, incluyendo las modificaciones correspondientes al sistema de protección del reactor compatible con la operación del sistema de refrigeración de emergencia".

El diseño del reactor de la CNA I se basó en el criterio vigente en la década de los años sesenta, denominado "máximo accidente creíble", definido por una rotura de doble sección en la rama fría del circuito primario, accidente para el cuál el diseño prevé la actuación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (TJ) de alta presión provocada por la despresurización brusca y la pérdida de masa de refrigerante que experimenta el circuito primario a través de la rotura. El sistema TJ repone en su etapa de alta presión el agua perdida por la rotura y luego provee, mediante la etapa de baja presión y el funcionamiento de las bombas del moderador, la refrigeración a largo plazo del núcleo del reactor.

Sin embargo, los resultados de cálculos realizados en simulaciones de accidentes con pérdida de refrigerante debidos a roturas pequeñas (entre 20 cm^2 y 80 cm^2 de sección) demostraron que el sistema moderador y el sistema de remoción del calor de decaimiento del núcleo (sistema de refrigeración posterior) del reactor no eran suficientes para garantizar la refrigeración a largo plazo para dichas situaciones accidentales. En efecto en el caso de una rotura de 40 cm^2 de sección, esta es suficientemente grande como para provocar una disminución en el nivel de agua del tanque del moderador por debajo del valor que determina la detención de las bombas del moderador, pero demasiado pequeña como para producir la despresurización del sistema primario y permitir la inyección de agua desde el sistema TJ. Esta situación se presenta por cuanto el caudal de refrigerante a través de la rotura es relativamente bajo (dado el tamaño de la misma), la transferencia asociada de calor también demasiado baja y, por lo tanto, la presión del primario no se reduce, manteniéndose en valores superiores a los 40 bar necesarios para provocar la actuación del sistema TJ. Las temperaturas en el núcleo podrían alcanzar en tal caso valores pico del orden de 1.200 °C, con el consiguiente riesgo de daños para los elementos combustibles.

En consecuencia, este requerimiento regulatorio surgió ante la necesidad de corregir la insuficiencia de los sistemas del moderador y de remoción del calor de decaimiento del núcleo ante determinadas situaciones de planta.. El Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) confirmó

la mencionada necesidad al demostrar que, en algunas secuencias accidentales asociadas a fallas en la refrigeración posterior y que pudiesen implicar daños al núcleo, la probabilidad de tales daños se reduciría con el agregado de un sistema de enfriamiento alternativo e independiente de los sistemas de planta existentes denominado segundo sumidero de calor (SSC) para lograr la extracción del calor residual del núcleo en condiciones no previstas en el diseño original.

La ARN constituyó un Comité "Ad-Hoc" para entender en todos los aspectos del proceso de licenciamiento del proyecto del SSC de la CNA I (evaluación, fiscalización e inspección) y en lo referente a las modificaciones de diseño asociadas al sistema de protección del reactor y a los sistemas de seguridad.

La evaluación comprendió el análisis de la documentación correspondiente al diseño conceptual, a la ingeniería básica y de detalle asociadas al proyecto. La fiscalización incluyó el seguimiento de las actividades de construcción, montaje y puesta en marcha del SSC y las modificaciones de diseño relacionadas. Las evaluaciones y la fiscalización del proyecto fueron llevadas a cabo por especialistas e inspectores de la ARN coordinados por el comité "Ad-hoc".

El licenciamiento consistió básicamente en efectuar las conclusiones finales sobre las implicancias del proyecto en la seguridad de la instalación, y los fundamentos para la autorización de la operación de la central con el SSC disponible en forma automática, incluyendo las modificaciones correspondientes al sistema de protección del reactor y otros sistemas de seguridad.

De los resultados de las evaluaciones se concluyó que el diseño es satisfactorio y que se cumple el objetivo de mejorar significativamente la seguridad de la instalación. La fiscalización permitió verificar que las etapas de construcción , montaje y puesta en marcha del SSC y las modificaciones de diseño asociadas, cumplen con los objetivos fijados para cada una de las etapas mencionadas.

Se efectuó una evaluación de la capacitación y entrenamiento del personal en los nuevos sistemas que incluyó la revisión de los programas de reentrenamiento y la fiscalización de su ejecución. Además, se verificó que la capacitación del personal fue satisfactoria y contempló aspectos del diseño, pruebas de funcionamiento y puesta en marcha de los nuevos sistemas.

Las actividades regulatorias desarrolladas por el comité "Ad-hoc" (2) y por especialistas e inspectores de la ARN en relación con la implementación de este proyecto, se encuentran documentadas a través de informes técnicos de evaluación, informes de inspección y Actas de reuniones llevadas a cabo con el personal de la CNA I.

2.2. Análisis de la integridad del recipiente de presión del reactor

"En caso de no ser demostrada la existencia de un margen aceptable, a satisfacción de esta ARN, para la diferencia entre las temperaturas límite admisible y de transición dúctil/frágil del material de dicho recipiente al final de la vida útil, para aquellos eventos que requieran la actuación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (TJ), deberá ser implementada la instalación del calentamiento del agua de dicho sistema TJ. Además, deberá ser demostrada la

operación segura del recipiente de presión para todos los escenarios accidentales posibles durante toda la vida útil del reactor".

El programa de vigilancia del recipiente de presión (RPV) de la CNA I se inició en 1974 (3) introduciendo 30 probetas del mismo material del RPV (22NiMoCr37) distribuidas dentro del núcleo de reactor. En 1980 se retiraron algunas de ellas (SET 1) y se introdujeron 10 probetas de un material provisto por el OIEA (SET 3) de material ASTM A503 Clase 3, para ser utilizado como un patrón. En 1987 se retiraron el resto de las probetas introducidas inicialmente (SET 2) y en 1997 las del SET 3. El resultado de los ensayos y evaluaciones fue que no fue posible obtener conclusiones definitivas sobre el comportamiento del material del RPV debido a las diferencias entre el espectro neutrónico con que se irradiaron las probetas y el existente sobre la pared del RPV.

Debido a las incertidumbres asociadas con los mencionados resultados, la ARN solicitó a la Entidad Responsable que implementara un programa de vigilancia del RPV alternativo. Dicho programa fue llevado a cabo a través del diseñador Siemens - KWU que realizó irradiaciones en el reactor VAK de Alemania con un espectro neutrónico más parecido al existente en la pared del RPV de la CNA-I.

La ARN efectuó una evaluación con la documentación disponible y, decidió requerir un análisis de la integridad del RPV hasta el final de la vida útil de la instalación y que contemple todos los escenarios accidentales posibles.

En respuesta a dicho requerimiento, la Entidad Responsable comenzó a realizar análisis de choques térmico bajo presión (Pressurized Termal Shock, PTS) en dos etapas. La primera consistió en la selección de los transitorios más severos y, la segunda, en el análisis elasto-plástico de los transitorios seleccionados.

Como resultado de los análisis mencionados se demostró que para las secuencias accidentales más importantes y considerando el tiempo que insume la actuación del sistema TJ de alta presión, el calentamiento del agua del sistema TJ no tiene incidencia significativa en la temperatura que alcanzaría el material del RPV. En consecuencia, la ARN decidió dejar sin efecto el requerimiento relativo al calentamiento del agua del sistema TJ.

En ocasión del rearranque de la CNA I, luego de la parada programada de 2002-2003, se efectuó una evaluación integral de la documentación (4) recibida hasta esa fecha, en la que se concluyó que:

- No existieron objeciones a que la CNA I pueda seguir operando por un período adicional. En forma conservativa se autorizó operar la CNA I por 3 años adicionales a plena potencia (se estima que dicho plazo caducaría a comienzos del 2007).

- Durante dicho período la Entidad Responsable de la operación de la CNA I deberá completar el análisis de seguridad, mediante los estudios y ensayos que sean necesarios, a fin de demostrar la existencia de un margen aceptable para la diferencia entre las temperaturas límite admisible y de transición dúctil/frágil del material del RPV al final de su vida útil, es

decir, que se preserve la integridad del RPV de la CNA-I, al menos durante 32 años de operación a plena potencia.

A partir de marzo de 2003, la Entidad Responsable presentó a la ARN diversos estudios particulares respecto a las re-evaluaciones del material irradiado y al efecto del choque térmico bajo presión . Además, NASA encomendó la realización de dos programas adicionales de irradiación, uno en el reactor BR2 de Bélgica (Programa TANGO) y otro en el reactor de la Central Nuclear de Loviisa, Finlandia.

Las irradiaciones y ensayos comprendidos en ambos programas están concluidos, y NASA encargó al Instituto SCK -CEN de Bélgica el análisis de la integridad del RPV (5). El análisis se basa en aplicar la guía regulatoria de la NRC 1.99 Rev.2 y usa como valor límite de temperatura 51 °C ("screening criteria"). Esta temperatura es la que se obtuvo para la pared del RPV mediante cálculos considerados conservativos que incluyen el efecto del choque térmico para distintos tipos de transitorios.

La evaluación realizada por el SCK -CEN contempla los resultados de todas las irradiaciones realizadas, aspectos relativos a la diferencia entre los espectros neutrónicos existentes entre las probetas irradiadas y el material del RPV, factor de avance en las irradiaciones de las probetas y aspectos relacionados con el carácter conservativo de los cálculos de PTS. Actualmente la ARN se encuentra evaluando este estudio.

2.3. Barras de control

"Realizar la prueba de caída de barras (RESA) y evaluar los resultados a los efectos de verificar su correcto funcionamiento. Presentar los resultados de la evaluación de los ensayos del material de las barras de control retiradas del reactor. Además, se deberá evaluar la vida remanente de las barras restantes del sistema de parada para determinar si es necesario su reemplazo en las paradas programadas subsiguientes."

La ARN requirió que cada vez que la CNA I vaya a parada fría, previo al re-arranque, deberá realizar las siguientes pruebas e informar sobre sus resultados:

- Prueba repetitiva de caída de barras desde 575 cm de su posición inferior (4.YR.01.A).
- Prueba de caída de barras desde 325 cm de su posición inferior (250 cm de inserción / extremo superior).
- Prueba de caída de barras desde 35 cm de su posición inferior (540 cm de inserción / fin de carrera).

Para la realización de las pruebas mencionadas se requirió que los sistemas primario de transporte de calor y del moderador se encuentren a una temperatura homogénea de 220°C.

También requirió que se implemente un programa de inspecciones orientado a detectar la existencia de eventuales interferencias entre los tubos guías de las barras de control y los canales de refrigeración u otras deformaciones que pudieran afectar a los mencionados tubos guía (6). Los resultados de las mencionadas inspecciones, realizadas en 1999, confirmaron la existencia de deformación en algunos canales de refrigeración y en sondas detectoras de flujo neutrónico y, se

observó una importante cantidad de restos de folio (proveniente de los canales de refrigeración atascados entre el buje / boquilla de canales y tubos guías de barras de control) dispersos en el fondo del recipiente del moderador. Además, se detectaron fisuras en los extremos inferiores de las barras 4, 14 y 24 que llevó a la realización de distintos estudios metalográficos y fractomecánicos para evaluar las causas de dichas fisuras.

Las mencionadas barras de control fueron retiradas previamente del reactor y los resultados de las inspecciones, evaluaciones y estudios realizados concluyeron que se superaron los criterios de aceptación. En consecuencia, fueron reutilizadas todas las barras de control excepto las barras de control 2, 22 y 28 que fueron reemplazadas preventivamente.

Como resultado de los mencionados estudios se concluyó (7) que las barras pueden ser utilizadas hasta 30 años de operación a plena potencia y que, en la medida que los tubos guías se encuentren en buena condición, pequeñas grietas en el hafnio no afectan su función de parar de manera segura al reactor (SCRAM).

La CNA I realizó un recambio progresivo de los tubos guía de las barras de control para lo cual debió rediseñar los mismos y desarrolló las herramientas necesarias para el recambio. Además, se diseñaron y construyeron "mock up" para entrenar al personal involucrado en las tareas.

Este requerimiento fue cumplido por la CNA I, hasta que se completó la totalidad de reemplazos necesarios, como condición para que la ARN, luego de evaluar su funcionamiento, autorizara en cada caso el rearranque de la planta.

2.4. Reemplazo de canales de refrigeración

"Reemplazar todos los canales originales (canales con "stellite") mediante diseño modificado de la CNA-II con folio de espesor 0,4 mm"

Como consecuencia de las evaluaciones y el seguimiento efectuado desde 1988 por la ARN sobre la evolución del comportamiento de los internos del reactor, respecto a los canales de refrigeración, se observó que se podrían producir atascamientos y deformaciones. Además, las dosis ocupacionales debidas al Cobalto-60, que era uno de los componentes de la aleación conocida como "stellite 6" existente en dichos canales, implicaba dosis ocupacionales elevadas asociadas a determinadas tareas de mantenimiento.

En consecuencia, la ARN requirió reemplazar todos los canales de refrigeración con "stellite 6" por canales de nuevo diseño que, además de no contener Cobalto-60, contemplen el problema del atascamiento y el deterioro del folio de aislación térmica. Los canales de nuevo diseño presentan la particularidad que, han sido dotados de un resorte y una pollera que evitan el ingreso de folio al huelgo existente entre el extremo inferior del canal y el buje que le sirve de alojamiento en el fondo del recipiente del moderador.

La CNA I comenzó con el recambio de canales priorizando aquellos que, basándose en el resultado de las inspecciones visuales realizadas a los internos del reactor, presentaban anomalías de mayor relevancia.

Las distintas actividades relacionadas con los canales de refrigeración fueron fiscalizadas por especialistas de la ARN y culminaron en la parada programada 2005. Al final de la mencionada parada programada, la totalidad de los canales instalados en el reactor contienen folio de Zircalloy PCA-S de 0,4 mm. de espesor y tienen su boquilla inferior de acuerdo al nuevo diseño.

2.5. Reemplazo de los tubos guías de las barras de control

"Reemplazar los tubos guía de barras de control con la boquilla modificada(nuevo diseño), comenzando por aquellos que presenten alguna anomalía (por ejemplo desalineación)".

Durante la Parada Programada 2002, se completó el reemplazo de la totalidad de los 29 tubos guía de las barras de la CNA I que se inició en la parada de 1999.

2.6. Reemplazo de los tubos guías de los sensores de flujo neutrónico

"Reemplazar al menos 4 tubos guía de sensores de flujo neutrónico "in-core" por otros de nuevo diseño. Entre ellos se deben incluir los correspondientes a las posiciones N3 y N7 con su instrumentación asociada".

El diseño de los tubos guía de sondas de flujo neutrónico fue modificado y para implementar el reemplazo se desarrollaron herramientas para la realización de las operaciones de corte requeridas. Además, se han realizado distintas actividades en mock-up para la capacitación y el entrenamiento del personal actuante.

En la parada programada 2005 se completó la totalidad del reemplazo de los tubos guía de los sensores de flujo neutrónico que comenzó en 2001.

2.7. Limpieza del interior del recipiente del moderador

"Limpiar el fondo del recipiente del moderador compatible como mínimo con las áreas del reactor en las cuales se prevea remover componentes".

Las tareas de limpieza parcial del fondo del recipiente del moderador se fueron realizando en las sucesivas paradas programadas hasta el año 2005 en que se completó la limpieza de la totalidad del fondo de dicho recipiente. Durante estas tareas de limpieza se tomaron algunas muestras del material depositado en el fondo del recipiente para evaluar las características del mismo, el cuál resultó estar conformado por partículas con tamaños entre 150μm y 500 μm y en su composición química se encontraron elementos como Cr, Fe, Ni, Zn, Zr y Mn.

2.8. Actualización del Informe de Seguridad, el análisis probabilístico de Seguridad, el Manual de Políticas y Principios de Operación, el Manual de Mantenimiento y el Manual de Garantía de Calidad

La Entidad Responsable de la operación de la CNA I actualizó la documentación mandatoria requerida que incluyó el Informe de Seguridad, el Análisis Probabilístico de Seguridad, el Manual de Políticas y Principios de Operación, el Manual de Mantenimiento y el Manual de Garantía de Calidad. Además, todos estos documentos incluyen las modificaciones inherentes al segundo sumidero de calor. y las demás modificaciones al diseño llevadas a cabo.

3. CONCLUSIONES:

Debido a algunas degradaciones incipientes que se constataron en los internos del reactor de la CNA I, los que, de continuar en el tiempo podrían haber conducido a una degradación inconveniente para la operación segura de la instalación, la ARN requirió a la Entidad Responsable de la operación la implementación de un importante programa de mejoras en los componentes internos del reactor.

Adicionalmente, se requirió un sistema alternativo de refrigeración del núcleo del reactor denominado segundo sumidero de calor, debido a que se determinó que de esta forma se reduciría considerablemente la probabilidad de daño al núcleo.

Por último y completando un intenso programa de irradiación y ensayos se solicitó realizar un análisis de la integridad del recipiente de presión para demostrar la existencia de un margen aceptable para la diferencia entre las temperaturas límite admisible y de transición dúctil / frágil del material para todos los escenarios accidentales posibles durante la vida útil del reactor.

La implementación de dichas mejoras se realizó a lo largo de las paradas programadas efectuadas entre los años 1999 y 2005 y las tareas fueron fiscalizadas por un Comité Ad Hoc constituido por especialistas de la ARN. Lo anterior implicó un desafío tecnológico muy importante dada la dificultad para llevar a cabo algunas de las tareas requeridas como consecuencia de particularidades del diseño de la planta.

La evaluación probabilística de seguridad de la instalación realizada teniendo en cuenta todas las mejoras introducidas en la planta demuestran que la probabilidad de daño al núcleo disminuyó en un orden de magnitud, con lo cuál se ha mejorado considerablemente el margen de seguridad existente.

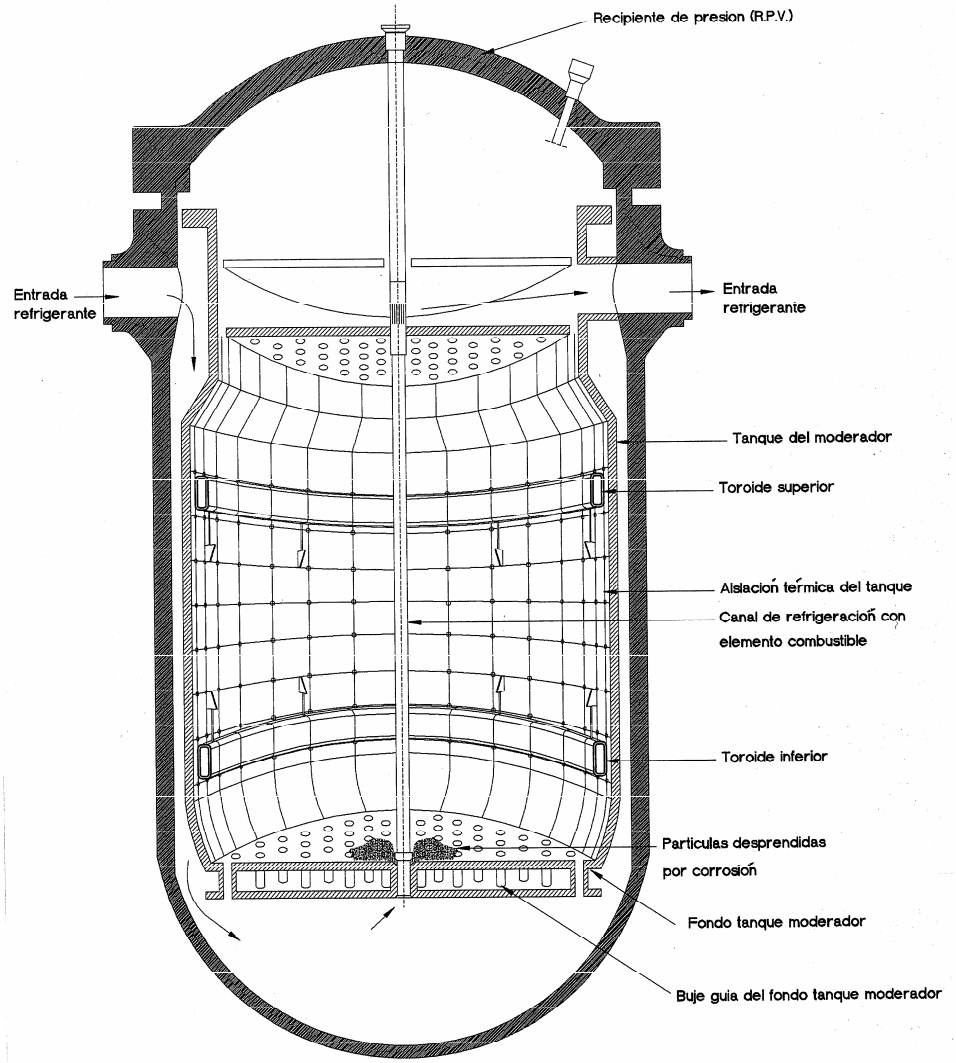

Recipiente de presion (R.P.V.)
Entrada refrigerante
Entrada refrigerante
Tanque del moderador
Toroide superior
Aislacion termica del tanque
Canal de refrigeracion con elemento combustible
Toroide inferior
Particulas desprendidas por corrosion
Fondo tanque moderador
Buje guia del fondo tanque moderador

Fig. 1

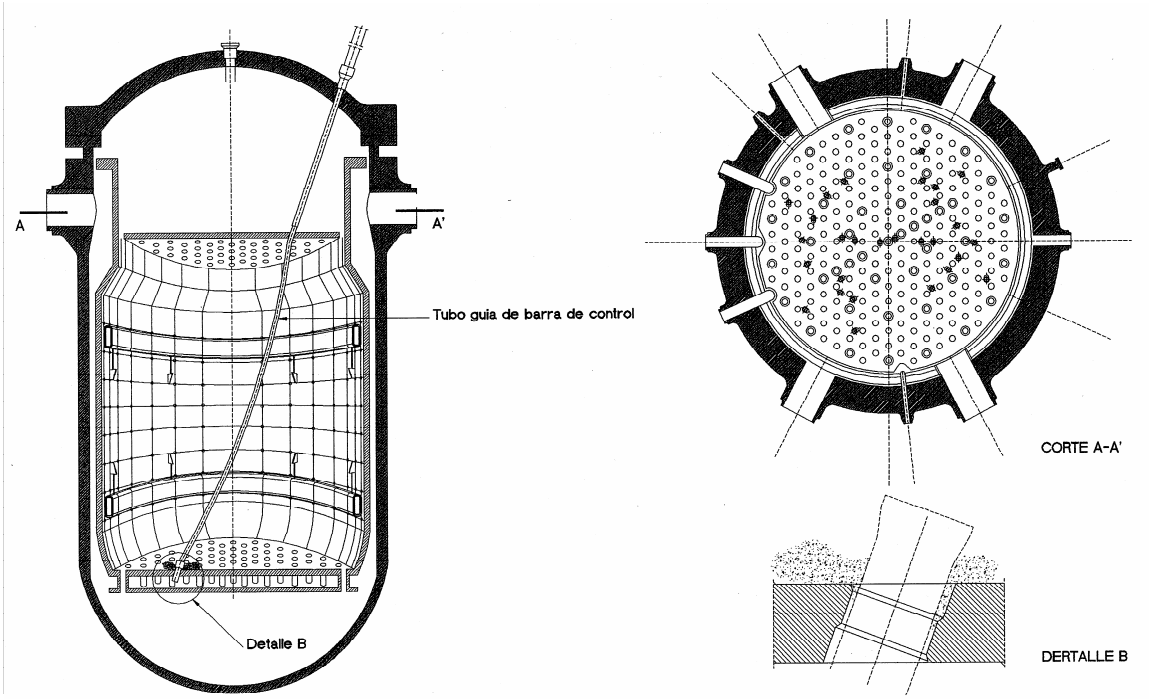
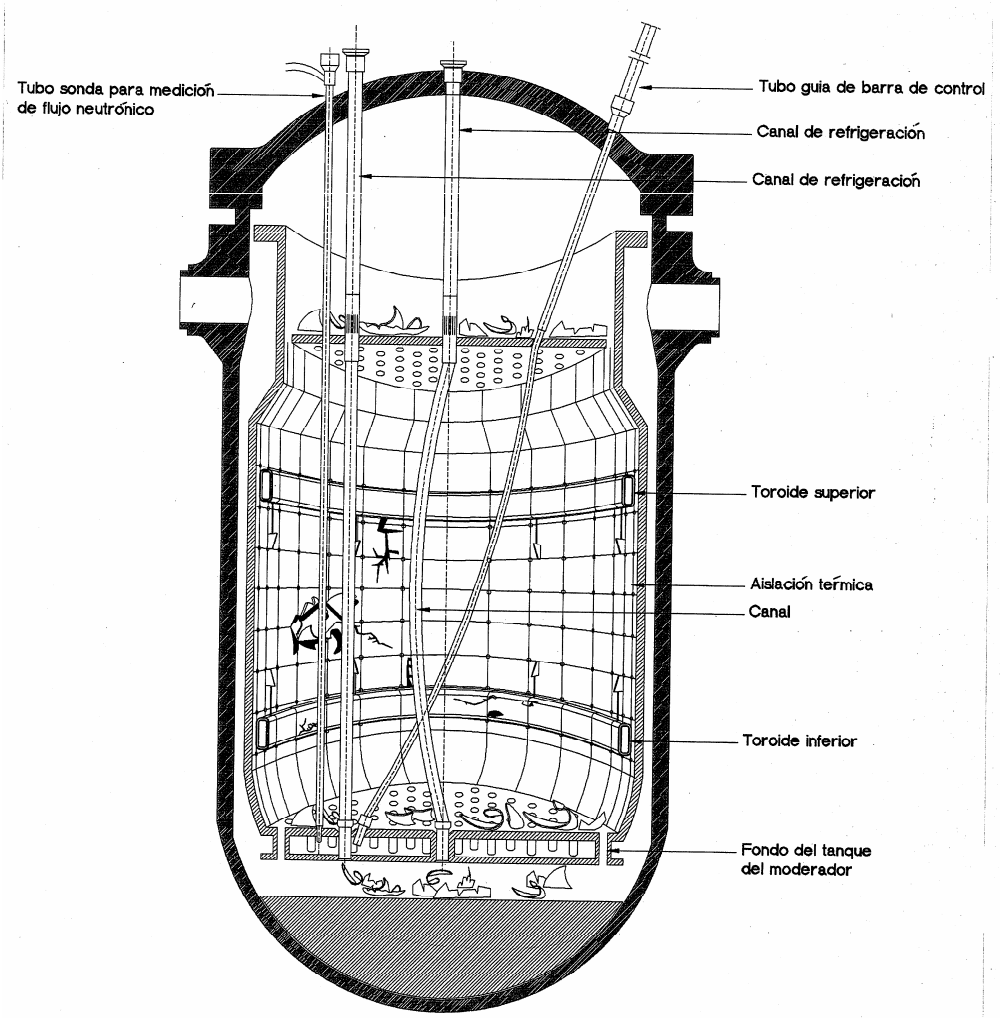
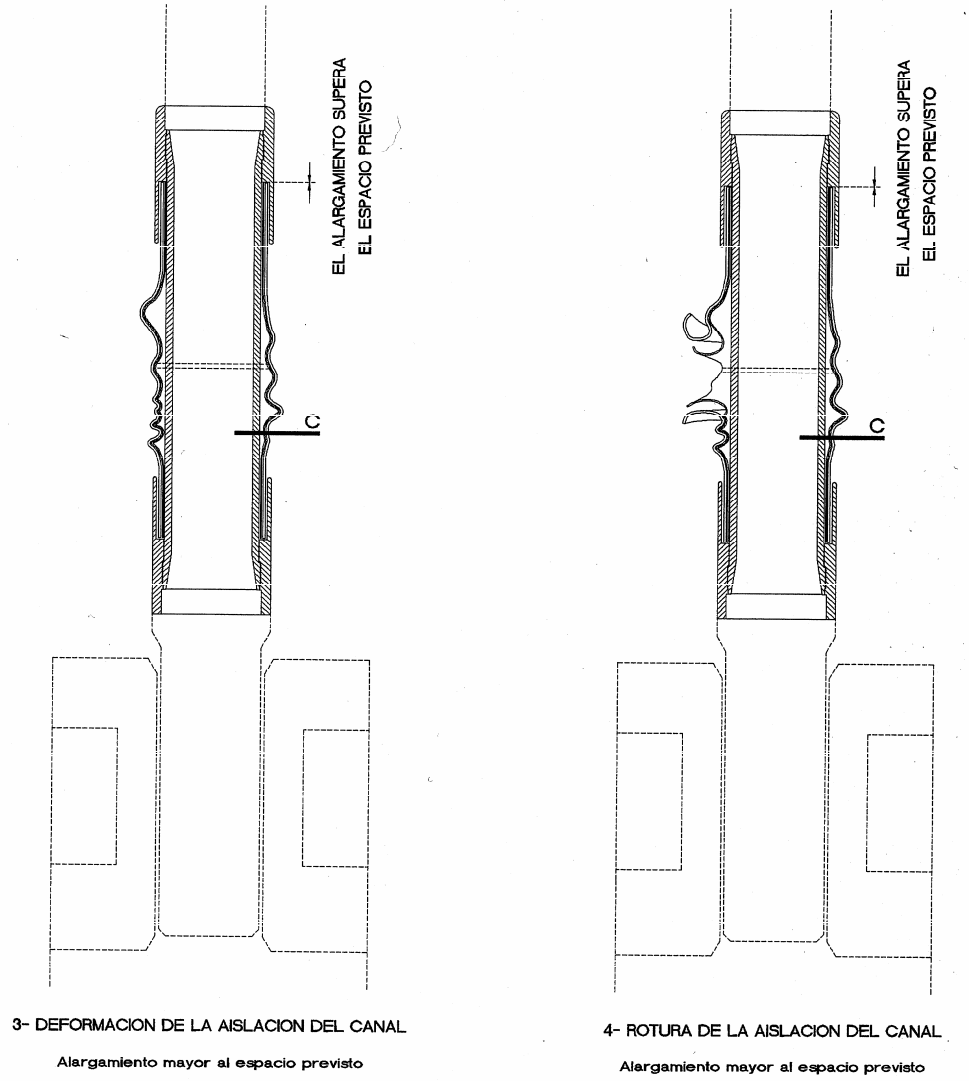

A
A'
Tubo guia de barra de control
Detalle B
CORTE A-A'
DERTALLE B

Fig.2



ESQUEMA N° 1
INTERNOS DEL TANQUE DEL MODERADOR

Fig. 3



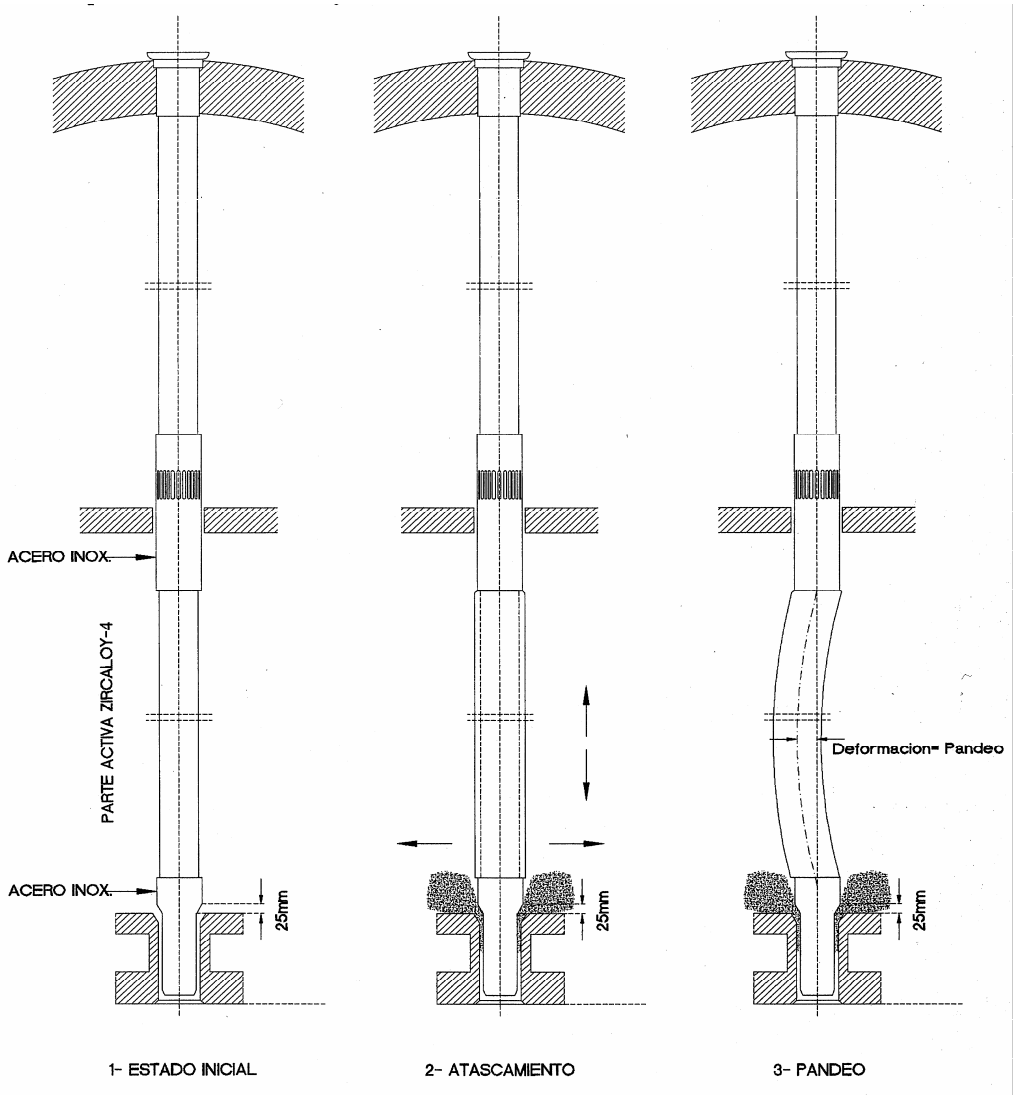
3- DEFORMACION DE LA AISLACION DEL CANAL

Alargamiento mayor al espacio previsto

4- ROTURA DE LA AISLACION DEL CANAL

Alargamiento mayor al espacio previsto

Fig. 4



Mecanismo de deformación de los canales combustibles
Fig. 5

REFERENCIAS

(1) Nota ARN 2507 / 99.

(2) Informe Licenciamiento Del Segundo Sumidero De Calor De La CNA I N°: AH-SSC-00X-02

(3) Informe Nacional de Seguridad 1998– Convención de Seguridad Nuclear.

(4) Nota ARN 331/03.

(5) SCK-CEN Integrated Analysis of the CNA-1 Reactor Pressure Vessel Material Data Base in View of Plant Life Management, March 2006.

(6) Requerimientos regulatorios RQ-CNAI- 035 Y 036, ARN 85 / 99.

(7) CNEA – IT-UAM-45 / 99 - Análisis de fisuras en barras de control de CNA I.

CANDU Senior Regulators, Argentinean Report 2006

Calvo, J.C. and Navarro, R.N.

Presentado en: Annual Meeting of Senior Regulators of Countries Operating.
Karachi, Pakistán, 13 -17 noviembre 2006

CANDU senior regulators, argentinean report 2006

Calvo, J.C. and Navarro, R.N.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

1. Events

1.1. Primary Heat Transport system - Liquid Relief Valve Spurious Opening

On February 2nd, 2006, Embalse NPP (ENPP) was operating normally at full power, when the opening of the liquid relief valve (LRV) 3332 PV4 was detected. The safety systems were not demanded to actuate and this event was considered of very low safety significance. The plant was lead to cold shutdown condition according to what is established in the applicable operation procedures. ENPP was 48 hours out of service.

The LRV spurious opening was caused by the diaphragm rupture of the corresponding quick exhaust valve (QE) 6332 QE4. It was verified that the material of the failed diaphragm was urethane instead of vitón as is specified. Besides, the urethane diaphragm lifetime used was expired.

During the last scheduled outage a modification was implemented in the opening and closure time of two of the LRVs (3332 PV4 and PV13). This modification was implemented because Atomic Energy of Canada Limited (AECL), the ENPP designer recommends that LRVs should open in less than one second (to give the primary heat transport system – PHTS - adequate protection) and close in more than three seconds (to avoid water hammer affecting the PHTS).

In order to comply with this recommendation, both a new pilot valve with more capacity to evacuate the service air (used to command the LRVs) and a QE valve to accelerate the LRVs opening were installed. Besides, to augment the LRVs closure time a restriction orifice in the air inlet to the pilot valve was installed, so the air ingress is slow and the LRVs closure is soft. These valves were qualified to resist the design base earthquake and the more relevant LOCA.

When the QE valves were replaced, due to human and procedural errors, valves with urethane diaphragm instead of vitón were used. The above mentioned errors were due to the valves changed had no identification about the diaphragm material.

The event root cause was attributed to an inadequate elastomer management policy; faults due to ageing effect were not considered. Besides, the diaphragm installation procedure does not include a verification of the adequacy of the elastomer to be used.

The direct cause observed was the QE valve diaphragm break corresponding to the LRV 4.

The corrective actions taken were:

- To change the urethane diaphragms for vitón diaphragms in the QE valves that were replaced.

- To modify the diaphragm installation procedure including an elastomer verification.

1.2. Loss of heavy water in the steam generator #1

On July 19th, 2006, ENPP was operating normally at full power. During the daily feedwater system sample routine a high tritium concentration in the water purged (secondary system) from the steam generators was detected.

By means of gamma activity measurements in such purges, the existence of a leakage of heavy water from the PHTS to the secondary loop into the steam generator Nr. 1 was confirmed. Then

the corresponding procedure to estimate the heavy water leakage rate evolution was applied. According the mentioned procedure, the leakage rate evolution was followed till it reached 5 Kg. / hour, due to only for leakage rates higher than this value it is possible to detect the failed tube by fluorescein test.

Finally, on July 24th it was decided to shutdown the reactor according to what is established in the applicable operation procedures, remaining out of service during almost seven days. This event was considered as of very low safety significance.

The heavy water leakage was estimated in about 463 Kg. and the activity released to the secondary system reached 4,4 E13 Bq. of tritium and 1.1 E08 Bq. of iodine (about 15 % of the monthly discharge derived limit).

The direct cause observed was the steam generator #1 tube failure located in the U-bend zone in X5; Y70 position. The root cause was that the scallop bars design do not fulfil the goal of tying the steam generator tubes in the U-bend zone because such scallop bars have degradation signals that enable fretting among them and the steam generator tubes, wearing out the tubes wall.

2. Doses and ALARA Programmes (Embalse Nuclear Power Plant)

2.1. Radioactive releases into the environment

The Regulatory Body established a set of gaseous and liquid discharge limits, included in the ENPP operating license. These limits were set for the critical group doses lower than 0.3 mSv.

The gaseous radioactive releases by ENPP to the environment, for the period 2003-2005 may be seen in Table 1, discriminating those corresponding to I-131, H-3, aerosols and noble gases, and including an estimation of C-14 discharges.

Table 1. Activity released from Embalse to the environment as gaseous discharges

Year	I -131 (TBq)	Tritium (TBq)	Aerosols (TBq)	Nobles Gases (TBq)	C -14 (TBq)
2003	$0,0 \times 10^{0}$	$2,6 \times 10^{2}$	$0,0 \times 10^{0}$	$7,2 \times 10^{1}$	$4,8 \times 10^{-1}$
2004	$5,3 \times 10^{-7}$	$3,3 \times 10^{2}$	$8,3 \times 10^{-7}$	$4,5 \times 10^{1}$	$4,4 \times 10^{-1}$
2005	$1,2 \times 10^{-8}$	$3,4 \times 10^{2}$	$3,8 \times 10^{-7}$	$3,4 \times 10^{1}$	$4,2 \times 10^{-1}$

Note: The value "0" means lower than the minimum detectable level

The liquid radioactive discharges by ENPP to the environment for the same period are presented in Table 2, discriminating between liquid discharges of H-3 and other radionuclides.

Table 2. Activity released from Embalse to the environment as liquid discharges

Year	Tritium (TBq)	Other radionuclides (TBq)
2003	$1,1 \times 10^{2}$	$1,8 \times 10^{-3}$
2004	$8,3 \times 10^{1}$	$1,9 \times 10^{-3}$
2005	$7,0 \times 10^{1}$	$3,5 \times 10^{-3}$

The 89% of the average annual total discharges from ENPP to the environment correspond to tritium. These annual average discharges were less than 5% of the established annual discharge limits.

2.2. Public exposure

The annual critical group doses due to ENPP operation during the period 2003-2005, are presented in Table 3, discriminated according to discharge types. These values resulted lower than 1% of the established individual dose constraint. Liquid discharges were the main contributors.

Table 3. Critical group doses for Embalse

Year	Gaseous discharge doses (mSv)	Liquid discharge doses (mSv)	Total doses (mSv)
2003	$1,9 \times 10^{-4}$	$2,3 \times 10^{-3}$	$2,5 \times 10^{-3}$
2004	$1,9 \times 10^{-4}$	$2,3 \times 10^{-3}$	$2,5 \times 10^{-3}$
2005	$2,2 \times 10^{-4}$	$2,5 \times 10^{-3}$	$2,7 \times 10^{-3}$

2.3. Occupational doses in Embalse nuclear power plant

The collective effective doses, the normalised collective effective doses, the average individual effective doses and the maximum individual effective doses received by ENPP workers during the period 2003-2005 are presented in Table 4.

Table 4. Occupational doses in Embalse

Year	Collective effective dose (manSv)	Normalized collective effective dose (manSv/GWa)	Average Individual effective dose (mSv)	Maximum Individual effective dose (mSv)
2003	1,3	2	1,9	18,8
2004	3,0	5	3,2	19,9
2005	2,9	5	3,1	19,5

During 2005, ENPP performed the programmed maintenance outage, which is associated with the increase in the annual collective dose. No worker exceeded the annual dose limits.

Table 5. Occupational collective effective dose per month

Period	Collective effective dose per month (man Sv)
August 2006	0,048
July 2006	0,141
June 2006	0,033
May 2006	0,027
April 2006	0,017
March 2006	0,031
February 2006	0,040
January 2006	0,035
December 2005	0,769
November 2005	1,539
October 2005	0,370
September 2005	0,026

3. <u>Refurbishment and Plant Life Extension</u>

Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NASA), the Responsible Entity (RE) of ENPP had communicated to the Regulatory Body that it has begun an extension life feasibility analysis in order to establish the scope, schedule and necessary investments for the project.

Therefore, the RE has decided to undertake, with the support of AECL, a Plant Life Extension program (PLEX) in order to achieve a Long Term Operation, maintaining a high level of safety and plant performance. The program for PLEX has to identify the necessary modifications and updates of the plant, in order to ensure a safe operation for an extended period of 25 – 30 years.

ENPP had implemented a pilot test already finished, consisting of a Plant Life Management Program that included the following Critical Systems, Structures and Components (CSSC): pressure tubes, steam generators; feeders; feed pumps; feed-water pumps; moderator heat exchangers and shutdown cooling system heat exchanger. The results of the pilot test were evaluated together with AECL experts and applicable procedures for the assessment were produced and validated. Besides, the pilot test was useful to qualify the plant personnel who will perform the Condition Assessment (CA).

Similarly to other CANDU 6 plants, the Refurbishment and PLEX of ENPP is divided in three phases, as follows:

- Phase 1: Pre project work: Retubing facilities, Plant Condition Assessment, Safety Assessment and licensing.

- Phase 2: Project Engineering, materials supply, project planning and schedule.

- Phase 3: Project implementation during the refurbishment programmed outage.

At present, NASA is working on the Phase 1 tasks. This phase includes a review of ageing assessment of the plant and a review of the existing safety and licensing documentation which formed the basis for the original Operating License. Besides, the preparatory work for retubing has to be addressed.

The scope and the work already performed and under execution by ENPP, in the Phase 1, are the following:

3.1. Retubing

Retubing methodology and the process itself consists, as minimum, of removal of the feeders, pressure tubes and calandria tubes in a planned manner according to a defined logistic.

During last planned outage, October / December 2005, and in order to define the retubing logistic, the reactor and service buildings and the surrounding plant structures were reviewed in order to determine the capabilities and limitations.

Site specific dimensional and radiation field measurements were taken. This task included a detailed laser scanning of the appropriate areas of the reactor and service buildings to produce a virtual model of the plant. Radiation fields in the reactor areas were measured to establish a baseline radiation rates.

A conceptual design of a Solid Radioactive Waste Storage Facility for safe and retrievable storage for 50 years as well as waste characterisation coming from the retubing activities, were recently submitted to the Regulatory Body.

3.2. Ageing Assessment of plant structures, systems and components (SSC)

Plant ageing assessment, including both CA and Life Assessment (LA), is a part of an integrated strategy to assess the active and passive ageing degradation of the ENPP, and then to assess the prognosis for service life extension. Also, maintenance and inspection requirements could be determined as well as the necessary upgrades or replacement needed to achieve the design life / life extension in safe condition.

A group of selected personnel coming from ENPP were trained by AECL in applicable methodologies for ageing assessment, and a pilot analysis was performed including some relevant components.

The steps in the process to implement an ageing assessment program in which the ER has been working, are:

- Screening / prioritization of the SSCs to understand their importance and determine SSCs to be included in the assessment. This task was finished at the end of 2005 and 103 components were screened for CA (for example reactor containment penetrations) and 19 for LA (for example reactor building).

- Ageing Assessment of the screened SSCs according to the methodology and procedures was validated together with AECL experts. This task has recently begun, but some of the following corrective actions focused on PLEX have already been performed or are ongoing:

    - Condenser retubing,
    - Steam Generator's (SG) auxiliary U-bend support installation, Tube support plate inspection port opening,
    - Enhancement of the In Service Inspection Program

For some important systems / components for which there is a certainty of replacement and it takes time for supply and engineering development (pressure tubes, calandria tubes, steam generators strategy), ENPP has started a separated pre-project.

In the SGs case, an analysis of the current state including the definition of the Ageing Related Damage Mechanism (ARDM) matrix of the SGs components was recently done. According to the results, the sub components that could limit their life time are the tubes support plates (TSPs). At this moment the RE is performing several analysis including structural integrity assessment in order to determine if the TSPs are fit for service and to explore the possibility to install additional supports.

3.3. Safety Assessment

In the pre project activities a detailed review is undertaken of the safety and licensing issues, the existing analyses and documentation that need to be updated, new analyses and documentation to be prepared to reflect system design modifications and safety upgrades.

The Regulatory Body is committed to ensure that ENPP extended operation as a consequence of PLEX, does not yield an unreasonable risk to health, safety, security and the environment.

In order to obtain this objective, the Regulatory Body considers that an appropriate technical scope of the project needs to be adequately determined and reflected in the Safety Improvement Plan, that takes into account the results of the Safety Assessment. So, it is expected that the RE identifies, in a systematic way, and address all the safety concerns. To do this, the RE, as minimum, shall:

- Carry out a Periodic Safety Review (PSR) following the recommendations of the IAEA safety guide NS-G-2.10 "Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants". Regarding this issue, the Regulatory Body is performing a document in which all the requirements for ENPP PSR are being developed.

- Deterministic Safety Analysis including the updates of the existing analyses using the latest codes as may be applicable, as well as new analyses that may be required due to safety systems changes and safety upgrades.

- Level 2 Probabilistic Safety Analysis is required in order to estimate the overall risk of the plant according to the international practices.

Presently, the Regulatory Body is concluding the definition of the PSR requirements in order to be submitted to ENPP. It also requires the use of relevant modern standards for each of the fourteen Safety Factors to be considered.

3.4. Project Schedule and Milestones

The schedule is constrained by the pressure tube H07 which would reach the allowable maximum elongation by 2011 due to creep effect (highest elongation compatible with a safe plant operation).

The schedule and milestones of the project as defined by ENPP includes:

Phase 1: It was estimated an overall duration of 24 months and will be completed by the end of 2007. This phase has already begun and includes prioritization of the SSCs, CA, LA, safety assessment, and design changes proposed, as well as economical assessment.

Phase 2: It was estimated an overall duration of 40 months and includes project engineering and preparation for retubing activities. Some of the activities like material supply for retubing will begin soon. Specifications and detailed engineering for other SSCs different from retubing are also included in this phase. This phase would be completed at the end of 2010.

Phase 3: The overall duration was estimated in 18 months; it consists in the project implementation and it will start after phase 2 will be completed.

4. Steam Generators

Since some time ago, damages on the steam generators (SGs) tubes of ENNP have been observed, which were caused by fretting with the scallop bars (U-bend supporting bars) that are located in the curved zone of the tubes beam (U-bend tube bundle). It was verified that the cause of the mentioned fretting was originated by the degradation of the scallop bars that, in some cases, were found untied and fragmented. As related to this situation, it has been determined that the SGs are susceptible to this kind of degradation due to the scallop bars are of carbon steel, and thus vulnerable to the flow assisted corrosion (FAC).

Based on inspections performed over the SGs, the existence of the following degradation signals were determined:

- The upper support plates were eroded in the cold side zone (in the hot side no signals of erosion have been observed).
- The tube support plates of the hot leg tube bundle have sludge accumulation at the secondary side. The sludge piles make the inspection of the tube support plates difficult.

On the other hand, it is estimated that the scallop bars will continue deteriorating in the future. Therefore, it was decided to implement a device to stabilize such tubes and so restore the function of the deteriorated scallop bars.

Considering the previous facts, and in order to preserve the steam generator tubes integrity, the Utility has contracted the services of the company Babcock Wilcox Canada Limited (BWC) company to perform the design and engineering of components that could ensure the recovering of the function lost by the deteriorated scallop bars. The result of this task was the design of the auxiliary U-bend support, Anti-Vibration Bars (AVBs), which are constituted by three assembly with “comb” shape for each SG, inserted in the U-bend tube bundle.

Each assembly consists of a slotted bar fixed to the external tie rods of the tubes in the U - Bend. At the same time, each slot of these bar houses an AVB adjusted to the others by means of a clamping plate.

Further on, with the purposes of replacing the deteriorated scallop bars, three AVBs were installed on each one of the four SGs. Finally, it was verified that after the installation of such AVBs in the U - Bend zone there were no damages produced in the SGs tubes.

Among the most significant aspects of the AVBs installation, the following ones are relevant:

- An initial inspection on the SGs was performed in order to verify the U - Bend components state, before starting to place the AVBs. In all the SGs the existence of untied and fragmented scallop bars was verified.

- In each SG three AVBs were installed. The tasks started with the installation of a central slotted bar, which was then aligned by introducing AVBs.

- Once the AVBs were located, all screws were adjusted tying the clamping plates assembly, which fix the AVBs to the support bar, and all the locking tabs were folded.

- Finally, a boroscopic inspection of the present state of the scallop bars welds, some of the tubes and the tie bars, was carried out. The state of the AVBs in relation to the group of tubes in the U – Bend was also inspected.

It was decided to install four inspection ports on each SG in order to evaluate if the observed deterioration could also be detected in the lower plates.

The Regulatory Body carried out the follow up of activities by verifying:

- The state of the U - Bend components, scallop bars, tie rods, AVBs and the upper support plate. It was observed that the scallop bars and the upper support plate were degraded with localized loss of support plate material. Particularly, it was verified that the most affected SG is the fourth one.

- On the SG Nr. 3 the existence of an important degradation of the upper tube support plate was observed consisting of thickness loss and oxide deposits, pieces of scallop bars and sludge. It must be clear that on this SG, despite the considerable level of thickness loss, no localized losses of support plate material were observed (between the tubes) such as that observed on the SG Nr. 4.

- The SG Nr. 1 is the one presenting less degradation in the upper support plate.

Finally, based on what was previously pointed out, the Regulatory Body has required from the Utility the following items:

- Report about the state of components that do not fulfil the acceptance criteria established to inspect the outer SGs tubes surface, the support structures and the SGs internals (showing any kind of degradation signals);

- Perform the corresponding evaluations to determine if the state of the above mentioned components ensure acceptable safety margins for safe operation until next inspection is performed and;

- Present a report about the visual inspection of the SGs secondary side with an evaluation of the results, the corrective and preventive actions already taken and to be taken in the future.

The definition of corrective and preventive actions to be implemented, will enable the performance of an appropriate SGs life management based on the structural analysis, considering preservation of SG's tubes integrity as a main goal during the different plant operational conditions.

As a result of the inspections performed over the SG's during the last planned outage it could be verified that, after the installation of the AVBs, no massive appearance of fretting signals were detected in the U - Bend tubes area next to the AVBs or other lower supports.

In addition, from the inspection ports of the SGs support plates located at a medium height between these plates, a boroscopic inspection that included such plates and the steam drum internals was performed from the U - Bend. Such previous observations allowed to evaluate the

degradation caused by FAC of the support plates, and to analyze the root cause and the necessary mitigation measures.

On the next 2007 planned outage it is foreseen to continue the inspections of the SG's tubes and components, and at the same time the following tasks will be performed on their secondary side:

- Internals inspection from the secondary side (SGs 1 and 3).
- Visual inspection of the support plate.
- Accelerometers installation on the lower part of the four SGs.

The decision of installing accelerometers appeared as a result of an experience performed to verify the effectiveness of the AVBs installed in the SG Nr. 3. The objective is to obtain comparative values that allow confirming the improvement introduced with the AVBs, evaluating their behaviour and getting information of the Life Management Program monitoring.

5. Turbine

During the 2005 ENPP planned outage, a relevant growth was detected in the flaw located in the joint of the bottom of Nº 5 disk with the turbine shaft, corresponding to the low pressure "A" stage. Its evolution has been monitored since its appearance in year 2000.

In the inspection carried out during the year 2000 the flaw dimensions were 13 mm (0,51 inches) depth, and 45 mm (1,77 inches) length. Last ultrasonic inspection have shown that the flaw is superficial, and of axial direction (its length is parallel to the turbine shaft and its depth grows in a radial direction). Its dimensions are 38 mm (1,49 inches) depth and 50 mm (1,97 inches) length.

This means that the relation between the mentioned flaw's depth and length has varied from approximately 0,3 to 0,8; while the present flaw's depth represents one third of the 117,5 mm. (46,26 inches) disk's height.

In order to determine the safety implications arising from this situation, the Regulatory Body has required to the Utility to submit an evaluation related to the present turbine state. This evaluation must include:

a. Justification that flaw growth will enable a safe operation until the next inspection,
b. The foreseen date to perform such inspection and,
c. The used acceptance criteria.

The Utility has fulfilled such requirement performing an evaluation through fracture mechanics of the flaw, which determined a flaw critical size of 70,5 mm. (29,3 inches) length, that in case it is reached, it would provoke the disk break. Taking into account such critical size and both the depth and the growth rate of the flaw, estimated in 5,4 mm./year (2,12 inches/year), it was calculated that such critical value would be reached in about 24 months, it means by December of 2007.

However, the maximum operation period until the next re-inspection, was estimated considering a safety margin. Based on a conservative model, the Utility has estimated a value of 15 months from December 20th of 2005, this means that a re-inspection must be performed before March 20, 2007.

The Regulatory Body has begun an independent evaluation of this topic based on the probabilistic Assessment of failure by stress corrosion cracking in shrunk-on disks of low-pressure turbines. This evaluation is still being performed, and its results will determine the Regulatory actions to be taken.

Additionally, during the last turbine inspection, a deterioration in the upper zone of most of the blades belonging to the Nº 10 disk has also been observed and it was decided to replace them.

In the next planned outage 2007 the following activities will be performed in the turbine:

- Inspection of the “C” stage of the low pressure turbine,
- Replacement of the blades of both stage disks belonging to tenth stage and,
- Replacement of the Nr.5 disk of the low pressure turbine “A” stage.

6. Containment Leakage Test

The mandatory documentation establishes that two pre-operational containment leakage tests have to be performed to ENPP. One of such tests must be carried out at the design pressure of 18 psig and the allowable leakage rate is 0.5 % volume per day. The other pre-operational test has to be performed at a reduced pressure of 6 psig. However, for this last test the allowable leakage test was not specified and it is established that the test results would be used as a reference value to determine the allowable leakage rate for the subsequent operational tests.

The acceptance criteria for operational tests were defined on the basis of what is established in the DIN Standard 25436. The allowable values adopted were a leakage rate of 0.197 % volume per day corresponding to a reduced pressure of 6 psig based on the pre-operational test result obtained in 1981.

Therefore, according to what is indicated in DIN Standard 25436, the allowable leakage rate value for each operational test is determined by using the expression:
leakage rate measured (test) / allowable leakage rate = (test pressure / 6 psig)$^{1/2}$

According as what is established in the ENPP Operating License (the containment leak rate is monitored every five year), during the last scheduled outage a containment leakage test was performed.

Some preventive and corrective tasks had been performed prior to carrying out the test. These tasks included inspections and reparations in the room R001; locks; reactor building (below the dousing tank) and steam / feedwater penetrations (located on the containment external wall).

The test acceptance criteria was defined by a leak rate value of 0.215 % volume per day at 0.449 Kg. / cm^2 test pressure and the corresponding measured leakage rate was 0.2957 ± 0.0038 % volume per day.

Considering the upper value of the standard deviation, the measured leakage rate would be 0.2995 % volume per day (40 % more than the allowable leakage rate).

The above mentioned means that the results of the last containment leakage test did not fulfils with the acceptance criteria established in the mandatory documentation.

Besides, it is important to consider that it has been verified that the leak from the R001 room (fuelling machine room) to the pool room was 1.46 cubic meter per hour which represents a leakage rate of 0.08 % volume per day. This estimation enabled to conclude that even if the leak of the R001 room were solved, the leakage rate would be more than the allowable leakage rate. Therefore, the existence of important leakages from the remainder containment structures different from R001 room could be inferred.

Therefore, the Regulatory Body required the Utility the following:

a. To present a containment conditioning program to repair the leak detected;

b. To carry out a new containment leakage test addressed to verify the acceptance criteria fulfilment according to what is established in the mandatory documentation.

Related with the requirement a), the Utility submitted a containment conditioning program which includes the following activities:

- Definition of the features and procedures to be applied to the reactor building internal wall cover (to seal the concrete walls): this activity has already been begun and it is estimated that it will be finished by the end of 2006;

- Room R001 leakage test repetition: this test was carried out and location of the leak from the reactor building to room R001 was identified;

- Room R001 leak reparation: based on the leaks found in the room R001 leakage test, the corresponding reparations were performed;

- Repair of the reactor building accessible areas: maintenance of wall and floor joints as well as lock penetrations have begun to be carried out as a preventive action;

- Inspection of the reactor building non accessible areas: the zones of the internal reactor building walls when leak had been detected were inspected. Based on these inspection results reparation of non - accessible areas were decided and;

- Repair of the reactor building non - accessible areas: the leak found in the inspection mentioned in the previous item will be repaired during next scheduled outage.

Finally, repetition of the containment leakage test required in item b) will be performed during next scheduled outage.

On the other hand, the Utility asked the Regulatory Body for a revision of the containment leakage test acceptation criteria, because they questioned the allowable leakage rate of 0.197 % volume per day validity. The arguments for questioning such value were presented in a technical report in which the authorisation for criteria modification was asked.

As it was already mentioned, the pre-operational tests were carried out in 1981 and the measured leakage rates were:

- Pre-operational test (18 psig) = L1 = (0.353 $\pm$ 0.006) % volume per day.

- Pre-operational test (6 psig) = L2 = (0.142 $\pm$ 0.010) % volume per day.

The operational test acceptance criteria was defined on the basis established in the DIN Standard 25436 and its result was an allowable leakage rate of 0.197 % volume per day at 6 psig reduced pressure. This value was adopted from the pre-operational test performed in 1981 and it was used as a reference to determine the containment allowable leakage rate for the subsequent operational tests.

The Utility revised the acceptance criteria of 0.197 % volume per day and found that such value was incorrectly determined. Related to value determination, the DIN Standard 25436 establishes that the allowable leakage rate corresponding to 6 psig must fulfil 1) or 2):
If,

1. $L2/L1 \leq (6\ psig/\ 18\ psig)^{1/2}$ so,
   L2 (operational) = (L2 / L1) 0.5 % volume per day.

2. $L2/L1 \geq (6\ psig/\ 18\ psig)^{1/2}$ so,
   L2 (operational) = $(6\ psig/\ 18\ psig)^{1/2}$ 0.5 % volume per day

It means that for the ENPP case, expression 1) should be applied. Besides, the DIN Standard 25436 requires for pre-operational test measures a quality level given by the expression:

*$SL / L \leq 0.02$ (measure deviation less than 0.02)

* SL is the standard deviation.

In the pre-operational tests carried out in 1981 the following values were measured:

- (18 psig test) SL / L = 0.006 / 0.353 = 0.017 (fulfil Standard DIN25436).
- (6 psig test) SL / L = 0.010 / 0.142 = 0.07 (no fulfil Standard DIN25436).

Besides, the Utility discuses the pre-operational leakage test value obtained by pressurizing up to 6 psig arguing that air occluded in internal cavities was released with certain delay, which affected the leakage rate value measured underestimating it. However, such value does not differ significantly from the corresponding value of 0.155 % volume per day measured in the test performed in 1989 where the required quality was achieved.

Finally, using the calculus methodology for to determine leaks in concrete structures (numeric model) considering the ENPP containment condition, the Utility estimated that the allowable leakage rate would be 0.306 % volume per day.

Therefore, based on the mentioned revision results, the Utility asked the Regulatory Body to review the acceptance criteria replacing the 0.197 % volume per day allowable leakage rate for 0.306 % volume per day.

The Regulatory Body has analyzed the proposal to modify the containment leakage test acceptance criteria and has considered what follows:

- Comparing the containment leakage rates measured in 1981 (pre-operational test) and 1989 (first operational test) a little increase arises in the last value. Therefore, if instead of considering the questioned 1981 value, the measured 1989 value is used, the allowable leakage rate obtained would be 0.220 % volume per day which differs a little bit from 0.197 % volume per day, thus correcting the causes of the Utility questioning.

- To modify the acceptance criteria using only a numeric model is considered inadequate. The Utility proposed value of 0.306 % volume per day represents an increase of 50 % from 0.197 % volume per day.

- The radiological impact associated with an eventual radioactive release due to an accident occurrence as a result of an increment from 0.220 to 0.306 % volume per day the allowable leakage rate at 6 psig would be equivalent to a release increase estimated in 78 cubic meter per day in case the pressure reaches 18 psig.

Based on the above mentioned items, the Regulatory Body is still analyzing the following considerations:

- To maintain the allowable leakage rate of 0.197 % volume per day. The Regulatory Body considered inadequate to modify the acceptance criteria until a verification (test repetition) be carried out during the next scheduled outage, in which the leakage rate will be measured after the required relevant reparations are performed.

- To require, as a condition for authorising a life extension, to repeat the pre-operational test carried out to 18 psig as a manner to update the containment leakage rate and re-define the acceptance criteria value to be applied eventually to the operational tests that must be performed during the extended life.

- Considering the results of the above mentioned test, analyze the possibility of replacing the operational tests using a pressure of 6 psig for 18 psig.

Mediciones de radón 222 en el interior de viviendas de la República Argentina

Canoba, A.C. y López, F.O.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 Setiembre 2006

Mediciones de ^{222}Rn en el Interior de Viviendas de la República Argentina

Canoba Analía y López Fabio

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

El ^{222}Rn es responsable de aproximadamente la mitad de la dosis en la población resultante de la exposición a radiación natural. La mayor parte de esta dosis proviene de la inhalación de la progenie del ^{222}Rn, y estas dosis son especialmente importantes en ambientes cerrados.

Se ha medido la concentración de gas radón en viviendas de distintas ciudades de la República Argentina. Las ciudades elegidas son representativas de las diferentes zonas geológicas de nuestro territorio. Para ello se utilizaron como método de medición detectores de trazas nucleares, detectores electrets y detectores basados en la adsorción en carbón activado. Se analizaron un total de 2689 viviendas desde 1983 a la fecha.

El valor promedio de la concentración de radón obtenido a partir de las 2689 viviendas monitoreadas fue de 41,6 $Bq.m^{-3}$. La dosis anual efectiva calculada a partir de esta concentración de radón, utilizando un factor dosimétrico de 25 $\mu Sv.a^{-1}.(Bq.m^{-3})^{-1}$, el cual asume un factor de equilibrio de 0,4, fue de 1,04 mSv.

Además, con el objetivo de determinar la dosis en forma más exacta, durante el año 2000 se puso a punto una técnica pasiva para la medición simultánea tanto de la concentración de radón como del factor de equilibrio. Esta técnica utiliza en un mismo dispositivo dos detectores de trazas nucleares. El valor promedio obtenido a partir de 204 viviendas monitoreadas por este método de medición simultánea resultó ser 47,1 $Bq.m^{-3}$ y 0,36 el factor de equilibrio, obteniéndose un valor de dosis anual efectiva de 1,38 mSv.

Cabe destacar que son muy pocos los valores por encima de 200 $Bq.m^{-3}$ y en ningún caso se superan los 300 $Bq.m^{-3}$.

Analizando el factor de equilibrio promedio medido de 0,36, se concluye que el haber asumido un factor de equilibrio de 0,4 fue adecuado, por lo que para grandes campañas de medición se puede seguir utilizando el método simple, que determina solamente la concentración de radón. Comparando los resultados obtenidos por ambos métodos, si bien el primero cuenta con una estadística más importante, ambos son concordantes.

Por otro lado, se observa que los niveles de radón en el interior de viviendas se encuentran dentro de valores aceptables para la población, no justificando la necesidad de acciones remediales.

1. INTRODUCCIÓN

El gas radón (Rn-222) es un gas noble de origen natural, perteneciente a la cadena del U-238, por lo cual se encuentra en todos los materiales terrestres. Los átomos de radón son liberados a partir de una matriz sólida de minerales naturales y migran en el aire. Su vida media (3.82 días) es lo suficientemente larga como para permitir su acumulación en el ambiente. El radón decae en isótopos de otros elementos, las llamadas hijas del radón de período corto, los cuales se unen a partículas ultrafinas y partículas de polvo presentes en el aire. La dosis por exposición al radón es principalmente causada por la inhalación de estos productos de decaimiento de período corto y su deposición a lo largo de las paredes del árbol bronquial. La concentración de gas ^{222}Rn y la de su progenie se relacionan a través del denominado factor de equilibrio F[1] .

En los espacios cerrados, el gas radón se acumula y puede alcanzar concentraciones importantes. Esto puede ocurrir tanto en viviendas como en ambientes de trabajo, resultando en una significativa fuente de exposición en el hombre. El gas radón es la fuente de radiación de origen natural que más contribuye a la dosis efectiva recibida por el ser humano Se ha estimado que el radón y los radionucleidos resultantes de su desintegración, contribuyen con las tres cuartas partes de la dosis recibida por el hombre de fuentes terrestres naturales, y aproximadamente con la mitad de la dosis efectiva recibida de la totalidad de las fuentes [2].

Debido a su importancia radiológica, en los últimos años las autoridades nacionales de distintos países han iniciado campañas de monitoraje de gas radón tanto en viviendas como en lugares de trabajo. En este sentido, desde la década del 80 la ARN lleva a cabo mediciones de gas radón en viviendas de distintas ciudades de la Argentina, habiéndose medido a la fecha un total de 2689 viviendas. Las ciudades elegidas de las distintas provincias son representativas de las diferentes zonas geológicas de nuestro territorio: zona uranífera, zona montañosa, terreno llano y zona sedimentaria.

Para realizar una mejor estimación de la dosis debida al gas ^{222}Rn y a sus descendientes de período corto es importante poder determinar el valor del factor de equilibrio en el lugar de medición, en lugar de asumir directamente el factor de equilibrio recomendado por organismos internacionales de 0,4. A tal fin, el laboratorio cuenta a partir del año 2000 con un método pasivo integrador en el tiempo que determina simultáneamente la concentración de gas radón y el factor de equilibrio.

En este trabajo se presentan los resultados de las mediciones de gas radón realizadas en distintas ciudades de la República Argentina, y los resultados tanto de la concentración de gas ^{222}Rn y del factor de equilibrio realizados con el método de medición desarrollado. A partir de los valores determinados se estiman los niveles de dosis anuales efectivas correspondientes.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

El monitoraje fue iniciado con el principal objetivo de estimar la concentración de radón promedio en el interior de viviendas del país y las correspondientes dosis efectivas; determinar las variaciones regionales y detectar viviendas con alta concentración de radón. Los casos monitoreados fueron viviendas en las cuales predominan los materiales de construcción más utilizados en nuestro país: hormigón armado y ladrillo.

Con estos objetivos, como método integrador en el tiempo se emplearon detectores de trazas nucleares [3], tanto policarbonatos como acrílicos. En el primer caso se utilizó Makrofol tipo E y en el segundo caso CR-39 [4]. Estos detectores integran la concentración de radón durante un período de aproximadamente tres meses. Se eligió este método debido a que es el más adecuado para obtener un valor representativo de la concentración promedio de las viviendas, ya que se ha visto que mediciones instantáneas en distintas horas del día y durante el año varían en alto grado de acuerdo a las condiciones de ventilación de la vivienda. Además, son detectores resistentes y de bajo costo, ambas condiciones necesarias cuando se emprenden campañas de monitoreo de un gran número de viviendas. Una vez finalizado el período de exposición, para aumentar el tamaño de las trazas, el Makrofol es revelado en un proceso de electroetching y posteriormente es evaluado en un lector de microfichas; el CR-39 es revelado por etching químico y evaluado en un microscopio [5-7]. El límite de detección en ambos casos fue de 16 Bq/m^3.

Figura 1. Detectores de trazas nucleares

Adicionalmente, en algunos casos se utilizaron otros métodos para la medición de la concentración de radón. Se emplearon detectores electrets [8] y detectores de carbón activado con posterior medición por centelleo líquido [9], con un período de exposición aproximado de siete días. El límite de detección para ambos detectores fue igual a 6 Bq/m^3.

Figura 2. Detector electret y detector de carbón activado

Por otro lado, con el fin de determinar simultaneamente la concentración de radón y el factor de equilibrio (F), se empleó otro método desarrollado en el laboratorio. Este método, también pasivo e integrado en el tiempo, utiliza dos detectores Makrofol tipo E. Como se observa en la Figura 3, uno de estos detectores se coloca en el dispositivo en una cámara que posee un filtro, o sea que permite el paso sólo del gas ^{222}Rn; mientras que el otro es expuesto sin filtro, por lo tanto está en contacto con el gas y con sus descendientes de período corto que se encuentran en el aire. Una vez finalizado el período de exposición, ambos detectores Makrofol son revelados y evaluados. De la relación entre la densidad de trazas de ambos detectores y constantes que dependen de la geometría del dispositivo de medición, se calcula F [1].

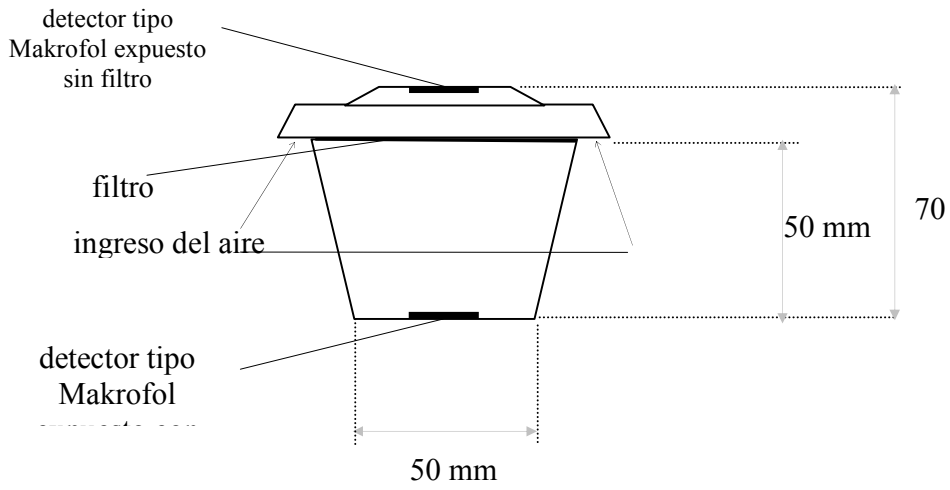


Figura 3. Esquema del dispositivo utilizado para la determinación de la concentración de gas radón y factor de equilibrio F

Todos los dispositivos utilizados fueron calibrados en la cámara de referencia del laboratorio, de 1 m^3 de volumen, construida en acrílico, en la cual se mantienen condiciones controladas de concentraciones de radón y de sus descendientes; temperatura y humedad.

Para calcular la dosis efectiva (E) cuando se conoce solamente la concentración de gas ^{222}Rn, se efectúa el producto entre la concentración del gas en aire (C_{Rn}) y el factor de conversión de dosis (*f*);

$$E = C_{Rn}\, f \qquad (1)$$

donde *f* es igual a 25 μSv.a^{-1} (Bq.m^{-3})$^{-1}$, para 7000 horas al año y asumiendo un F igual a 0,4 [2].

Cuando además de la concentración de gas radón se conoce el factor de equilibrio (F), la dosis efectiva (E) puede calcularse por medio de la siguiente ecuación:

$$E = C_{Rn}\,(d_0 + d_1 F) \qquad (2)$$

donde d_0 y d_1 son los factores de conversión de dosis efectiva correspondientes al gas ^{222}Rn y a sus descendientes respectivamente. Los valores recomendados para estos factores son: d_0 = 0,33 $\mu Sv.a^{-1}$ por $Bq.m^{-3}$ y d_1 = 80 $\mu Sv.a^{-1}$ por $Bq.m^{-3}$ [10].

3. RESULTADOS

En la Tabla I se presentan los valores promedios de concentración de gas radón medidos para cada ciudad analizada, detallándose el número de viviendas monitoreadas en cada caso.

Tabla I. Mediciones de la concentración de gas radón realizadas en el interior de viviendas de la República Argentina

Ciudad o Provincia	Promedio (Bq/m^3)	Número de viviendas	Sistema de medición
Malargüe	53,8	386	1,2,3,4
Mendoza	49,6	139	1,2
Gral. Alvear	44,6	119	1,4
San Rafael	33,3	493	1,4
Corrientes	48,0	109	1
Buenos Aires	28,9	402	1,2,3
Resistencia	49,0	35	1
Rosario	31,0	61	1
San Luis	30,7	204	1
Provincia de Chubut *	61,4	310	1,3,4
Santiago del Estero	28,0	62	1
Bariloche	30,7	68	1,4
Cosquín	48,2	70	1
Córdoba	41,7	231	1,4
Argentina	**41,6**	**2689**	

* Ciudades de Trelew, Comodoro Rivadavia, Puerto Madryn, Rawson, Playa Unión, Gastre, Esquel, Gaiman y Dolavon. **Sistemas de medición: 1 Makrofol, 2 Electrets, 3 Carbón activado, 4 CR-39

En la Figura 4 se puede observar el número de viviendas para cada rango de concentración de radón analizado.

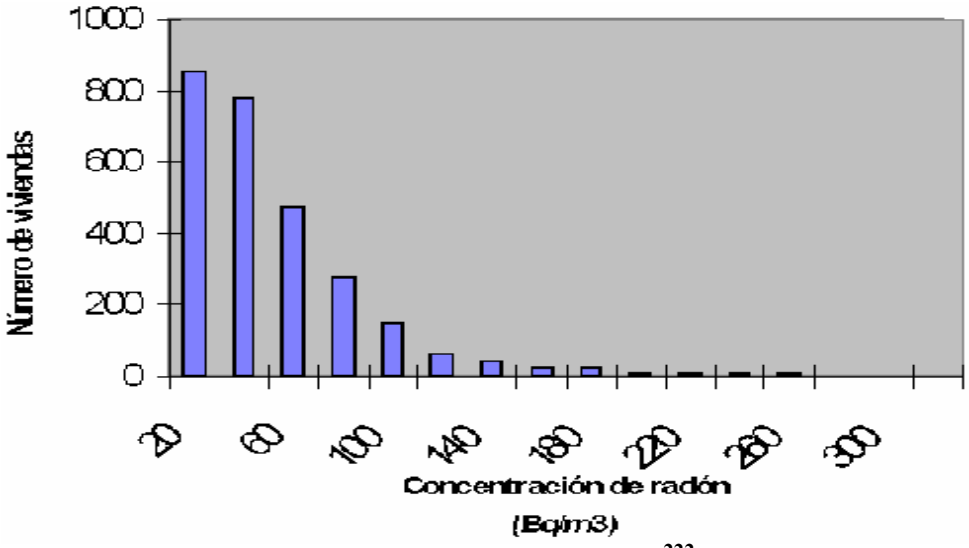


Figura 4. Histograma de la concentración de ^{222}Rn en viviendas

Por otro lado, en la Tabla II se presentan los resultados de las mediciones realizadas del factor de equilibrio F y gas radón en forma simultánea. En la misma se pueden observar los resultados promedios, máximos y mínimos medidos. A partir de los valores de C_{Rn} y F se calculan las dosis efectivas (E) correspondientes mediante la ecuación 2.

Table II. Mediciones de la concentración de gas ^{222}Rn en aire y del factor de equilibrio (F) en viviendas de la República Argentina con sus consecuentes dosis efectivas (E)

	C_{Rn} (Bq m^{-3})			F			E (mSv y^{-1})			
Ciudad	**Promedio**	**Max.**	**Min.**	**Promedio**	**Max.**	**Min.**	**Promedio**	**Max.**	**Min.**	**n**
Buenos Aires	17,3	63,2	5,0	0,35	0,70	0,11	0,46	1,37	0,12	44
Malargüe	73,3	125,6	28,0	0,42	0,96	0,04	2,45	8,35	0,21	44
Córdoba	92,3	170,8	41,1	0,29	0,48	0,08	2,05	6,05	0,64	26
Bariloche	34,0	81,0	9,9	0,34	0,63	0,08	0,84	2,07	0,07	10
San Rafael	41,8	60,6	26,9	0,33	0,61	0,10	1,09	2,41	0,33	18
Neuquén	33,6	59,3	24,4	0,25	0,50	0,04	0,67	2,01	0,22	8
Rawson	36,4	66,3	16,9	0,47	0,73	0,34	1,33	2,00	0,46	8
Trelew	58,0	103,1	30,6	0,39	0,67	0,31	2,26	3,61	0,78	7
Esquel	43,3	94,7	22,4	0,29	0,51	0,01	1,16	3,03	0,02	9
Comodoro Rivadavia	63,9	170,0	15,5	0,42	0,88	0,12	2,01	4,46	0,49	24
Río Turbio	24,3	36,2	17,3	0,47	0,80	0,18	0,88	1,17	0,53	6
Promedio	**47,1**			**0,36**			**1,38**			**204**

4. CONCLUSIONES

Se analizaron un total de 2689 viviendas desde 1983 a la fecha. Los promedios de las concentraciones de gas radón en las distintas ciudades variaron entre 28 $Bq.m^{-3}$ y 61,4 $Bq.m^{-3}$; la media aritmética calculada a partir de todas las viviendas monitoreadas fue igual a 41,6 $Bq.m^{-3}$. Asimismo, son muy pocos los valores superiores a 200 $Bq.m^{-3}$ y ninguno supera los 300 $Bq.m^{-3}$.

A partir de la media aritmética estimada para nuestro país, se calculó la dosis anual efectiva correspondiente a través de la ecuación 1, resultando en 1,04 $mSv.a^{-1}$.

El valor promedio de la concentración de radón obtenido a partir de 204 viviendas monitoreadas con el método de medición simultánea resultó ser 47,1 $Bq.m^{-3}$ y el valor promedio del factor de equilibrio fue de 0,36. La dosis anual efectiva estimada fue de 1,38 $mSv.\ a^{-1}$.

Si se compara el factor de equilibrio promedio medido de 0,36, con el recomendado de 0,4, se concluye que es adecuado utilizar este último en aquellos casos en los que solamente se puede medir la concentración de gas radón. Por lo tanto, para grandes campañas de medición se puede seguir utilizando el método simple, que determina solamente la concentración del gas.

Comparando los resultados de las medias aritméticas obtenidas por ambos métodos, si bien el primero cuenta con una estadística más importante, ambos son concordantes.

Por otro lado, se observa que los niveles de radón en el interior de viviendas se encuentran dentro de valores aceptables para la población, no justificando la necesidad de acciones remediales.

AGRADECIMIENTOS

Queremos expresar nuestro agradecimiento a la Lic. Marta Arnaud, quien formó parte del laboratorio de gas radón.

REFERENCIAS

1. López F.O y Canoba, A.C. " Passive method for the determination of the equilibrium factor between ^{222}Rn gas and its short period progeny", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, **Vol. 258 Nº2**, p. 269-274, (2003).
2. United Nations, *Scientific Commitee On The Effects Of Atomic Radiation. Sources and Effects Of Ionizing Radiation*, Vol 1, United Nations Publication, New York, (2000).
3. Urban M., Binns D. A. C., Estrada, J. J, "Radon Measurements in Mines and Dwellings", *KfK,* **3866 CNEN 1101**, (1985).
4. Khan A., Qureshi I. y Tufail M. " Passive Dosimetry of Radon and its Daughters Using Solid State Nuclear Track Detectors ($SSNTD_s$)", *Radiation Protection Dosimetry*, **Vol. 46 Nº3**, p. 149-170, (1993).
5. M. Urban, *Nuclear Tracks*, **12,** p. 685, (1986).
6. Al-Najjar, S., Oliveira A. and Priesch E., *Radiation Protection Dosimetry*, **27,**p. 5, (1989).
7. Dörschel B. and Priesch E., *Radiation Protection Dosimetry*.,**54** , p. 41, (1994).

8. Kotrappa P., Dempsey, J. C., Hickey, J. R. and Stieff, L. R., "An Electret Passive Environmental ^{222}Rn Monitor Based On Ionization Measurement", *Health Physics*, **54 (1)**, p. 47-56, (1988).
9. Canoba A. C., López F. O. y Oliveira A. A. "Radon determination by activated charcoal adsorption and liquid scintillation measurement", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, **Vol. 240 Nº1,** p.237-241, (1999).
10. Farid S., *Radiation Protection Dosimetry,* **50,** p. 57, (1993).

.

Caracterización del espectro de neutrones al final del laberinto de instalaciones con aceleradores médicos

Carelli, J.L.; Cruzate, J.A.; Gregori, B.N.;
Papadópulos, S. y Discacciatti, A.P.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 Setiembre 2006

Caracterización del Espectro de Neutrones al Final del Laberinto de Instalaciones con Aceleradores Médicos

Carelli J.; Cruzate, J. A.; Gregori, B.; Papadópulos, S.; Discacciatti, A.
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Un acelerador lineal de electrones para uso médico es un equipo destinado a la producción de haces colimados de electrones y/o fotones.
En un acelerador de un potencial mayor ó igual a 6MV, se producen neutrones a partir de la reacción (gamma, n) debido a la interacción de los fotones con los materiales que componen el cabezal y el blanco.
En este trabajo se presentan los estudios teóricos y experimentales realizados para caracterizar el espectro de neutrones a la salida del laberinto de tres búnkeres de diferente geometría con aceleradores de 15MV, con el fin de evaluar la dosis efectiva del personal ocupacionalmente expuesto.
Se realizó la simulación del transporte de neutrones con el código MCNPX y la biblioteca ENDF/B- VI. Con el objetivo de analizar las variables que afectan a la distribución espectral se modelaron los búnkeres de dos instalaciones existentes en Argentina. Se consideró una fuente puntual isotrópica ubicada en la supuesta posición del blanco. Se simularon los espectros de ^{252}Cf y de Watt de 1.8MeV de energía media. La elección de las fuentes se basó en trabajos publicados que suponen fuentes iniciales de neutrones con energía media entre 1.8 y 2.3MeV para aceleradores de 15 a 25MV. Se consideraron cabezales de diferentes dimensiones, con y sin fantoma de agua dispersor en la posición del paciente y varias dimensiones de campo en el isocentro. La distribución espectral no presentó diferencias significativas en las distintas situaciones modeladas.
Se realizaron mediciones, con el sistema espectrométrico multiesfera basado en doce esferas de polietileno y un detector esférico de ^{3}He, a la salida de cada uno de los búnkeres. Se realizó la convolución del espectro utilizando el código MXD_FC33 (del conjunto UMG33), considerando como espectro inicial el de tipo fisión (inversa de la energía).
Se presentan los espectros obtenidos y la tasa de dosis equivalente ambiental en cada caso. Se ha observado diferencia en la dosis según el tamaño del campo en el isocentro. Por ejemplo, en el tipo más usual de laberinto (ángulos rectos, con puerta), en campos de 5x5cm^2 y 10x10cm^2 la dosis resulta ser 2.5 veces superior a campos de 40x40cm^2.

1. INTRODUCCIÓN

El campo de radiación producido por un acelerador lineal de uso médico, se compone principalmente de fotones. Estos tienen diversos orígenes: fotones primarios producidos en el blanco por interacción de electrones con el mismo, fotones de fuga por transmisión en el cabezal, y aquellos fotones que se dispersan en las paredes internas del búnker, cabezal y paciente.

La interacción con la materia de los fotones de energía igual o mayor a 6MeV produce neutrones mediante interacciones nucleares, conocidos como fotoneutrones. En el ámbito de la protección radiológica esto reviste particular importancia en los aceleradores lineales de más de 6MV, ya que en los mismos, tanto el personal como los miembros del público estarán expuestos a esta radiación neutrónica secundaria, la cual se suma a la proveniente de la fuente de fotones propiamente dicha. La presencia de esta radiación neutrónica plantea la necesidad de contar con blindajes adicionales a los utilizados para la radiación γ, pues no son adecuados para la atenuación y absorción de neutrones.

En el caso de neutrones, los métodos de cálculo actuales para blindaje de aceleradores médicos son aproximados. La razón para ello es que el espectro primario de neutrones generado en el acelerador propiamente dicho no está bien caracterizado, ya que la información sobre la estructura interna del cabezal y las características del blanco no es cedida por los fabricantes. Esta dificultad plantea la necesidad de realizar mediciones con el objeto de verificar la efectividad de estos blindajes neutrónicos en particular en el punto más débil de un recinto blindado: la puerta de acceso.

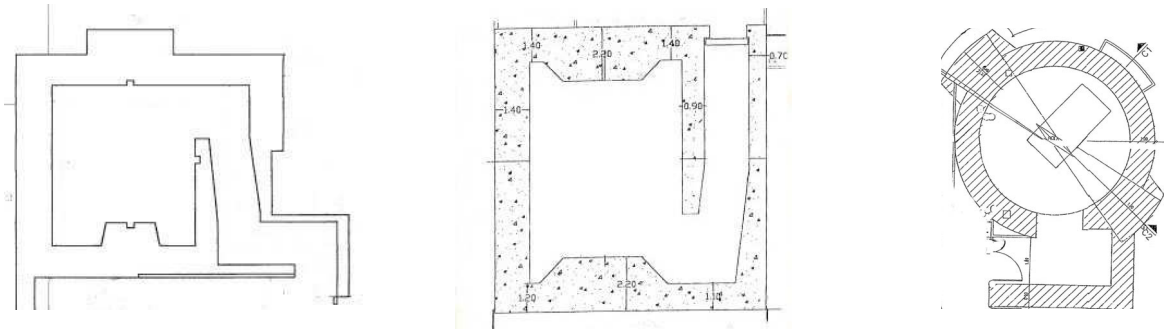
Por lo expuesto se hace evidente que medir la tasa de dosis equivalente ambiental, H*(10), producida por neutrones en instalaciones con aceleradores médicos es una tarea necesaria en procedimientos de control radiológico [1]. Las medidas se realizan con rémetros de neutrones como el LB6411 de Berthold [2]. El rémetro es un instrumento fácil de transportar y utilizar. Los rémetros comerciales están calibrados en campos de ^{252}Cf, AmBe o ^{252}Cf moderado con deuterio. En ausencia de una fuente de calibración con idéntico espectro al que será expuesto, el resultado de tal medida se torna incierto y plantea la necesidad de verificar la calidad de dicha medición.

Un sistema espectrométrico permite la medición indirecta de H*(10) de neutrones a partir de la obtención del espectro de fluencia de los mismos, y luego, mediante integración numérica [3], calcular la tasa de dosis correspondiente. Se ha procedido a medir el espectro de interés con un sistema espectrométrico multiesfera [4]. Este mecanismo implica poseer el espectrómetro, mantenerlo calibrado, transportarlo al lugar de interés, realizar las medidas que suelen durar un día de trabajo completo, obtener el espectro deconvolucionando numéricamente el resultado de las esferas y, por último, calcular la tasa de H*(10).

En este trabajo se presentan los cálculos realizados para obtener una estimación del espectro en la puerta de acceso al recinto de un acelerador médico, las mediciones espectrométricas con un sistema multiesfera en el mismo punto y su comparación con las obtenidas en igual posición con un rémetro en el caso de tres instalaciones con laberintos de distintas características.

2. EVALUACIÓN TEÓRICA

La herramienta de cálculo utilizada fue el código MCNPX 2.6 [5] en conjunción con la biblioteca de secciones eficaces ENDF/B-VI. Dicho programa está basado en el método Monte Carlo, y su aplicación nos permite una simulación suficientemente realista del modelo físico de medición. Esto se debe a que el tratamiento geométrico del programa permite configuraciones tridimensionales en geometría cartesiana, reproduciendo la trayectoria de las partículas desde la fuente hasta el elemento físico que actúa como detector.



Instalación (1) **Instalación (2)** **Instalación(3)**

Figura 1. Detalle de los laberintos utilizados en el cálculo.

El primer paso para caracterizar el espectro neutrónico a la salida del laberinto de un acelerador es conocer la fuente primaria de neutrones, la cual se origina fundamentalmente en el blanco, en el cabezal y en los colimadores del mismo. Dada la dificultad de contar con dicho espectro primario, utilizamos espectros simples con el objeto de estudiar la influencia de los mismos en el espectro final buscado. Es de particular importancia el conocer de manera aproximada la distribución angular del espectro primario citado, ya que ello termina de definir la fuente primaria buscada. Con este fin realizamos simulaciones de incidencia de haces de electrones con energías en los rangos de interés, sobre blancos de tungsteno. Como resultado surgió que la distribución de fotoneutrones en los alrededores de los blancos es aproximadamente isotrópica.

2.1 Dependencia de la dosis con la fuente primaria de neutrones

La energía media de los neutrones originados en las diversas componentes de un acelerador lineal de fotones en los alrededores del cabezal, con los colimadores totalmente cerrados, para el rango de aceleración entre 15 y 25 MV, varía entre 1.8 y 2.3 MeV [6, 7, 8, 9].
Sobre la base de la información anterior, con el objetivo de evaluar la influencia del espectro primario en la dosis en la posición de la puerta de acceso, seleccionamos tres espectros básicos: Watt con 1.8 MeV de energía media, ^{252}Cf y AmBe. Dados los espectros, realizamos simulaciones con la instalación (1) de la Figura 1, considerando a la fuente puntual e isotrópica.

Calculamos el espectro de neutrones y H*(10) normalizados a un neutrón fuente, a la salida del laberinto. Los resultados obtenidos se presentan en la Figura 2. La distribución espectral de la

fluencia para las distintas espectros iniciales muestra diferencias observables sólo para energías mayores a 1 MeV y la dispersión en los valores de H*(10) es menor al 3%.
Se concluye que el espectro de salida es poco sensible al espectro primario generado en el acelerador. Sobre la base de estos resultados, de aquí en más en nuestros cálculos supondremos como fuente primaria una fuente puntual isotrópica de ^{252}Cf.
La fuente de AmBe fue utilizada sólo como caso extremo ya que la misma no es representativa del espectro generado por los aceleradores en estudio.

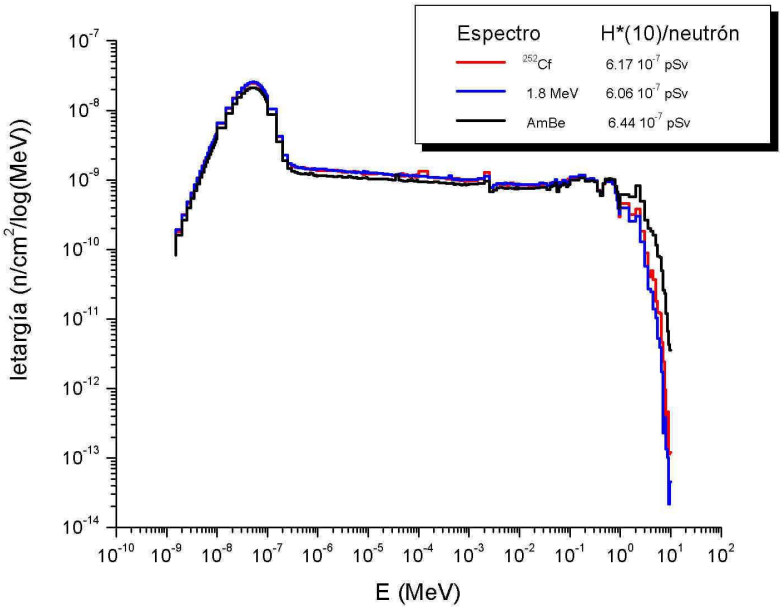


Figura 2. Distribución espectral de neutrones, en términos de letargía, en la puerta de la instalación (1) para los espectros iniciales de ^{252}Cf (rojo), Watt (azul), AmBe (negro). Valores de H*(10) de neutrones para cada espectro inicial.

2.2 Dependencia de la dosis con la forma del laberinto

Estudiamos la dependencia de la dosis con la forma y las dimensiones de los laberintos, simulando las instalaciones (1) y (2) de la figura 1. En la figura 3 se presenta la distribución espectral de la fluencia de ambas instalaciones, observándose que no difieren en forma significativa, por lo que se puede concluir que no se manifiesta una gran sensibilidad con respecto a la forma y longitud del laberinto. La H*(10) de neutrones difieren en un factor 4 entre ambas instalaciones, siendo menor en la instalación cuyo laberinto tiene más ramas.

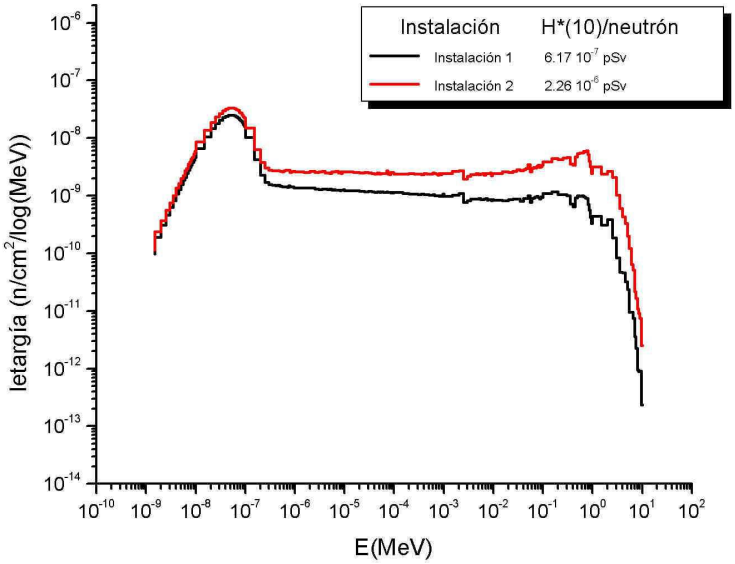


Figura 3. Distribución espectral de la fluencia de neutrones, en términos de letargía, para las instalaciones (1) (negro) y (2) (rojo)

3. EVALUACIÓN EXPERIMENTAL DE LA DOSIS EQUIVALENTE AMBIENTAL

Presentamos a continuación las mediciones realizadas en el marco de la actividad regulatoria en las tres instalaciones presentadas en la figura 1.

3.1 Equipamiento utilizado

3.1.1 Sistema multiesfera y detector de ^{3}He (ME)

El sistema multiesferas está constituido por un conjunto de esferas de polietileno de diámetros variables (3", 4", 5", 6", 7", 8", 10", 12"), en cuyo interior se aloja un detector gaseoso de ^{3}He esférico (marca Centronic, modelo SP9) sensible a neutrones térmicos. La adquisición de pulsos se realizó por medio de un equipo multicanal portátil modelo Nomad Plus marca EG Ortec. El preamplificador utilizado fue el modelo 142PC marca EG Ortec. Los datos se registraron en una PC portátil HP. El espectro de neutrones incidente a la entrada del acelerador se obtuvo deconvolucionando las respuestas de las esferas mediante el programa MXD_FC33 (versión actualizada del MAXED, parte del paquete UMG33). La matriz de respuesta energética a neutrones del sistema se obtuvo aplicando el código MCNPX para el rango de energías comprendidos entre térmicos y 100MeV [10]. La semilla inicial para la deconvolución del espectro que se aplicó es de la forma 1/E, de acuerdo con las distribuciones espectrales de la fluencia calculadas que fueron presentadas en la Figura 3.
Sobre la base del espectro así obtenido se realizó el cálculo de la dosis correspondiente aplicando los factores de conversión de fluencia en H*(10) de la ICRP–74 [3].

3.1.2 Rémetros

En las mediciones se utilizaron dos rémetros: El modelo LB6411, marca Berthold, consistente en una esfera moderadora de 10" con un detector en su centro de ^{3}He y el rémetro Modelo NM2 marca Nuclear Enterprises Ltd. Este último consistente de un cilindro de polietileno con un detector de neutrones en su centro de BF_3.

3.2 Resultados de las mediciones

Presentamos las distribuciones espectrales de fluencia, en términos de letargía, y los valores de H*(10) de neutrones obtenidos con el ME y con los rémetros. Hemos analizado una amplia variedad de condiciones de irradiación simulando la presencia del paciente con un cubo de PMMA lleno de agua de dimensiones 50x50x50cm^3 . La dirección del haz considerada más usual fue la de gantry en 0º (haz apuntando al piso). La energía máxima fue de 15MeV.

Las figuras 4, 5 y 6 muestran la distribución espectral de la fluencia, en términos de la letargía, para las instalaciones estudiadas.

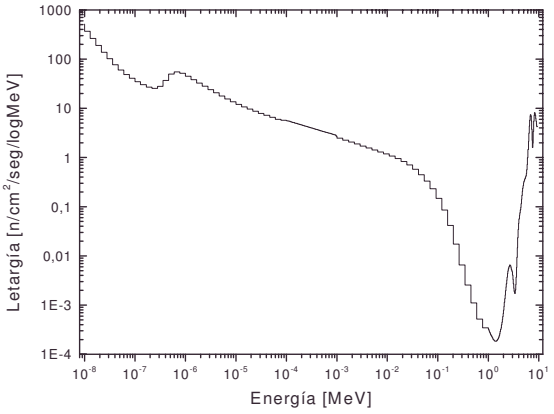


Figura 4. Espectro a la entrada del búnker - Campo 10X10cm^2 – Instalación (1).

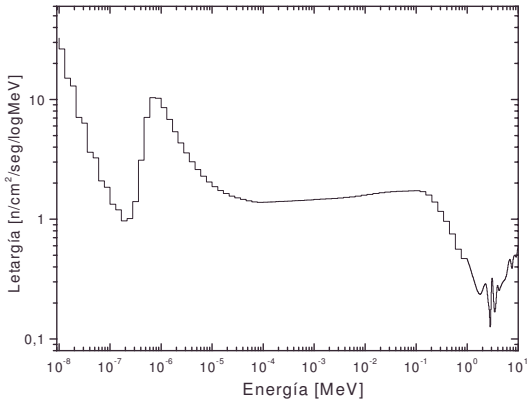


Figura 5. Espectro a la entrada del búnker - Campo 10X10cm^2 –Instalación (2).

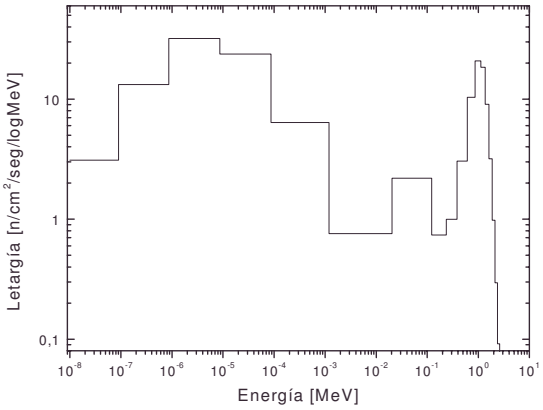


Figura 6. Espectro a la entrada del búnker - Campo 20X20cm^2 – Instalación (3).

La Tabla I presenta la tasa de dosis equivalente ambiental para cada instalación, para distintas condiciones de campo en el isocentro (mordazas).

Tabla I. Tasa de H*(10) medida con el ME

Mordaza [cm^2]	Tasa de H*(10) [µSv/h]		
	Instalación (1)	Instalación (2)	Instalación (3)
5 x 5	-	2.4	-
10 x 10	11	2.6	-
20 x 20	-	-	38.5
40 x 40	8.6	1.0	-

Las Tablas II, III y IV, presentan la comparación entre los valores medidos por el rémetro y el ME en las instalaciones (1), (2) y (3).

Tabla II. Instalación (1)

Equipo	Tasa de H*(10) [µSv/h]	Mordaza [cm^2]	Cociente
Rémetro	4.5	10*10	2.4
Bonner	11	10*10	

Tabla III. Instalación (2)

Equipo	Tasa de H*(10) [µSv/h]	Mordaza [cm^2]	Cociente
Rémetro	1.8	5*5	1.3
Bonner	2.4	5*5	

Tabla IV. Instalación (3)

Equipo	Tasa de H*(10) [µSv/h]	Mordaza [cm^2]	Cociente
Rémetro	30	20*20	1.3
Bonner	39	20*20	

4. CONCLUSIONES

La evaluación teórica de la instalación (1) permitió calcular la energía media del espectro resultando ser 28keV, mientras que el valor medido en iguales condiciones con el ME fue de 31± 9keV. Este resultado nos permite inferir que el modelo de fuente propuesto (^{252}Cf, puntual e isotrópica) es adecuado.

Los espectros experimentales obtenidos muestran en todos los casos una importante componente térmica lograda por la moderación en el laberinto y el fuerte blindaje. Una pequeña estructura sobrevive del espectro primario. La importancia de la parte térmica es la que lleva a la leve subvaluación de la dosis por los rémetros. En el caso de la sala de irradiación esférica, instalación (3), es lo corto del laberinto el que no permitió la moderación alcanzada en los otros casos.

Hemos evaluado las dosis para varias aperturas de las mordazas, siendo la que presentaba mayor dosis la correspondiente a un campo de 10X10cm^2 en el isocentro. Esto puede resultar sorprendente, ya que en un esquema donde la mayor cantidad de fotoneutrones se producen en la mordaza, lo esperado es que a menor tamaño de campo, mayor fuera la dosis.

El cociente entre las dosis medidas con rémetro y con el ME difieren en un 30% en los dos aceleradores en la que ambos datos fueron tomados en el mismo punto, este valor se repite en otros estudios de aceleradores no incluidos en el trabajo [11]. Estos valores nos permiten concluir que el rémetro es un adecuado instrumento a los fines de Radioprotección. En la medición del rémetro en la instalación (1) no pudo confirmarse la coincidencia de los puntos de medición, particularmente debido a la ausencia de puerta y la fuerte variación a lo largo de cada corredor.

Los valores de dosis equivalente ambiental obtenidos en las instalaciones, considerando un factor de uso del acelerador 1/6 y un factor de ocupación en la puerta de ¼, y asumiendo que todos los tratamientos fuesen realizados con el acelerador (3) a su máxima energía, la dosis efectiva anual para un trabajador debida a radiación gamma y de neutrones sería menor a 6mSv, lo que cumple con las recomendaciones actualmente vigentes.

REFERENCIAS

[1] NCRP Report No. 79, *Neutron Contamination from medical accelerators*, Bethesda, USA (1984).
[2] A. Klett, B. Burgkhardt, "The New Remcounter LB6411: Measurements of Neutron Ambient Dose Equivalent H*(10) according to ICRP60 with High Sensitivity", *IEEE Transactions On Nuclear Science*, **Vol. 44**, No. 3, p. 757-759 (1997).

[3] ICRP PUBLICATION 74, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation* , ed. PERGAMON (1996).
[4] Bramblett, R. L., Ewing, R. J., Bonner, T. W., "A New Type of Neutron Spectrometer", *Nucl. Instrum. Methods*, **Vol. 9**, p. 1-12 (1960).
[5] Los Alamos National Laboratory: TPO-E83-G-UG-X-00001. *MCNPX™ User's manual, Version 2.1.5*, Ed. L. S. Waters, USA (1999).
[9] X.S. Mao, K.R. Kase, J.C. Lin, W.R. Nelson, J.H. Kleck, S. Johansen, "Neutron Sources in the Varian Clinac 2100C/2300C Medical Accelerator", *Health Phys.*, **Vol. 72** (4), p. 524-529 (1997).
[6] R. C. Mc Call, W. P. Swanson, *Neutron Source and their Characteristics*, NBS SP554 (1979).
[7] R. C. Mc Call, *Neutron Yield of Medical Electron Accelerators*, SLAC-PUB 4480 (1988).
[8] K.R. Kase, X.S. Mao, W.R. Nelson, J.C. Lin, J.H. Kleck, M. Elsalum, "Neutron Fluence and Energy Spectra around the Varian Clinac 2100C/2300C Medical Accelerator", *Health Phys*., **Vol. 74** (1), p.38-47 (1998).
[9] X. S. Mao, K. R. Kase, J. C. Lin, W. R. Nelson, J. H. Kleck, S. Johnsen, "Neutron Sources in the Varian Clinac 2100C/2300C Medical Accelerator, Calculated by the EGS4 Code", *Health Phys.,* **Vol. 72** (4), p. 524-529 (1997).
[10] B. Gregori; J. Carelli; J. A. Cruzate; S. Papadópulos; J. J. Kunst, "Neutron Spectrometry in mixed fields: Characterisation of the RA-1 Reactor workplace", *Second European IRPA Congress on Radiation Protection*, París, Francia, del 15 al 19 de mayo 2006.
[11] Comunicación interna de la ARN Argentina.

Seguridad radiológica de equipos portátiles utilizados en la industria

Cateriano, M.A.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

SEGURIDAD RADIOLÓGICA DE EQUIPOS PORTÁTILES UTILIZADOS EN LA INDUSTRIA.

Miguel Angel Cateriano

Autoridad Regulatoria Nuclear
República Argentina

Resumen

Los medidores industriales con fuentes encapsuladas, son utilizados intensamente en la actualidad, debido a los beneficios económicos que generan. Su utilización en todo el mundo se ha reflejado en una mejora de la calidad del producto analizado, y de una optimización del proceso de producción, permitiendo realizar estas mediciones y controles sin interrumpir el proceso y en forma no destructiva, generando a su vez un ahorro de energía y de materiales. Si bien estos medidores industriales son intrínsicamente seguros por diseño, en los medidores portátiles su seguridad además esta fuertemente regida en el estricto seguimiento de procedimientos y en la adecuada capacitación del personal que operan estos equipos, En la República Argentina, en el año 2005, la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) tenía registrados una cantidad de 160 equipos portátiles. En el periodo 1.995-2003 se produjeron 2 incidentes con estos equipos, uno de ellos empleado para medir humedad de suelos de marca Troxler conteniendo una fuente de Am-241(Be) de 370 MBq, y el restante, también de marca Troxler, utilizado para medir densidad y humedad de suelos conteniendo 2 fuentes de: Cs-137 de 296 MBq y Am-241(Be) de 1,48 GBq respectivamente. Los incidentes se desarrollaron sin que se hayan producido implicancias radiológicas de relevancia. En este trabajo, se analizan los citados incidentes con el objeto de determinar las causas que originaron los mismos, para así poder elaborar recomendaciones con el fin de corregir errores y disminuir la probabilidad de recurrencia, mejorando la seguridad en el uso de estos equipos. De los análisis de estos incidentes resultó que se debía poner más énfasis en la capacitación y entrenamiento del personal y el fortalecimiento de la cultura de seguridad en el uso de los medidores industriales. Se presenta además un panorama actualizado del inventario de equipos y fuentes y usuarios que poseen estos medidores portátiles en la República Argentina.

1. INTRODUCCIÓN

Dentro de las aplicaciones con medidores industriales, la que representa mayor riesgo radiológico es la de la actividad petrolera y dentro de esta la práctica de perfilaje de pozos, dado por la actividad de las fuentes encapsuladas gamma y de neutrones que se utilizan, por ser equipos móviles, y por las tareas que se realizan al extraer la fuente de su blindaje, colocarla y ajustar en una herramienta especial asociado a un detector que luego desciende al pozo.

Otros equipos que son portátiles también pueden plantear un riesgo radiológico potencial , estos mayormente son utilizados para medir humedad de suelos utilizando fuentes de neutrones, para medir contenido de asfalto con fuente de neutrones, y los restantes para medir densidad y humedad de suelos con fuentes gamma y de neutrones, el riesgo radica en que se debe extraer la fuente de su blindaje para realizar la medición, el desplazamiento de estos equipos por todo el territorio nacional, y en que la seguridad de la práctica se basa más en la aplicación y el seguimiento de procedimientos, que en la seguridad intrínsica que brinda el diseño del equipo.

En este trabajo se abordaran 2 incidentes con estos equipos, uno de ellos empleado para medir humedad de suelos de marca Troxler conteniendo una fuente de Am-241(Be) de 370 MBq, y el restante también de marca Troxler, utilizado para medir densidad y humedad de suelos conteniendo 2 fuentes de: Cs-137 de 296 MBq y Am-241(Be) de 1,48 GBq respectivamente, los incidentes se desarrollaron sin que se hayan producido implicancias radiológicas de relevancia. En el primer incidente, un vehículo que transportaba un medidor de humedad, fue robado, quedando fuera de control el equipo medidor durante varios días, culminando con su posterior recuperación sin que se detectaran incidentes de tipo radiológico en los miembros del público, con respecto al segundo incidente un medidor de densidad y humedad fue golpeado por una maquina vial mientras realizaba tareas de medición en un ruta .

2. MARCO REGULATORIO APLICABLE A EQUIPOS PORTÁTILES

En Argentina, la Autoridad Regulatoria Nuclear(A.R.N.), es el organismo que controla y regula el uso de material radiactivo y nuclear, con respecto a la seguridad radiológica y nuclear, protección física y en materia de no proliferación.nuclear. El sistema regulatorio abarca un sistema de registro, licenciamiento y régimen de inspecciones. Las instalaciones que utilizan medidores industriales corresponden a Instalaciones Clase II de acuerdo a lo establecido en la Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1 Rev. 3 [1], requiriendo para su operación de una Licencia de Operación y un Responsable por la seguridad radiológica con permiso individual vigente.

Los requisitos que debe cumplir toda persona para solicitar y renovar permisos individuales, están establecidos en la Norma Permisos Individuales Para Operadores De Fuentes De Radiación Para aplicaciones Industriales AR 7.11.2 [2]., y particularmente, los aspectos de seguridad radiológica y seguridad física para la operación de un medidor industrial, se encuentran establecidos en la Norma específica Operación de Fuentes de Radiación para Aplicaciones Industriales AR 7.9.2 .Rev. 0 [3].

En los registros de la ARN, hacia fines de 2005 se tenían registradas 370 empresas dedicadas a la medición industrial, las cuales operan en condiciones seguras con sus correspondientes Licencias de Operación vigentes, de estas empresas 70 poseen medidores portátiles, registrándose una cantidad de 150 equipos portátiles, de estos el mayor porcentaje corresponde a los medidores de densidad y humedad de suelos (69% del total), y en segundo lugar a los medidores de humedad (255 del total).

La mayor cantidad de instalaciones que emplean medidores industriales están localizadas en la Ciudad Autónoma de Buenos Aires y el Gran Buenos (23 % del total), los medidores industriales son utilizados para controlar un proceso productivo o el control de calidad de un producto, como por ejemplo la medición de nivel en recipientes, medición de densidad en tuberías, medición de gramaje de papel, análisis de materiales en la industria minera y cementera, medición de densidad y humedad de suelos, etc. En las actividades petroleras, se los emplea en perfilaje de pozos, cementación de pozos, e inspección de tuberías de uso petrolero.

3. INCIDENTES

3.1 Caso 1. Incidente ocurrido con equipo medidor de humedad de suelos

Características del equipo: Marca: Troxler, Modelo: 4302., Fuente de neutrones:370 MBq de Americio- 241:Berilio, Tipo de fuente: Forma especial sellada con doble encapsulado de acero inoxidable. Presenta dos partes principales: la sonda (que contiene a la fuente y su blindaje) y el sistema de medición electrónico. La sonda es un cilindro metálico sellado 47 mm. de diámetro y 32 centímetros en longitud. Contiene a la fuente radiactiva que emite neutrones rápidos, un detector de neutrones lentos, y un preamplificador. La señal del preamplificador pasa a través de un cable largo de 5 a 20 m del sistema de medición electrónico. (Ver fig. 1)

La sonda Troxler 4302 mide la cantidad de agua en el suelo determinando el contenido de Hidrógeno del material que circunda al sensor o sonda propiamente dicha (Fig.1, cilindro negro que se desplaza), en un radio de 15 cm. aproximadamente. La humedad contenida en el suelo o sustrato se relaciona con el Hidrógeno detectado mediante una calibración previa.La fuente de radiación ubicada a 10 cm. del extremo inferior de la sonda (Fig. 1), es capaz de emitir 17.000 neutrones acelerados por segundo. Los mismos chocan contra el hidrógeno del suelo, debido a que tienen un diámetro similar, y se *termalizan* o desaceleran, siendo detectados por un sensor de Helio-3.

Este último es insensible a los neutrones rápidos. La termalización es el proceso mediante el cual los neutrones acelerados disminuyen su velocidad, sin que esta sea afectada por colisiones posteriores. Así, los neutrones termalizados se cuentan durante un periodo de tiempo predeterminado y dicha "cuenta" o lectura es proporcional al agua contenida en el material analizado. La mayoría de los suelos contienen elementos capaces de absorber neutrones o bien, están compuestos por sustancias ricas en hidrógeno (en otras formas distintas a la del agua, como en la materia orgánica).
En estos casos, se requiere de una calibración *in situ* (en el sitio objeto de estudio) para lograr mediciones precisas. [4], Peso del equipo: 14,5 kg. , Profundidad de operación: común: 1 a 2 metros., la tasa de dosis total gamma y neutrones en contacto con el equipo es de aproximadamente 3 µSv/h.

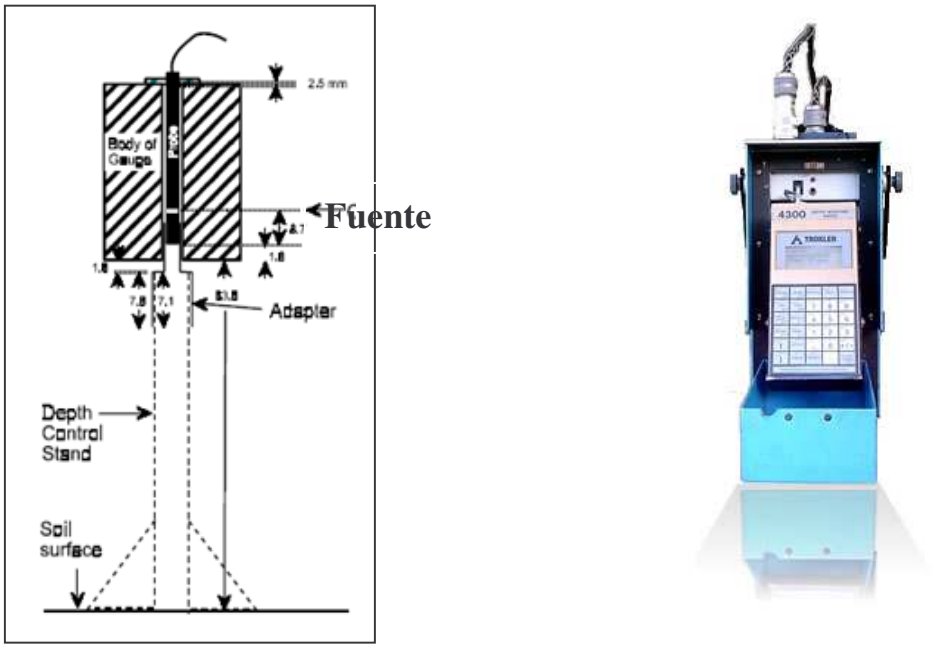


Figura 1. Diagrama de la sonda de neutrones.

Síntesis del incidente: Una empresa que tenia su base de operaciones a unos 330 Km. al sur de la ciudad de Buenos Aires, después de terminar de realizar las tareas del día tomando mediciones de humedad en el campo, traslada en un vehículo de la empresa al medidor de humedad en su embalaje original, hacia el deposito ubicado en la ciudad, pero antes de llegar al deposito el chofer del vehículo que también operaba el equipo deciden con el ayudante hacer una parada en la vía pública para descansar y tomar un refrigerio , dejando al vehículo que transportaba el medidor, alejado del lugar donde pararon y fuera de todo contacto visual, y es en esas circunstancias en que se produce el robo del vehículo.

El operador del equipo, que era el responsable por la seguridad radiológica de la empresa licenciada, aviso a la empresa del incidente, y su vez realizó la denuncia del robo del vehículo, ante la Delegación local de la Policía Federal, y posteriormente informó a la A.R.N. del extravío del equipo. Rápidamente se conformó el grupo de personas intervinientes para esta situación, pertenecientes al grupo del Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas (S.I.E.R.), compuesto por el Jefe de Turno y 2 especialistas, trasladándose al lugar del incidente debido al riesgo radiológico potencial significativo ante cualquier persona inexperta que encuentre y que procure desmontar el medidor , o abrir el obturador., se hacía imprescindible la rápida presencia del personal del grupo de emergencia para brindar en el lugar una adecuada asistencia.

El grupo de intervención al llegar al lugar decidió dar una difusión amplia al hecho por intermedio de los medios de prensa, a los fines de alertar a la población sobre los peligros de la manipulación indebida del equipo, y para pedir su colaboración en la localización del equipo. Adicionalmente recurrió a la justicia federal para que informara por todos los medios disponibles del extravío del equipo mencionado a fin de recuperarlo rápidamente, para ello se difundieron imágenes del equipo buscado y a quien dirigirse en caso de que alguien pudiera reconocerlo.. Esta toma de decisiones, fue fundamental para la rápida recuperación del equipo, dado que tras varios días de búsqueda el equipo apareció abandonado en un camino local. Al encontrarse el equipo se le efectuó una revisión minuciosa para verificar las condiciones de seguridad del mismo, se midieron las tasas de dosis en contacto con el equipo, cuyos valores reflejaron que la fuente radiactiva se encontraba correctamente ubicada en su blindaje, se tomaron muestras de barrido de superficies del equipo para medir contaminación arrastrable, sobre el obturador , y se verificó que la sonda (que contiene la fuente radiactiva) estuviera trabada por el mecanismo de cierre del obturador.
En la fig. 2 se puede apreciar un equipo similar en su embalaje original de transporte, donde se puede apreciar el extremo de la sonda que hace de blindaje a la fuente.

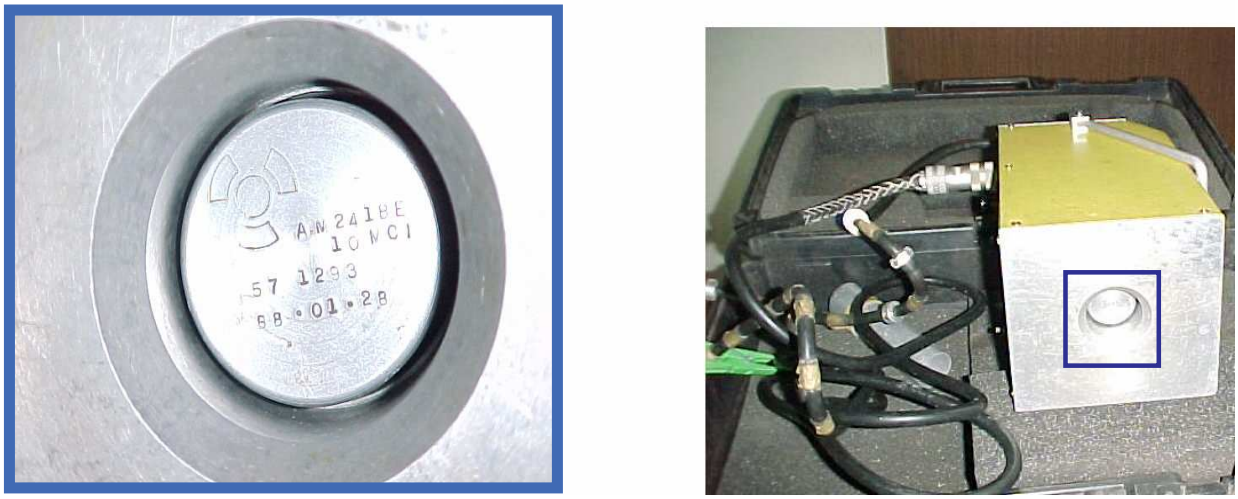
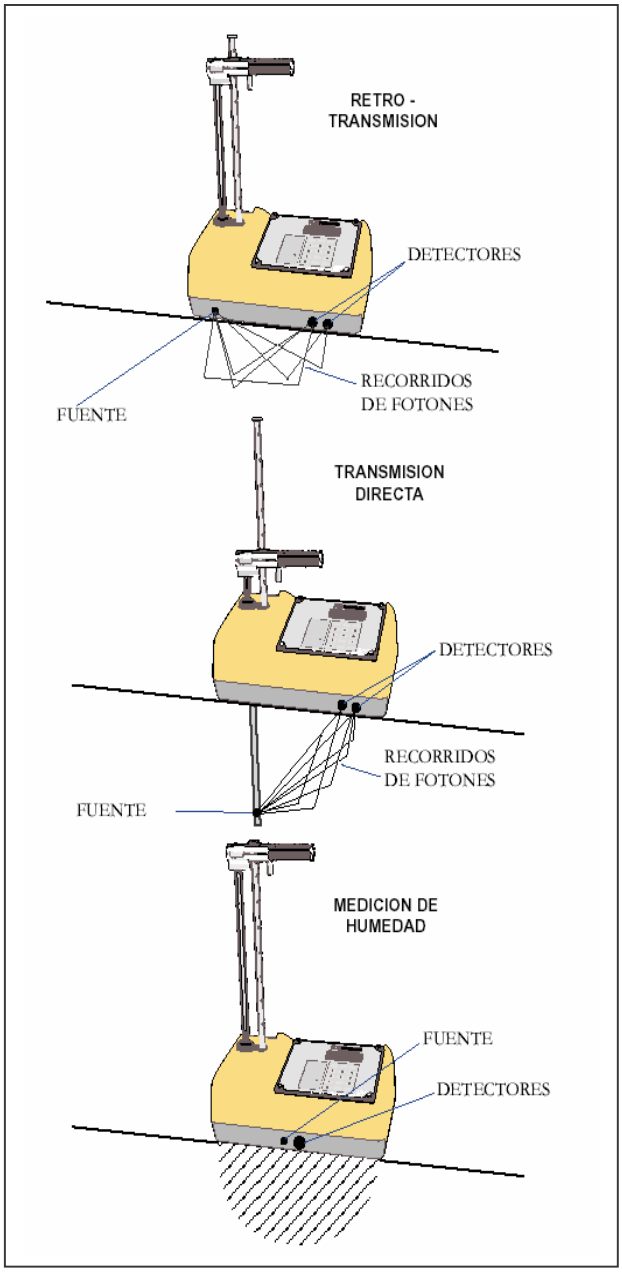


Fig.2 Detalle del blindaje de la sonda

3.2 Caso 2. Incidente con equipo medidor de densidad y humedad de suelos

Características del equipo: Marca: Troxler, Modelo: 3440, Fuente de neutrones: 40 mCi de Americio-241(Be), y Fuente Gamma de Cs-137 de 8 mCi, de actividad, Tipo de fuentes: Forma especial sellada con doble encapsulado de acero inoxidable. Estos equipos poseen dos modos de operación: por transmisión directa se utiliza la fuente gamma para medir densidad en diferentes capas de materiales (ver Fig. 3), y para ello es necesario perforar dicha capa, siendo colocada la fuente a través de dicha perforación hasta la profundidad deseada, 30 cm. como máximo. El otro modo es por retrotransmisión, y es empleado por la fuente de neutrones que no sale del cuerpo del equipo para medir contenido de humedad, y por la fuente gamma para medir densidad a nivel superficial del terreno.



Retro-transmisión

El modo de retro-transmisión es rápido y no destructivo. La fuente de emisiones gamma y los detectores permanecen dentro del densímetro, colocado sobre la superficie del material a analizar. Las emisiones gamma penetran el material evaluado; las emisiones que son recibidas por los detectores son cuantificadas. La retro-transmisión es usada principalmente en capas delgadas, sean asfálticas o losas de concreto hidráulico.

Transmisión directa

En este modo de operación, la fuente gamma se posiciona a una profundidad específica, dentro de la capa del material a evaluar, mediante su inserción a través de un orificio de
acceso. Las emisiones gamma son transmitidas a través del material, hacia los detectores, dentro del densímetro. La densidad de emisión promedio, entre la fuente gamma y los
detectores es determinada. Este modo de operación minimiza la incertidumbre ocasionada por las superficies rugosas y la composición química del material evaluado, determinando una elevada exactitud en las mediciones. La transmisión directa es utilizada para la luación en capas con espesor de medio a grueso, de suelos, agregados, capas asfálticas y losas de concreto hidráulico.

Humedad

La medición de humedad es un ensayo no destructivo; la fuente de neutrones y el detector permanecen dentro del densímetro, sobre la superficie del material a analizar. Emisiones de neutrones, a alta velocidad, son introducidas en,
en el densímetro, cuenta la cantidad de neutrones termalizados (con velocidad disminuida); que correlaciona directamente con la cantidad de humedad en el material evaluado.

Fig. 3 Modos de Operación

Peso del equipo: 14 kg., el valor máximo de tasa de dosis total (gamma mas neutrones) es de aproximadamente 120 µSv/h sobre su base donde se encuentra el obturador, y a la distancia de 1 metro es de 6 µSv/h.

Síntesis del incidente: una empresa Constructora Vial llevaba a cabo tareas de repavimentación en una ruta cerca de la ciudad de Rosario, la empresa utilizaba un equipo Troxler, descrito anteriormente, rutinariamente se utilizan procedimientos habituales de señalización del equipo en operación y carteles de advertencia. El operador se encuentroba realizando mediciones con el equipo, y accidentalmente, una máquina vial (motoniveladora) que circula cerca no detecta la presencia del equipo y lo golpea en un costado. El operador se aproxima al equipo e intenta introducir la fuente dentro del equipo, no lo consigue presumiendo que la barra de metal que alberga a la fuente gamma se pudiera haber torcido o doblado, decide verificar el estado de la fuente y levemente levanta al equipo de su posición en el suelo, constatando que efectivamente, la varilla está torcida. (Según se aprecia en Fig. 4).

A partir de allí el operador, procede al vallado de la zona con cintas de seguridad, coloca carteles de señalización y notifica a la A.R.N. de lo ocurrido, a través del Sistema de Intervención en Emergencia Radiológica. (SIER). Toma intervención el SIER, y se dirigen al lugar donde se desarrolló el incidente. El grupo SIER que intervino, realiza las primeras mediciones para verificar los niveles de radiación en las proximidades, los valores medidos son del orden de entre 80 y 100 µSv/h en contacto con el equipo y a un metro 6 µSv/h. Los valores medidos en contacto con la fuente gamma sin blindaje fue del orden de 30 mSv/h, en el extremo de la varilla (ver fig. 5) Se decide colocar el equipo dentro de un blindaje adecuado para ello se recurre a un recipiente metálico dentro del cual se colocó arena de alta densidad para blindar la radiación gama.

De esta forma el valor medido en contacto con el nuevo blindaje se redujo a 130 µSv/h.Se consideró un valor aceptable para el traslado del equipo dañado y se lo transportó hacia la ciudad de Buenos Aires, se lo almacenó de forma adecuada, colocándose a su alrededor un blindaje de plomo, para trasladarlo posteriormente al Centro Atómico Ezeiza, Sector Gestión de Residuos Radiactivos.

Fig. 4 Equipo con la varilla doblada

Fig. 5 Detalle de la varilla, indicando ubicación de fuente gamma

4. CAUSAS

En las prácticas médicas e industriales en las que se utilizan fuentes radiactivas, el error humano o la falla humana es la principal causa de los accidentes que se producen [5]. Y en muchos casos se da por la actitud negligente del responsable de la práctica o instalación.

En el caso del incidente del equipo robado, el operador no realizó una adecuada protección física del vehículo que transportaba al medidor, y no tenia un contacto visual permanente con el vehículo.
En el caso del medidor que fuera aplastado por una máquina vial, no se cumplieron los procedimientos para la señalización y vallado del área donde operaba el medidor, el operador estaba distraído y no pudo advertir cuando la maquina vial golpeo al equipo, por lo que no ejercía una constante supervisión sobre el equipo. Falto una adecuada comunicación a los demás operarios que trabajaban cerca, y a los conductores de vehículos pesados para alertarlos sobre la presencia del medidor a los efectos de advertirles que se estaba trabajando con un medidor industrial.

La seguridad radiológica en la práctica con equipos portátiles esta condicionada a la conducta de las personas que operan estos equipos, por ello estas personas deben contar con buena preparación y

experiencia suficientes así como de un buen conocimiento de seguridad radiológica, a los efectos de minimizar la probabilidad de que ocurran incidentes, los objetivos de la seguridad radiológica debe enfocarse o debe ocuparse del trabajo "in situ" del equipo, del mantenimiento de los equipos, y de los procedimientos a seguir por los responsables y operadores, en el transporte, almacenamiento, almacenamiento, operación, etc.

5. CONCLUSIONES

En los dos casos presentados, para ser corregidos se logra con la capacitación y entrenamiento de operadores y responsables, debiendo dirigir el esfuerzo a mantener la capacitación del personal involucrado en el uso de fuentes radiactivas, crear y mantener el interés por la seguridad radiológica., y en el fortalecimiento de la cultura de seguridad.

REFERENCIAS

[1] Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1 Rev. 3

[2] Norma Permisos Individuales Para Operadores De Fuentes De Radiación Para Aplicaciones Industriales

[3]. Norma Operación de Fuentes de Radiación para Aplicaciones Industriales AR 7.9.2 .Rev. 0

[4]Troxler Electronic Laboratories. 1991. Depth moisture gauge Model 4300 series. Manual of operation and instruction. Troxler Electronic Laboratories, Inc., North Carolina. 140 p.

[5] Internacional Atomic Energy Agency . The Safety Managemnet of Source of Radiation: Principles and Strategies, Vienna, 1999 (INSAG -11).

[6] "Código de Conducta sobre la Seguridad tecnológica y la Seguridad Física de las fuentes Radiactivas". IAEA 2001.

Gestión del conocimiento en la Autoridad Regulatoria Nuclear

Chahab, M.

Presentado en: Seminario sobre Gestión del Conocimiento en Organizaciones Públicas.
Metodología y Experiencias. Buenos Aires, Argentina, 3 octubre 2006
XXIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear.
Buenos Aires, 20-23 noviembre 2006

GESTIÓN DEL CONOCIMIENTO EN LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR

Martín Chahab

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear, es un Organismo Autárquico de la Administración Pública Nacional de Argentina. En rasgos generales, el proceso de su nacimiento y desarrollo tuvo las siguientes características:

En 1994, fue creado con la denominación de Ente Regulador Nuclear (ENREN), como un desprendimiento de la. Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). El personal experto, ya sea técnico o administrativo, provino de dicha Comisión llevando consigo todo el know how acumulado durante su experiencia vivida en la función reguladora anteriormente a cargo de la Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear de la CNEA. En la generación de esa capacidad tuvo notorio protagonismo el doctor Dan Beninson quien trabajó esmeradamente procurando que tal Gerencia funcionara con altos niveles de excelencia, transferidos de ese modo a la nueva institución.

En 1997, se creó la ARN con ese mismo personal y no se incorporaron nuevas personas a la institución. Por esos tiempos, el promedio de edad de los expertos rondaba los 50 años y conformaban una plantilla de aproximadamente 30 personas, sobre un total de aproximadamente 200 funcionarios.

La Administración Pública Nacional -y la ARN como parte de ella-, se ha caracterizado, a partir de la década del '90, por un proceso de envejecimiento. Este hecho fue provocado por el congelamiento de vacantes y las jubilaciones anticipadas, generadas por el contexto de achicamiento del estado vigente por entonces. Los requerimientos puntuales de los organismos, como es el caso de la Autoridad Regulatoria Nuclear, fueron haciendo rever de algún modo esa política de congelamiento, pero no, a través de la incorporación de personal de planta permanente, sino de contratos. La reposición de agentes, con el ingreso de personas jóvenes, no obstante, no fue acompañada por la transferencia intergeneracional de conocimientos y experiencias, ya sea debido al defasaje provocado por dicho congelamiento, y/o por la inexistencia de un mecanismo ad hoc, como es un *sistema de gestión del conocimiento.*

Como consecuencia de lo anterior surge la necesidad de contar con sistemas que permitan captar, organizar, resguardar y distribuir la información y el saber de la organización así como también innovar, generando un nuevo saber de tipo colectivo. En este marco, la gestión del conocimiento es una herramienta apta para evitar que las experiencias y saberes desaparezcan junto con el alejamiento de sus poseedores y se produzca un retroceso en términos de cobertura de necesidades de regulación, fiscalización, control y capacitación.

En el seno de la Autoridad Regulatoria Nuclear, esta operación implica modificar la estructura, los procedimientos y las prácticas tradicionales establecidas a fin de lograr, por medio de entrevistas en profundidad, charlas técnicas, foros, etc., el resguardo y la transmisión de los conocimientos de una generación a otra.

La gestión del conocimiento, es una decisión estratégica de la institución para que la transferencia de conocimientos pueda ser llevada a cabo. De ahí que, en febrero de 2006, la ARN solicitó la asistencia técnica al Instituto Nacional de la Administración Pública Argentina (INAP) para encarar

un proceso de implementación de la gestión del conocimiento. Ello se decidió luego de que la Subsecretaría de la Función Pública de la Jefatura de Gabinetes de Ministros de la Nación, a través de la Dirección de Planeamiento Estratégico y Reingeniería Organizacional (DIPRO) conjuntamente con la Alta Dirección de la ARN, en el marco del Planeamiento Estratégico Situacional contribuyera a la formulación de un diagnóstico en el cual se visualizaba como problema focal de la institución, la pérdida gradual de la capacidad regulatoria debido a varias causas. Una de ellas, tal vez la más notoria, era la paulatina pérdida de los conocimientos técnico-científicos.

Con esa asistencia técnica, la institución comenzó un proceso de diagnóstico de la situación y la puesta en marcha de diversas herramientas para revertir dicha problemática. Actualmente, los funcionarios de todos los niveles jerárquicos de la ARN están tomando conciencia de la importancia del proyecto de gestión del conocimiento como una forma concreta y ordenada de hacerle frente a la pérdida de la capacidad regulatoria. Ese proceso de aceptación interna por parte del personal experto y ejecutivo del proyecto de gestión del conocimiento es lento, pero avanza con pie firme cada vez que se muestran las herramientas que se están utilizando, y muchos de esos expertos comienzan a sentir y a pensar que la institución ha comenzado una etapa de reflexión importante sobre la problemática.

El presente trabajo expresa y describe algunas de esas herramientas que se están poniendo en funcionamiento para encarar la problemática y redefinir algunos aspectos de la Autoridad Regulatoria Nuclear en vista de los nuevos desafíos presentes.

LA GESTIÓN DEL CONOCIMIENTO Y SU METODOLOGÍA

En estos tiempos de sobreabundancia de información, identificar la que realmente es útil, y la que hace falta incorporar a la empresa, se ha convertido en una tarea ardua. Pero como ya no quedan dudas de que el conocimiento es el arma competitiva por excelencia, las organizaciones tratan de descubrir qué es lo que realmente saben, y cuál es la mejor manera de optimizar ese capital intangible. El proceso de "knowledge management", o gestión del conocimiento, es ideal para maximizar su potencial, y tiene por objetivo difundirlo a todos los rincones de la empresa.

Entonces, gran parte del desafío consiste en que los miembros de una organización interactúen de manera eficiente, convencidos de la necesidad -y las ventajas- de compartir lo que saben. Todo lo contrario a una cultura empresaria que imagina al conocimiento como sinónimo de poder, y cuyos integrantes tienden a atesorarlo. Manejar adecuadamente el conocimiento implica, por lo tanto, el tránsito del know-how individual al aprendizaje compartido.

La gestión del conocimiento no es nada nuevo. El hombre, en diversos ámbitos, siempre ha buscado traspasar el conocimiento valioso. En el pasado, el activo principal de las economías eran los recursos naturales; sin embargo, hoy, la economía se basa en el conocimiento.

La gestión del conocimiento es el proceso de captura del conocimiento colectivo de una compañía, ya sea que resida en papel, bases de dato, o en las cabezas de las personas. Este proceso se considera como la búsqueda de ideas, el dejarlas en un formato adecuado, la promoción de estas ideas y su implementación.

A la gestión del conocimiento se la considera como la disciplina que busca enfocar el uso de las tecnologías de información en las personas, con el fin de que éstas y sus organizaciones aprendan a utilizar los recursos y fuentes de información para el logro de objetivos estratégicos.

Asimismo la gestión de conocimiento ayuda a obtener mayor comprensión y entendimiento del entorno y de los procesos desde la propia experiencia en las personas y organizaciones. En situaciones concretas, la gestión de conocimiento incluye el proceso sistemático de encontrar, recopilar, seleccionar, organizar, extraer, conservar y presentar la información.

Las actividades específicas de la Gestión de Conocimiento ayudan a enfocar la organización en sus esfuerzos para obtener, almacenar y utilizar el conocimiento para objetivos específicos tales como la resolución de problemas, el aprendizaje dinámico, la planificación estratégica y la toma de decisiones. También sirve para consolidar y proteger los activos intelectuales de la organización, aumenta las competencias corporativas por medio del desarrollo de la inteligencia organizacional y contribuye a conformar empresas dinámicas y flexibles.

La ARN, a su vez, tomó entre otros puntos de partida los siguientes conceptos teóricos de gestión del conocimiento:

a. El concepto desarrollado por Robert Logan (SIDEC: 2000, 23), el cual se refiere a que *"…La gestión del conocimiento es la actividad organizacional de crear un entorno social y unas infraestructuras técnicas, de tal forma que el conocimiento sea accesible, compartido y creado*". Necesariamente la gestión del conocimiento es una actividad organizacional, o una actividad interna a la institución que debe llevar a cabo este proceso; y así como es necesario tener herramientas tecnológicas y más importante aún la reconstrucción de un ambiente social dentro de la institución dispuesto a enfrentar la problemática.

b. El concepto que el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) ha desarrollado: "*La gestión del conocimiento es una aproximación sistemática e integral para identificar, manejar y compartir los conocimientos organizacionales y relacionar a las personas para crear conocimiento colectivo con respecto a los objetivos de la organización*" (IAEA, 2005).

Ambos conceptos de gestión del conocimiento fueron necesarios para pensar la gestión que se necesitaba en la ARN. Bajando esos conceptos a la práctica, se entiende por gestionar el conocimiento, y en este caso el conocimiento regulatorio nuclear, como una actividad concreta dentro de la institución que se encarga de ayudar a la transmisión de saberes de una generación a la otra, que es esencial para el futuro de la actividad específica y de la institución misma.

Se habla de un proceso momentáneo, porque el proceso natural de transmisión del conocimiento que se había llevado a cabo en Argentina desde la modernización del Estado a fines del siglo XIX hasta fines del siglo XX no presentaba serios problemas; es más, Argentina había definido una estructura de saberes y un sistema de transmisión de esos saberes admirado e imitado por muchos países del mundo. La industria nuclear creció en el marco de esa productiva estructura de saberes. Sin embargo, esa política educativa que llenaba toda la administración pública se ha modificado hacia fines de la década pasada. Los circuitos y canales históricos de transmisión del conocimiento científico-técnico se han debilitado, y esto está muy vinculado con la crisis del Estado y con el avance de la economía neoliberal en la sociedad argentina. En este caso, se ha tomado el problema como un fenómeno temporal, hasta tanto la gestión del conocimiento que se está llevando a cabo pueda reconectar a las personas entre sí y a las personas con los saberes colectivos e institucionales, en el marco de una nueva planificación educativa nacional.

Se habla también de gestión del conocimiento como un proceso esencial y obligado a la actividad regulatoria y a la institución misma en la actualidad, porque si se da el lujo de permitir la pérdida de una cultura organizacional de alto contenido científico-técnico, que en este caso se vincula no sólo con esos conocimientos, sino también con la seguridad radiológica y nuclear del público, se pierde la misión encomendada por la sociedad e impuesta por la Ley 24.804, de Actividad Nuclear. En este caso en particular, esa ley para ser cumplida, exige que el plantel de la ARN posea los adecuados conocimientos para llevar a cabo sus labores.

Se habla finalmente de un proceso consciente de transmisión de saberes entre una generación y la otra, porque lo tácito se hace explícito en la medida en que se necesite que así sea. Históricamente y en Argentina, gracias a la planificación estatal en la modernización de fines del siglo XIX, era claro que una generación le debía enseñar a la otra sus saberes. Pero, como se dijo antes, por varias razones, eso dejó de ser tan claro a fines del siglo pasado y pasó al ámbito de lo dudoso, de la mano de la crisis general del Estado y de la educación en particular. Actualmente la necesidad de asegurar que las nuevas generaciones tengan el mismo nivel de conocimientos, o más que las

anteriores, han hecho elegir la herramienta de la gestión de los saberes, empujando cada uno de los subprocesos que se llevan a cabo en la transmisión de los mismos, hasta que los procesos de transmisión del conocimiento regresen a sus canales antes planificados.

La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina ha tomado la herramienta de gestionar el conocimiento regulatorio de los expertos de la institución para asegurarse de que lleguen a la nueva generación como parte de una planificación estratégica en el marco de la gestión por resultados que la Subsecretaría de la Función Pública ha puesto en funcionamiento desde hace unos años en algunas instituciones del Estado argentino. Así como en la ARN se realizan planes de inspecciones en instalaciones nucleares, también se ha tenido que planificar una estrategia de gestión del conocimiento, que se explicará más adelante junto a sus primeros resultados, sus aciertos y desaciertos.

PROYECTO GESTIÓN DEL CONOCIMIENTO REGULATORIO

De acuerdo con lo que se ha evaluado en la Autoridad Regulatoria Nuclear, una cantidad considerable de su personal experto pasará a retiro en los próximos cinco años. Estos profesionales son considerados como parte muy valiosa de la base humana del conocimiento de la institución. Asimismo se ha observado, como ya se señalara, que la transmisión de saberes a las siguientes generaciones dentro de la misma no se ha efectuado de manera fluida desde hace ya varios años. Estos dos fenómenos constituyen el problema en general que imponen pensar en gestionar el conocimiento en la institución.

Esta situación que está afrontando la ARN posee numerosas consecuencias que se pueden sintetizar en:

a. Pérdida de los conocimientos institucionales (cultura de la organización);

b. Disminución de los conocimientos individuales del personal;

c. Repetición de trabajos e investigaciones;

d. Aumento del presupuesto en capacitación.

Se debe tener en cuenta que éste no es un problema exclusivo de la ARN, ni tampoco sólo del estado argentino, sino que constituye una preocupación mundial, más agudamente manifestada en los países que cuentan con un desarrollo de actividades nucleares y regulatorias.

En el caso de la Autoridad Regulatoria Nuclear, como en toda institución con una actividad de alto desarrollo científico-técnico, sus profesionales expertos tienen una gran cantidad de conocimiento ya sea de tipo explícito como tácito. Este último, obviamente, no ha sido escrito y es funcional y esencial a las actividades de la institución. Tanto el conocimiento tácito como el explícito, debería ser gestionado teniendo en cuenta la problemática de transmisión intergeneracional que está sucediendo. Es por ello que la creación de una estrategia de gestión del conocimiento en esta institución constituye un aspecto relevante en la planificación de su futuro institucional y en el de la misión que tiene a su cargo: la regulación de la actividad nuclear en Argentina.

Queda claro que la gestión del conocimiento es un conjunto de procesos que promueven una aproximación integrada y orientada a identificar, capturar, reutilizar, compartir y evaluar el capital de información, los conocimientos y las experiencias del personal de la institución. Es decir, un proceso consciente de transmisión de saberes de una generación a otra, esencial e imprescindible para el futuro de la actividad específica y de la institución misma.

Para llevar esto a cabo se requiere promover un cambio cultural en la institución, debido a que la tendencia entre los miembros de una organización es no compartir voluntariamente sus conocimientos. Es necesario planificar la transmisión de los mismos para revertir esta tendencia y

cumplir con las obligaciones institucionales. En este sentido, la estrategia de gestión del conocimiento regulatorio se vincula con las funciones básicas de la institución en el marco de este problema específico.

Si hay una decisión estratégica de una institución, que desestructura la vieja concepción de la administración pública basada en el principio de funciones departamentales aisladas, es un plan operativo de gestión del conocimiento. Este plan operativo se ha plasmado en un proyecto pensado a cinco años de desarrollo como mínimo, que desestructura esa histórica concepción antes mencionada. En términos generales, el proyecto de gestión del conocimiento en la ARN tiene las características que se desarrollan a continuación.

- **Primero**: El proyecto tiene la necesidad de ser transversal a toda la institución; esto se debe a que la problemática de pérdida de los saberes se ha expandido y ha abarcado casi todas las áreas y disciplinas que se desarrollan en la ARN, ya sea desde los inspectores que fiscalizan instalaciones de todas las clases, como también los funcionarios que deben realizar la normativa a aplicar en los usuarios de los servicios brindados, y también en los procesos administrativos de la institución. O sea, las áreas científico-técnicas y las áreas administrativas que componen a los funcionarios profesionales, técnicos y administrativos respectivamente han mostrado esa pérdida gradual de conocimientos que hacen necesaria la transversabilidad del proyecto. Por supuesto que el proyecto está pensando principal y primeramente en los componentes científicos-técnicos de la institución, porque es la espina dorsal de la ARN y sin ellos no tienen sentido los procedimientos administrativos. Es más, la mayor problemática de pérdida de conocimientos se ha dado en los aspectos científicos-técnicos más que en los administrativos, que muestran una mejor resistencia a esta problemática y se las han arreglado de otra forma para poder transmitir esos saberes. En el caso del personal experimentado en lo científico-técnico, que son expertos que sólo una institución reguladora de lo nuclear puede formar y que no pueden ser formados en otras instituciones del Estado ni de la sociedad civil, la problemática ha sido más profunda que en el caso de los administrativos.

- **Segundo**: El proyecto de gestión del conocimiento es necesariamente una actividad de carácter participativa, en el sentido de que no es posible realizar una planificación de transferencia de conocimientos de una generación a la otra si los expertos deciden no hacerlo. Estos realmente pueden no estar de acuerdo con realizar la transferencia, de enseñarles a los jóvenes, y eso depende de muchas razones. Algunas de ellas pueden ser que la institución no ha considerado hasta el momento al conocimiento como un factor importante, o que estos expertos hayan sido tratados mal o no reconocidos en su carrera profesional, entre otras razones. En ese sentido, sin la participación de ellos en este proceso es imposible poder realizar la transferencia. Por eso, es muy importante plantearles a los experimentados la necesidad de su participación en el proyecto y buscar de alguna manera la forma de reconocer su trabajo y trayectoria en la historia de la institución.

  Por otro lado, la participación de todas las áreas de la institución y principalmente de los jefes, se muestra indispensable para poner en funcionamiento las herramientas del proceso de transferencia de conocimientos. Entonces, sin los expertos y sin las personas que toman las decisiones en cada área de la institución es imposible realizar una gestión del conocimiento en forma completa.

- **Tercero**: Como varios de los expertos de la ARN ya se han retirado de sus actividades laborales, la incorporación de éstos al proyecto ha sido hasta el momento voluntaria. La importancia de esto es tan relevante que nos muestra la buena predisposición y compromiso del personal con *expertise* no sólo con hacer explícitos sus conocimientos, sino también con la ARN. De todas maneras, existen mecanismos de incentivo hacia los expertos retirados que sirven de alguna forma como compensación a sus esfuerzos, como por ejemplo tratarlos como personas importantes para la institución, que de hecho lo son, favorecerles el transporte para que puedan acercarse a la institución para la participación en el proyecto, reconocer sus trabajos escritos y publicarlos como parte del historial de conocimientos de la institución, entre otros. En el caso de los avezados que todavía están desarrollando tareas en la institución, el voluntarismo está relacionado

con la importancia que le dan a dejar sus conocimientos en la institución y para la nueva generación y en que sean reconocidos por todos como parte de la historia de la ARN.

Es muy probable que sin el voluntarismo y la buena predisposición de los expertos, el proyecto carezca de la movilidad que tiene, en el sentido de tener que buscar compensaciones económicas para éstos, en el marco de un presupuesto limitado.

- **Cuarto**: El proyecto de gestión del conocimiento regulatorio tiene la característica de ser no jerárquico. Esta característica se vincula con la necesidad de romper poco a poco con una estructura organizacional separada en compartimentos estancos, de una lógica tayloriana rígida que ya no se corresponde a las nuevas necesidades de la organización. Para este tipo de actividades, la forma matricial de organización no sólo permitiría rescatar los conocimientos que se han estado perdiendo, sino también crear conocimientos de otra manera.

- **Quinto:** El proyecto tiene una flexibilidad importante, en el sentido de que se han venido redefiniendo tareas en forma constante. Como no hay un procedimiento establecido que haya sido incrustado en la institución y como, además es muy difícil lograr eso, modificar las acciones que se llevarán a cabo en base a la experiencia adquirida es fundamental para la vitalidad del proyecto.

El proyecto concebido tiene por objetivos:

1. Rescatar la información y los conocimientos relevantes del personal retirado y del que está próximo a retirarse;
2. Realizar un mapa de conocimiento de la institución;
3. Transmitir conocimientos hacia el personal joven en actividad y al entrante;
4. Mejorar los canales de comunicación y grado de colaboración entre el personal;
5. Proteger y valorizar el capital intelectual;
6. Evitar la repetición de trabajos;
7. Preservar la memoria institucional;
8. Mantener niveles altos de conocimiento en el personal;
9. Crear diversos espacios de transmisión de conocimientos.
10. Reconocer la trayectoria del personal saliente.
11. Tener un espacio en la intranet de la ARN.

Cada uno de estos objetivos está en relación con las características antes descriptas del proyecto, pero también entre los objetivos mismos y son interdependientes. Por ejemplo, el rescate de la información y de los saberes de los expertos retirados se relaciona estrechamente con la preservación de la memoria institucional; *"...el conocimiento, especialmente el conocimiento tácito, se encuentra en los individuos y en los procedimientos que establecen las organizaciones..."*(SIDEC: 2001: 10).

Pero sólo son efímeros procedimientos establecidos si no hay expertos que puedan explicar el por qué de cada uno de esas formas de trabajo. En este sentido, la preservación de la memoria institucional de la ARN está relacionada con la predisposición de ésos en hacer un esfuerzo para explicar las razones del establecimiento de las formas de trabajo determinadas en los procedimientos.

En el caso de la regulación de la actividad nuclear, los procedimientos necesarios para fiscalizar y evaluar una central nuclear fueron realizados por personal altamente calificado para ello, con un grado de *expertise* importante. Sería imposible para un idóneo en el tema poder comprender dicho procedimiento sin el asesoramiento de un experto.

El aumento del grado de colaboración entre el personal de la ARN es un proceso que la gestión del conocimiento viene fomentando no sólo para lograr los objetivos del proyecto sino como una forma de cambio dentro de la institución para crear nuevo conocimiento.

Todos los objetivos del proyecto se podrían relacionar uno con otros, lo cual mostraría la interdependencia de los mismos.

Para lograr tales objetivos se realizan entrevistas personales a los expertos jubilados como prontos a jubilarse. También se recopila la información escrita de los expertos y se creará un espacio en intranet, donde los funcionarios de esta institución puedan acceder fácilmente, logrando así que esta herramienta informática se convierta en un referente importante, junto a la biblioteca, para la búsqueda de información.

Las entrevistas en profundidad permitirán relevar ese conocimiento significativo para el cumplimiento de los objetivos de la ARN.

Sobre la base de los objetivos precitados, se han planteado una serie de acciones que permitan alcanzarlos en el tiempo pensado. Las acciones están comprendidas en programas específicos de trabajo. Esta modalidad posibilitará avanzar en forma ordenada y con objetivos más concretos que permitan alcanzar los objetivos generales.

Uno de esos programas es el de "***Historias del aprendizaje de los expertos de la Autoridad Regulatoria Nuclea****r*", que es el que se expone en el presente trabajo como ejemplo del proyecto en general.

PROGRAMA DE TRABAJO "HISTORIAS DEL APRENDIZAJE DE LOS EXPERTOS DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR*"*

El programa tiene como idea general rescatar los conocimientos tácitos de los expertos y observar los trayectos de formación realizados por estos en sus vidas para arribar a un conocimiento acabado de sus tareas. La técnica de las entrevistas permite *"...la codificación del conocimiento tácito, y esta técnica, basada en la narrativa, se la define como historia del aprendizaje*". Se entiende como historia del aprendizaje a la herramienta para promover y facilitar la reflexión en iniciativas de aprendizaje en acción

Las entrevistas en profundidad permiten capturar y preservar ese conocimiento tácito y ulteriormente diseminarlo entre los que necesitan esa información. También permiten realizar recomendaciones al Directorio con respecto a la formación del personal de la institución.

La metodología principal utilizada es la de la entrevista personal; un diálogo directo con el entrevistado, en el cual se recogen las experiencias de aprendizaje y se van haciendo conscientes procesos estructurales que permiten la formación. Se trabajará con personas expertas que participaron en la creación de la Autoridad Regulatoria Nuclear y en su posterior puesta en marcha.

Se espera entrevistar a la mayor cantidad de expertos que hayan participado en la institucionalización de la ARN, estén jubilados ó pronto a ello, para poder comprender la estructura de formación de los mismos y obtener elementos comunes s todos ellos en cuanto a la formación, como por ejemplo las competencias básicas necesarias para llegar a la expertise.

Además, se espera acceder a conocimientos tácitos de las personas en el momento de las entrevistas y que sean registrados, evaluados, organizados y distribuidos, para poder, así, realizar

una conclusión y un informe con los resultados de las mismas, y poder recomendar políticas sobre la formación y capacitación del personal actual y futuro.

El principal resultado esperado es que para el 2010 el problema actual de pérdida de conocimiento por el envejecimiento del personal experto se logre superar, logrando la transmisión de la mayor parte de los conocimientos a la nueva generación de funcionarios que trabajan y trabajarán en la actividad regulatoria de la institución.

Este programa de trabajo surgió como parte de la asistencia técnica del INAP, principalmente de la arquitecta Graciela Falivene, que recomendó, por su experiencia con esta metodología en otros ámbitos de la administración pública argentina, poner en funcionamiento esa forma de trabajo.

La idea general del programa -como se desprende de lo precedentemente expuesto-, es rescatar los conocimientos tácitos del personal altamente experimentado y observar los trayectos de formación realizados por éstos en sus vidas, que les permitió arribar a un conocimiento acabado de sus tareas. El método a través del cual se explicita esas estructuras de aprendizaje son las entrevistas particulares entre un experto y uno o varios entrevistadores. La técnica de las entrevistas permite *"...la codificación del conocimiento tácito, y esta técnica, basada en la narrativa, se la define como historia del aprendizaje*"(SIDEC: 2001, 58). Falivene expresa al respecto: "*Las narraciones nos han proporcionado una rica y compleja comprensión de los procesos de aprendizaje de los entrevistados, desde sus propias estructuras interpretativas de sentido: lo que resulta necesario para que algo 'tenga sentido' es una buena narración..."(*Falivene y Silva, 2004: 3). En el caso de este programa de trabajo sobre la historia del aprendizaje de los expertos de la ARN, también hemos encontrado sentidos destacables en la estructura del aprendizaje que no se corresponden con la institución ARN sino más bien con la estructura de capacitación de la Comisión Nacional de Energía Atómica de la cual estos expertos provinieron.

Los objetivos de este programa de trabajo son algunos de los siguientes:

a. Relevar la historia del aprendizaje de los expertos que hicieron posible a la institución o que tuvieron un gran aporte para la misma.

b. Explicitar las estructuras de los procesos de aprendizaje.

c. Explicitar por escrito y en forma electrónica las historias y los conocimientos relevados.

d. Distribuirlos lo relevado, entre las demás personas de la institución.

e. Recomendar acciones al Directorio con las evaluaciones y conclusiones.

Teniendo en cuenta que en la ARN hay en la actualidad aproximadamente veinte expertos que pueden ser considerados relevantes para el presente y futuro de la institución por sus saberes y por su historia, estos objetivos los abarca a todos ellos. Para cumplir con estos objetivos, los cuales se esperan finalizar a mediados del 2007, se han empezado a llevar a cabo distintas acciones como las siguientes:

- Entrevistas a los expertos ya jubilados y pronto a jubilarse (20 aproximadamente);
- Desgrabación de las entrevistas utilizando un criterio adecuado a los objetivos del programa
- Evaluación del material desgrabado que permiten obtener nuevos programas de trabajo.

Los resultados esperados para este programa específico de trabajo son varios. Entre ellos:

- ✓ Se espera entrevistar a todos los expertos que hayan participado en la institucionalización de la ARN, estén jubilados y pronto a ello.

- ✓ Se espera poder comprender la estructura de formación de los mismos y obtener elementos comunes de los distintos expertos en cuanto a la formación, como por ejemplo las competencias básicas necesarias para llegar al *expertise*.

- ✓ Se espera acceder a conocimientos tácitos de las personas en el momento de las entrevistas y que sean registrados, evaluados, organizados y distribuidos.

Para ejemplificar mejor este programa de trabajo y algunos de sus primeros resultados, se describe a continuación todo el proceso y análisis de una de las entrevistas realizadas con un experto de la institución, que ya se ha retirado de la ARN y que colabora voluntariamente con el proyecto de gestión del conocimiento.

Cuando se comenzó a pensar en quiénes serían los expertos a los cuales se entrevistaría, se recurrió a una experta de la institución con más de treinta años de trabajo que conoce muchísimos detalles de la historia del personal de la institución. A ella se le consultó los nombres de las personas expertas en diferentes ámbitos. Luego se hizo lo mismo con otros actores de la institución, con lo cual se verificó lo que había dicho la experta. Una de esas personas que se eligió como experto a ser entrevistado fue un ingeniero mecánico de 67 años de edad, que se había jubilado en el año 2005. Se lo contactó telefónicamente y se le contó del proyecto de gestión del conocimiento de la institución, pidiéndole su colaboración. Se le aclaró que no podía haber un reconocimiento monetario para su trabajo en el proyecto pero que los incentivos iban más que nada relacionados con el reconocimiento que la institución hacía de él para este trabajo. Estuvo de acuerdo y se lo citó para la entrevista. Para esta fue necesario encontrar una oficina de determinadas características, en la cual no existieran interrupciones y no hubiera ruidos externos para que la grabación del diálogo resultara lo mejor posible.

La entrevista duró aproximadamente dos horas de duración y se comenzó explicándole al ingeniero las características del proyecto y del programa. Es una persona que ha trabajado en el área nuclear veinticinco años, especialmente en la disciplina de la regulación. Ha sido jefe de un grupo de inspectores durante un tiempo y ha trabajado en el licenciamiento de dos centrales nucleares en el país. La experiencia de esta persona es inmensa y lo demostró en lo que expresó en la entrevista.

Las preguntas que se le realizaban estaban dirigidas a que él pudiera explicitar la estructura de capacitación por la cual pasó y en las diferentes maneras en las cuales se formó como para llegar a convertirse en un experto. También, se buscaba que él relatara su aprendizaje formal e informal, que pasara de tácitas a explícitas ciertas características de su formación.

Las preguntas permitieron realizar una línea de tiempo de su desarrollo como profesional y repasar las áreas en las cuales había trabajado. También comenzaron a aparecer quiénes habían sido sus maestros en el trabajo, sus aciertos y desaciertos, el legado o aportes a cada actividad en la cual estuvo y demás aspectos de su vida laboral.

La desgrabación de la entrevista, que llevó aproximadamente tres días de trabajo, permitió observar la estructura de capacitación en la cual él se formó para su trabajo, pero también elementos de la formación de los expertos que no son parte explícita de esa misma estructura de capacitación. Aparecieron asimismo, aspectos puramente informales, como por ejemplo los aprendizajes en las charlas de café, las percepciones de él sobre sus maestros, la ideología de la institución, el contexto socioeconómico en el cual él aprendía, el proyecto de país en el cual estaba inserta la institución, entre otros aspectos de su formación.

En la entrevista también se le preguntó qué medidas recomendaría para formar a las personas que estaban trabajando en ese momento en lo que él había hecho; la respuesta a esta pregunta fue muy importante porque nos permite comparar las formas actuales de capacitación con las que habían sido desarrolladas en el pasado.

También, el entrevistado relató que en una etapa había sido jefe de inspectores y que durante ese tiempo había organizado una capacitación para los mismos. Relató la forma en la cual él había pensado esa capacitación y las necesidades de la institución para esa formación de inspectores. Lo importante de esto es la posibilidad de realizar un programa de trabajo con esa iniciativa. Expresó que todavía no la había escrito en ningún lado y que sería muy bueno para la institución escribirla porque había permitido que tres jóvenes sin experiencia se convirtieran en expertos inspectores en poco tiempo.

En síntesis, la entrevista ha permitido realizar una primera aproximación y visualización de una gran cantidad de conocimientos tácitos y de pensar la forma en la cual poderlos hacer explícitos en la actualidad. Las ideas y hechos concretadas en la entrevista pueden servir de base a posibles proyectos nuevos a implementar en la institución.

Hasta el momento se han realizado entrevistas a más del 50% del personal experimentado de la ARN y se espera poder finalizar este proceso a mediados de diciembre de 2006. Las desgrabaciones finalizarán a principios de 2007, pero a esa altura se piensa que ya habrá varios programas de trabajo en funcionamiento como resultado de las entrevistas a los expertos, que permitirán que se acelere el proceso de transferencia de conocimientos de estos a la nueva generación, junto a un plan integral de capacitación, que se alimentará de las recomendaciones que surgen de la evaluación de las entrevistas.

PROGRAMA DE TRABAJO: "CONSTRUCCIÓN DEL MAPA DEL CONOCIMIENTO EN LA ARN"

Realizar un mapa de conocimientos de una institución parece una tarea simple a primera vista, porque se puede pensar en tomar la estructura de la institución o los procedimientos y buscar qué conocimientos hay en cada lugar de la misma y así realizar un mapa que diga quién conoce y qué conoce en la institución. Lamentablemente, ese camino, aunque parezca el más fácil de seguir y el primero que se piensa es, sin embargo, el más complejo. Hacer un mapa de conocimientos de cualquier institución es una tarea gigante que lleva mucho tiempo, esfuerzo y dedicación. La sensación de no saber por dónde comenzar es lo primero que sucede al sólo pensar en hacer tremenda empresa. Muy pocas bibliografías advierten de esto, y es muy probable que sólo lo hayan pensado o recomendado sin haberlo llevado a la práctica.

Realizar un mapa de conocimiento implica tener un conocimiento cabal de toda la institución, de todos sus aspectos cognitivos, organizacionales y de recursos humanos. No es una tarea que se puede empezar sin haber realizado un trabajo previo y sin hacerlo con el consentimiento del personal que seré consultado. Se necesita de una preparación de las propias personas que encaran el tema como de todos los participantes en el proceso. Toda la organización debe estar enterada de lo que se está haciendo un mapa de conocimientos y de que se necesita de la colaboración de todos para finalizarlo, y de alguna manera sacar una fotografía de los conocimientos de la institución en un momento concreto. Así como el personal que trabaja varía en el correr del tiempo, los conocimientos que tienen las personas y la institución en los procesos también se modifican. No todos los sectores son conscientes de sus conocimientos y tampoco todos quieren serlo.

Para realizar un mapa de conocimiento no alcanza con observar la estructura organizacional donde aparecen los puestos jerárquicos, los temas de trabajo y las responsabilidades, como así tampoco los procedimientos de cada tema que se lleva. Además de observar eso, hay que consultarlo con los funcionarios que desarrollan tareas. Hay casos en donde ni los responsables saben que se está desarrollando un tema de investigación que puede ser relevante para la institución en un futuro, o hay casos en donde los responsables no saben que hay temas que deberían estar desarrollándose y no lo están. Para realizar un mapa de conocimiento no hay nada obvio, en el sentido de suponer que tal o cual conocimiento debería estar en un área específica.

En el caso del mapa de conocimientos de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina el proceso comenzó con la creencia de que todo lo que el personal de la institución debería saber para llevar

adelante las funciones estaría escrito en algún lado. Esto no es así en instituciones de la administración pública. Existen muchísimos conocimientos y procesos tácitos a ser relevados y revelados. "*Muchas organizaciones desconocen el conocimiento que realmente poseen*"(SIDEC: 2001, 62).

Se puede saber el qué debería saberse, y en el caso de la ARN porque la misión está encomendada por una ley nacional, pero no es lo mismo el qué se sabe actualmente en la institución. Parecería obvio que se dijera que "*nosotros sabemos lo que sabe nuestro personal porque para ello fue capacitado*"; pero no es obvio porque la formación de los funcionarios no es homogénea ni sumamente estructurada. Existen algunas medidas que explicitan qué se debería saber y qué competencias deberían tener los funcionarios de una institución, pero eso no quiere decir que así sea. Pueden saber más como pueden saber menos. Entonces, para realizar un mapa de conocimiento no hay que partir de ninguna premisa que no sea la de constatar con la realidad lo que hay; no hay que suponer nada y no hay que creer que todo estará escrito.

Otro de los aspectos que sucedieron en la ARN fue el hecho de que no debe trabajar sólo un sector en la construcción del mapa. Es necesaria la colaboración y el compromiso de la mayor cantidad de sectores de la institución. Primero, hay que conseguir la colaboración de los sectores más importantes o los que se consideran más importantes según el criterio seleccionado. Se puede empezar por elegir los sectores que tienen que ver con las funciones encomendadas por la sociedad en el caso de una entidad pública, como es el caso de la ARN, donde estos sectores están vinculados a las funciones esenciales que la ley designa a la institución, que son la de fiscalización de las instalaciones y la creación de normativa a aplicar por esas instalaciones. Pero también se puede comenzar eligiendo y buscando colaboración por el criterio de las necesidades del contexto. Más allá de esos dos criterios, lo más importante de la institución guía el comienzo de la realización del mapa de conocimientos.

Ante la pregunta de hacer un mapa de conocimientos que identifique conocimiento tácito, explícito o ambos, en la ARN se debió debatir qué tipo de conocimiento es más importante en la actualidad. Como existen áreas que se encargan de alguna manera de fijar conocimientos a través de procedimientos, se decidió buscar principalmente el conocimiento tácito que se estaba yendo de la institución con el personal que se retiraba. De todas maneras, se comenzaron a aplicar mecanismos para identificar el conocimiento explícito, principalmente de una persona que había sido el padre fundador de la ARN, el doctor Dan Beninson, ya fallecido. La herramienta tecnológica utilizada para organizar ese conocimiento explícito fue juntar los trabajos de Beninson en una página web abierta a la que cualquiera que conociera ese link pudiera acceder. Lo mismo se está haciendo con otros expertos ya retirados y con vida. Pero lo fundamental fue la decisión de que el mapa de conocimientos buscaría ese conocimiento tácito que todavía estaba en la institución y que era necesario explicitar para que la nueva generación de funcionarios los tomara como punto de partida.

Para ese mapa de conocimientos tácitos se comenzó con la herramienta de un diagrama de flujo, que ya estaba siendo utilizada por un sector de la institución para los procesos de garantía de calidad y que permite ir construyendo y sabiendo poco a poco dónde está el conocimiento en la ARN y quiénes lo poseen. La construcción del mapa sigue en proceso y es una tarea que se finalizará a mediados de 2007.

Los resultados esperados de este programa de trabajo son aquellos que permitirán saber a dónde hay que ir a buscar algunas informaciones, a quiénes hay que preguntarles sobre un tema específico cuando se necesite, mostrará las distintas comunidades de prácticas que funcionan, evitará la repetición de trabajos en distintas áreas y proporcionará un inventario claro de los conocimientos de la ARN en un momento determinado.

CONCLUSIONES

"Los altos directivos deben crear una visión del conocimiento y divulgarla en la organización". Nonaka y Takeuchi (1994)

La gestión del conocimiento en la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina es una actividad organizacional que lleva adelante la resolución momentánea del problema de la no transmisión de saberes de una generación a la otra. Como en la institución existe una estructura formal de capacitación del personal, principalmente a través de dos postgrados; uno de Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes y otro de Seguridad Nuclear, pero que no se encarga de los conocimientos de los expertos que se van retirando de la institución con relación a los nuevos trabajadores, es necesaria una actividad de gestión del conocimiento que haga de puente entre ambas generaciones.

Sin lugar a dudas que la puesta en marcha de esta actividad permite realizar un replanteo de toda la estructura de formación del personal así como también de la política de recursos humanos que la institución ha llevado a cabo, y es necesario que así sea, en el sentido de que es bueno para la institución armonizar todos sus procesos internos en vista de elevar al conocimiento a un lugar de preponderancia en las decisiones que se toman. Si el conocimiento no es considerado como la perla que más debe brillar y se debe cuidar, cualquier tipo de políticas que se lleven a cabo, ya sea desde el área de capacitación o desde cualquier otra vinculada con los recursos humanos, no son viables en el tiempo porque van directamente a chocar contra uno de las condiciones claves de las funciones de la institución, que es que para regular hay que conocer, o como dijo una de las expertas entrevistadas: "*para regular hay que conocer lo que se regula*".

El proyecto de gestión del conocimiento en la ARN busca exteriorizar los saberes de los expertos a través de lo que Nonaka y Takeuchi recomiendan: de tácito a explícito. El expresa en su primer libro sobre la creación de conocimientos: "*La exteriorización es un proceso a través del cual se enuncia el conocimiento en forma de conceptos explícitos. Es un proceso esencial de creación de conocimiento en el que el conocimiento tácito se vuelve explícito y adopta la forma de metáforas, analogías, conceptos, hipótesis o modelos*"(Nonaka: 1994: 72).

En el caso de las necesidades de la ARN ese proceso de exteriorización es necesario llevar a cabo a través de programas de trabajo concretos como es el de las historias de aprendizaje, grupos de prácticas en temas específicos, la construcción del mapa del conocimiento, entre otros. Si bien no se está interesado principalmente en la creación de saberes, sino, más en este momento, salvar los existentes, esta actividad organizacional permite una nueva modalidad de creación de conocimientos, no sólo en aspectos tecnológicos sino también en la creación de un entorno social nuevo y de la creación de una institución nueva. Como se dijo anteriormente, la decisión estratégica de poner en funcionamiento la actividad organizacional de gestión del conocimiento necesariamente rompe con la vieja concepción de la organización como departamentos estancos con poca vinculación y dependencia.

El conocimiento que debe ser gestionado en la Autoridad Regulatoria Nuclear es un conocimiento que ha sido creado en las personas expertas en otra institución. Este también es un desafío distinto a gestionarlo en una misma organización. El caso que aquí se trae es un caso único e irrepetible, porque está vinculado a un contexto mundial, como es el tema nuclear. Se debe gestionar el conocimiento que se creó para un plan nuclear que no se finalizó aún, y que sobra con relación a la situación actual de la actividad nuclear en el país. Sin embargo, no rescatar esos conocimientos situará a la institución fuera del círculo mundial en el cual se mueve actualmente y en el cual es muy reconocida. Que el doctor argentino Dan Beninson sea reconocido a nivel mundial como el padre de la radioprotección y que su equipo de trabajo también sea reconocido como un grupo de expertos que tienen la capacidad de enseñar en distintas partes del mundo, obliga a la institución a tratar de mantener ese estatus con todo el esfuerzo posible. En ese sentido, la ARN ha asumido la responsabilidad y el esfuerzo de poner en funcionamiento la actividad de gestión del conocimiento.

El trabajo recién ha comenzado, pero ya se pueden observar algunos pequeños resultados que permiten apreciar la verdadera dimensión del problema y de la actividad misma que se está encarando.

La actividad es temporal, en el sentido de que cuando se crea que se ha superado el problema se deberían ya haber puesto en marcha los mecanismos de creación de conocimientos que funcionaban antes del problema. Esta es una hipótesis mantenida hasta el momento. Las organizaciones públicas no pueden pensarse como empresas privadas y mucho menos sus empleados. Si se hace eso, se corre el riesgo de no ver la finalidad pública de su creación, que es ser parte del desarrollo de todos.

BIBLIOGRAFÍA

- ✓ "Construyendo la cultura del conocimiento en las personas y en las organizaciones" Cuaderno de trabajo 34, SIDEC, Gobierno Vasco, España, julio de 2001.
- ✓ "Gestión del conocimiento y capital intelectual" Cuaderno de trabajo 31, SIDEC, Gobierno Vasco, España, mayo de 2000.
- ✓ Falivene, G. y Silva, G. *"Desarrollo de competencias directivas en la administración pública nacional argentina: avances de una investigación basada en historias de aprendizaje*" Trabajo presentado Congreso Internacional del CLAD sobre la Reforma del Estado y de la Administración Pública, 2 al 5 de noviembre de 2004, Madrid, España.
- ✓ Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety" INSAG-16. International Nuclear Safety Advisory Group. IAEA, 2003.
- ✓ Nonaka, I. y Takeuchi H. *"La Organización creadora de Conocimiento: Cómo las compañías japonesas crean la dinámica de la innovación"* (México: Oxford Press, 1999).
- ✓ Osorio, Alfredo. *Planificación Estratégica*. (Buenos Aires: INAP, 2001).
- ✓ Peluffo A., Martha y Catalán Contreras, Edith. "Introducción a la gestión del conocimiento y su aplicación al sector público" Serie 22 CEPAL. Santiago de Chile, diciembre de 2002.
- ✓ Sanchez Albavera, Fernando. "Planificación estratégica y gestión pública por objetivos" Serie 32 Gestión Pública. CEPAL. Santiago de Chile, marzo de 2003.
- ✓ Sumario de la conferencia internacional "Managing Nuclear Knowledge: Strategies an Human Resource Development" IAEA, Viena, Austria, 2006.

RESUMEN

La Autoridad Regulatoria Nuclear ARN, es un Organismo Autárquico de la Administración Pública Nacional de la república Argentina. La puesta en marcha de la actividad organizacional de gestión del conocimiento en este Organismo responde a la necesidad de no perder los conocimientos de la institución en el marco del problema del retiro de un número importante de expertos y de la falta de transmisión de los conocimientos de esos a la nueva generación. La forma en que esta actividad se pone en marcha en la institución es a través de programas de trabajos específicos como el de las entrevistas en profundidad a los expertos que trabajaron y trabajan en la organización, técnicas de recolección de datos que permiten la reconstrucción de vidas de los expertos que moldearon la institución desde sus orígenes, y posibilitan la realización del mapa de conocimiento de la institución, e identificación de los saberes específicos, tácitos o explícitos que constituyen el bagaje de conocimientos de necesaria trasmisión integeneracional. Esta actividad organizacional implica supeditar la estructura tradicional y los procedimientos ya establecidos a resultados de transmisión de los conocimientos de una generación a otra para cumplir con la misión y visión institucional. El

conocimiento que debe ser gestionado en la Autoridad Regulatoria Nuclear es un conocimiento que ha sido creado en las personas expertas en otra institución En este desafío, se presentan las herramientas utilizadas y los resultados alcanzados hasta el momento en la gestión del conocimiento regulatorio en el marco del plan estratégico de la institución.

Imágenes y símbolos en la opinión pública argentina sobre la energía nuclear y el medio ambiente: "La necesidad de una nueva estrategia comunicacional"

Chahab, M.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006
XXIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear.
Buenos Aires, 20-23 noviembre 2006

Imágenes y símbolos en la opinión pública argentina sobre la energía nuclear y el medio ambiente: "La necesidad de una nueva estrategia comunicacional"

Licenciado Martín Chahab*
Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina
Argentina

Resumen

El presente trabajo expresa algunas ideas sobre ciertas características de la opinión pública en Argentina con respecto a la percepción que se tiene de la utilización de la energía nuclear y el cuidado del medio ambiente.
El trabajo tratará de explicar las razones que si bien Argentina tiene una larga tradición y un prestigio internacional considerable en la generación, investigación y controles de la energía nuclear, al mismo tiempo, la opinión pública argentina no se ha manifestado a favor del desarrollo de la misma, percibiendo que la utilización de esta energía traería problemas para el medio ambiente.
En el trabajo se tratará de explicar algunas de las razones de este estado de opinión, que se lo toma como un estado psicológico de las personas, y que tendría elementos, símbolos e imágenes negativas internalizadas en las personas, que funcionan como creencias fuertemente arraigadas para que los sujetos ponderen a la opción nuclear como la que menos se desea para el desarrollo del país. También se desarrollará la idea que estas imágenes y símbolos negativos hacia la el desarrollo de la energía nuclear podrían tener origen en informaciones de los medios masivos de comunicación, entre otras fuentes, que a través de la repetición y profundización de estos mensajes podrían estar persuadiendo a la opinión pública hacia estados psicológicos contrarios al desarrollo de la energía nuclear.
El presente trabajo tratará de explorar y describir este universo interno de la opinión pública argentina con el objetivo de plantear mecanismos, estrategias o planes de acción desde las instituciones vinculadas a la energía nuclear que intenten abrir el espacio interno de las personas hacia un acercamiento más positivo con la percepción del desarrollo de la energía nuclear en su vínculo con el medio ambiente. Sobre este objetivo, el presente trabajo planteará la idea que la apertura del marco perceptivo en las personas habría que generarla "no en oposición a las creencias existentes" sino tratando de ganar espacios mentales alternativos en los sujetos. En este espacio habría que crear y luego fortalecer nuevas imágenes y símbolos que favorezcan la opción nuclear en un vínculo positivo y armonioso con el medio ambiente.
Finalmente, el presente trabajo tomará algunos casos hipotéticos a modo de ejemplos en donde la opción nuclear pueda ser sociabilizada a través de una nueva estrategia comunicacional.

* Licenciado en Ciencia Política. Subgerencia de Relaciones Institucionales y No Proliferación, ARN.

1. Introducción

Argentina es un país nuclear desde hace décadas; ha liderado en América Latina el desarrollo de la energía nuclear y ha formado científicos en toda la región y el mundo en investigación y en protección radiológica. Científicos argentinos han desarrollado reactores de investigación que se exportan a diversos países y es el mayor productor y exportador de radioisótopos de la región. En este sentido, podemos afirmar que Argentina es un país nuclear y así ha sido reconocida en el mundo. Pero, al mismo tiempo así como hay científicos argentinos especializados en energía nuclear que son demandados por diversos países, una parte considerable de la población argentina parece desconocer la existencia del desarrollo nuclear del país y de las centrales nucleoeléctricas que abastecen un 11 % de la energía eléctrica del país, como así también los demás beneficios de la industria. Debemos pensar que este desconocimiento no es casual; existen razones de este fenómeno que deben ser tratados de explicar.

Hasta el momento, en Argentina no se ha realizado un relevamiento serio del verdadero estado de la opinión pública sobre la energía nuclear. Una de las razones puede ser quizás porque el gobierno argentino nunca lo ha considerado necesario. Sin embargo, sí hay otros actores que han realizado pequeños estudios de mercado reflejando este estado de opinión. Durante 2006 Greenpeace pidió la realización de un pequeño estudio estadístico de seiscientos casos sobre la energía nuclear, que mostró que el 60% de las personas encuestadas creen que las centrales nucleares son una fuente peligrosa de generación de energía, donde 8 de cada 10 encuestados cree que las centrales nucleares contaminan el ambiente, y donde el 66% de la población encuestada cree que los costos de las centrales son elevados[1].

Actualmente, en Argentina, ante la necesidad de terminar de construir la tercera central nuclear Atucha II, se pueden observar varios fenómenos políticos, sociológicos y psicológicos de la opinión pública que llaman la atención. Y si bien no se puede asegurar mucho hasta que no se realice un estudio profundo del verdadero estado de opinión, se pueden hipotetizar estados de opinión según algunas variables observables.

En ese sentido, este trabajo propone la hipótesis de un estado de opinión negativo sobre la energía nuclear en la sociedad argentina y que es mantenido por actores interesados en que así sea. Se propone aquí que el público tiene una sensación de miedo sobre las centrales nucleares muy difícil de erradicar en el corto plazo, debido a que han sido convencidos de que eso es así.

Pensando en el marco de esa hipótesis, la formación de la opinión negativa sobre la energía nuclear en la opinión pública argentina ha sido un proceso que lleva un poco más de dos décadas de gestación, y se puede situar su comienzo con la redemocratización de los procesos políticos a mediados de la década de 1980.

Antes del regreso de la democracia a la vida política, la opción nuclear, como parte del desarrollo del país, no había sido puesta en duda, principalmente porque Argentina tuvo casi dos décadas sin debate político, ni social, ni cultural durante las dictaduras militares. Sin embargo, antes y durante esas dictaduras militares, la energía nuclear en Argentina tenía un destacado lugar en la visión estratégica del país, tanto en la esfera política como en la científica.

En los años ochenta, la apertura del debate político y de los procesos de consenso para arribar a políticas públicas en forma democrática permitió que la opción nuclear fuera puesta seriamente

[1] Mori Argentina; "Estudios de Opinión Pública: Fuentes de energía". Estudio solicitado por Greenpeace Argentina, mayo de 2006. Ver en www.greenpeace.org.ar

en duda, por varios sectores internos de la sociedad argentina como también por actores internacionales. Este es el caso del cierre de la planta de enriquecimiento de uranio que el país estaba construyendo para intentar cerrar el ciclo nuclear, y de dejar el plan de construir las cuatro centrales nucleares restantes del plan de seis centrales nucleares.
El accidente de Chernobyl, ocurrido en 1986, permitió a los sectores antinucleares del país fundamentar sus razones en un hecho concreto con repercusión internacional.
Además, durante los años noventa, el nuevo contexto internacional unipolar que devino con la caída de la Unión Soviética y las dudas sobre su arsenal nuclear, la aparición del terrorismo internacional y su vinculación con la problemática soviética, y la problemática ambiental mundial de calentamiento global que los grupos antinucleares fomentaron como ligada a la industria nuclear, fueron tres variables que se conjugaron negativamente en el debate sobre si Argentina debía seguir siendo un país nuclear.
En el ámbito doméstico, yendo a algunos actores relevantes en el debate sobre la opción nuclear, podemos tomar tres actores de la sociedad argentina para analizar y para tratar de comprender la actitud general negativa de los habitantes del país con respecto a la energía nuclear que aquí se propone: los medios masivos de comunicación, el sistema educativo argentino y las organizaciones ambientalistas pueden estar relacionadas con sus acciones pasadas y presentes con la percepción negativa de la gente sobre el desarrollo de la energía nuclear argentino.
Los medios masivos de comunicación, principalmente los argentinos, pueden haber jugado un rol decisivo en la formación de la actitud negativa de la opinión pública hacia la energía nuclear. En general, en cada ocasión informativa, la metodología utilizada por los medios masivos de comunicación al informar sobre algún hecho que tiene que ver con la energía nuclear que más adelante veremos en el modelo de información, también implica la formación de ideas, sentimientos y creencias en los espectadores.

El sistema educativo argentino, luego de la reforma de los años '90, ha tomado como un hecho que las centrales nucleares traen graves peligros para el medio ambiente y para la población. Existen libros de textos de los alumnos del nivel secundario donde muestran a las centrales nucleares como sitios peligrosos para el individuo. Las editoriales que producen estos libros expresan abiertamente prejuicios y desconocimientos sobre la situación real de las centrales nucleares en Argentina. Por ejemplo, un libro de geografía expresa: "…las plantas nucleares, como la de Atucha, encierran la posibilidad de amenaza de origen tecnológico. Si bien existen planes que contemplan el control de los procesos industriales y los eventuales accidentes en el interior de las plantas, en general, la población circundante no tiene conocimiento del peligro con el que convive…"[2]; también otra editorial para el nivel secundario expresa en su edición para la materia geografía: "…Atucha II, demorada por problemas económicos y por la toma de conciencia del peligro que representa su funcionamiento en un área de alta densidad de población"[3]. Esta información es transmitida a los estudiantes debido también al consenso consciente e inconsciente de los docentes al respecto. La mayoría de los docentes en Argentina desconoce las características de la energía nuclear y sus controles, principalmente porque en los institutos terciarios no es un tema que se estudie.

Las organizaciones ambientalistas internacionales también pueden haber jugado un rol importante en la formación de una opinión pública negativa sobre la energía nuclear. A modo de

[2] *Geografía de la Argentina.* (Buenos Aires: Estrada Polimodal, 2001), pp. 85.
[3] *Geografía: La Argentina y el Mercosur".* (Buenos Aires: A-Z Editora Polimodal, 2000), pp. 298-299.

ejemplo podemos ver en la página web, y en avisos publicitarios de Greenpeace, mensajes directos hacia la población alertando sobre el peligro de las centrales nucleares relacionándolas no sólo con el accidente de Chernobyl sino con las bombas nucleares de Hiroshima y Nagasaki. La amalgama psicológica que han creado con la relación de esos acontecimientos ha funcionado muy bien y han podido convencer a millones de personas de los ideales ambientalistas. Las razones de la política llevada a cabo por las organizaciones ambientalistas internacionales en contra de la energía nuclear pueden ser varias, pero podemos arriesgar expresando que existen factores emocionales, como el miedo, en los miembros de las organizaciones, que determinan su percepción sobre la temática. También, y ésta es una línea de pensamiento contextualizada a los países subdesarrollados, algunos autores críticos al capitalismo neoliberal proponen que las actividades de las organizaciones ambientalistas internacionales están relacionadas y son parte de los obstáculos al desarrollo científico-técnico de los países subdesarrollados que las potencias desarrolladas fijan. Y también hay otros autores que sostienen que la fuerza de las organizaciones ambientalistas internacionales provino de la contribución de las empresas petroleras que competían y compiten con las empresas de generación de electricidad a través de centrales nucleares. Como ninguna de estas dos últimas afirmaciones pueden ser demostradas, ya que son ideas que muchas personas vinculadas a la industria nuclear sostienen y realmente no hay evidencias de que esto haya sido o sea así, sólo podemos expresar cuestiones relacionadas con el funcionamiento de la máquina de producir ideas y emociones de esas organizaciones ambientalistas internacionales.

La hipótesis de la formación y estado de una opinión negativa de la población argentina sobre la industria nuclear la centramos en algunas variables específicas como es el análisis del funcionamiento de los medios masivos de comunicación, el sistema educativo y las organizaciones ambientalistas internacionales sobre el estado psicológico de las personas.
Pero la descripción de esta primera hipótesis que se propone no nos alcanza para tener un análisis exhaustivo de la cuestión, se necesita de una segunda hipótesis que explique otros procesos que están en marcha y permitan pensar una posible salida del problema planteado para la industria nuclear, y ésta está vinculada a la razón siguiente: hasta el momento, en Argentina, se ha sostenido que los cuerpos científicos-técnicos podían enfrentar con explicaciones científicas a los grupos adversarios a la energía nuclear. Se ha sostenido que el problema de la oposición de la población, de algunos gobiernos y de las organizaciones ambientalistas era puramente un problema técnico y que debía ser resuelto en ese ámbito, con ese tipo de explicaciones. Ciertamente, esa forma de encarar el problema resultó en un contexto en el cual el Estado argentino apostaba políticamente al desarrollo nuclear y en donde las organizaciones ambientalistas internacionales no tenían el poder y la influencia que tienen hoy en día. El problema era fundamentalmente una cuestión de táctica, de resolución en el ámbito de las ciencias duras; las ciencias sociales y la política se pensaban que no tenían nada que ver. Se tenía la convicción que las explicaciones racionales en base a los conocimientos adquiridos alcanzaban para convencer a la población, que era un público comprometido con un proyecto de país definido y con un nivel educativo significativo. Sin embargo, en los últimos años, el contexto se ha modificando bastante, pero la forma de pensar de muchos no ha cambiado. A medida que el las organizaciones ambientalistas internacionales comenzaron a jugar cada vez más con herramientas políticas y mediáticas, o sea con una estrategia, los actores de la industria nuclear en argentina seguían respondiendo en el nivel de la táctica, con explicaciones científicas,

desamparados de los medios masivos de comunicación y del Estado mismo. El resultado fue: el público argentino fue convencido de que la industria nuclear es dañina.
En síntesis, la hipótesis que se desarrolla aquí es que para enfrentar este fenómeno de oposición de la opinión pública argentina a la energía nuclear no alcanza con una respuesta técnica como la que se venía dando, sino que hace falta una estrategia, que use a la política y que tenga como herramienta a la comunicación.
Si en el conflicto actual hay varios actores que comunican, como son los medios masivos de comunicación, el sistema educativo y las organizaciones ambientalistas internacionales, pero que podrían responden a otros actores directamente vinculados a frenar el desarrollo de la energía nuclear en países en desarrollo, como pueden ser las empresas petroleras y algunas potencias desarrolladas, la industria nuclear debería comunicar también, captando a dos de esos actores comunicativos, como son los medios masivos de comunicación y al sistema educativo, entre otros.
En ese sentido, el presente trabajo desarrolla la idea de que es necesaria una nueva estrategia para la industria nuclear, en donde la comunicación sea la herramienta para ubicar a esta industria en mejores estados de aceptación del público y de los gobiernos.
La descripción de las variables de ambas hipótesis se desarrollarán a continuación y al final se propondrá una estrategia concreta y tácticas diversas para implementar.

2. La educación y los medios masivos de comunicación

En la última encuesta a 18 países nucleares que el Organismo Internacional de Energía Atómica encargó a una empresa sobre el papel del organismo y la viabilidad de la creación de nuevas centrales nucleares[4], sólo el 14% de los encuestados en la sociedad argentina opina que es necesaria la construcción de nuevas instalaciones, y sólo el 24% cree que es necesario expandir el uso de la energía nuclear para ayudar a frenar los problemas ambientales. Esto quiere decir que la mayor parte de la población encuestada no tiene una opinión favorable sobre la energía nuclear o desconoce el tema, sino los resultados serían inversos.
Teniendo en cuenta que Argentina es uno de los países de Latinoamérica con mayor desarrollo de la industria nuclear y que es reconocido a nivel mundial como uno de los centros de capacitación de la región, resulta importante analizar las razones de la oposición de la sociedad argentina con respecto a la energía nuclear.
Una de estas razones podría estar vinculada a la conjugación entre los niveles de educación de la población y a la influencia de los medios masivos de comunicación en el público. La psicopedagogía afirma que, a menores niveles de instrucción formal, la capacidad de discernimiento del sujeto disminuye; las herramientas intelectuales de análisis de la realidad son menores en niveles bajos de instrucción escolar. Al respecto, la lógica del pensamiento que permite una racionalidad formal generalmente se logra en los niveles medios de la enseñanza a partir de los 14 años de edad de los individuos[5]. La matemática, física, lengua, idioma extranjero, sociología y la economía, y los contenidos de esas materias permiten generar el tipo de razonamiento lógico deductivo o lógico formal que separa los elementos, analizándolos específicamente y aplicándoles un rigor lógico, abstracto, desvinculado de lo individual y de lo emotivo. Si este tipo de razonamiento lógico formal se aplica al análisis de los elementos de la

[4] Global Public Opinión on Nuclear Sigues and the IAEA. Globe Scan Incorporated, October, 2005.
[5] **Piajet, Jean: *Psicología del Niño.* (Buenos Aires: ¿?) pp. 13.**

realidad, las explicaciones tendrán contenidos de leyes abstractas, despersonalizadas, no tan vinculadas a lo emocional. Como Jean Piaget, expresa: "Llega finalmente al nivel de las operaciones formales, alrededor de los 14 ó 15 años... Se trata aquí de una última etapa en cuyo transcurso el niño se vuelve capaz de razonar y de deducir, no solamente sobre objetos manipulables, como estos bastoncillos para ordenar, este conjunto de objetos para reunir, etc.; es capaz de una lógica y de un razonamiento deductivo sobre una hipótesis, sobre proposiciones…"[6]
Contrariamente, el análisis de la realidad sin estas herramientas intelectuales derivan en comprensiones y explicaciones menos lógicas, más cargadas de personalismos y emotividad. Hay en este tipo de análisis una carga social y colectiva fuerte. Así, podemos decir que a menores niveles de instrucción es menos marcada la formación basada en leyes lógicas. Las racionalidades de los niveles de educación varían en estos elementos lógicos que los individuos puedan tener. Así, a mayor capacidad de lograr abstracción a través de la lógica, las razones de las explicaciones serán menos individuales y con menos emotividad. Al contrario, cuanto más desarrollo del análisis lógico formal, menores serán las explicaciones emotivas y masivas.
Según el último censo nacional de 2001[7], Argentina tiene el 83,77% de su población sin nivel de instrucción formal secundaria. Sólo un poco más de 4 millones de personas han completado este nivel de educación, y la máxima alcanzada en educación universitaria completa no llega al 5% de la población. En este sentido, Argentina tiene más de 20 millones de personas que no han terminado el secundario y que evidentemente no tienen desarrollado en forma completa el pensamiento lógico formal. Este fenómeno social en América Latina muestra datos de menor cantidad de personas que los de Argentina, según los análisis de CEPAL[8]. En general, el nivel de instrucción en América Latino no sobrepasa la instrucción primaria básica.
De todas maneras, debemos también considerar que un nivel alto de instrucción no asegura una opinión favorable hacia la energía nuclear; sin embargo, una capacidad alta de procesar información, de analizarla, sí está en íntima relación con la instrucción escolar. A mayor nivel de instrucción mayor capacidad de procesar información. Y a mayor instrucción y mayor capacidad de procesar información, el OIEA ha expresado que es mayor el nivel de aceptabilidad no sólo de la organización sino también de la opción nuclear[9]. En esta dirección, la opinión pública Argentina, o de cualquier otro país, vería más positivo el desarrollo de la energía nuclear si tuviera no sólo más información sino una cantidad mayor de personas con un pensamiento lógico formal acabado. En este sentido, la comprensión y la aceptabilidad de la opción nuclear en la población tendrían que ver con los niveles de educación. Pero el hecho actual en Argentina es que menos del 4,6% de la población ha alcanzado un nivel de instrucción universitaria. En este sentido, el camino de la aceptabilidad a través de la educación es muy difícil. Que las personas se vuelvan conscientes y acepten que el desarrollo de la energía nuclear tiene grandes beneficios para los desafíos del cambio climático, las necesidades energéticas, la alimentación, la medicina, etcétera, es un camino a muy largo plazo, y en el fondo no sólo está íntimamente relacionado con la educación sino también con la pobreza.

---

[6] Piaget, Jean; Inhelder, Bärbel **. -** *Psicología del niño***. –** (Madrid: Morata , 1984) pp. 13.
[7] INDEC Censo 2001.
[8] CEPAL, Anuario estadístico de América Latina y el Caribe, 2004.
[9] Idem Globe Scan Incorporated.

El otro aspecto de la cuestión es que si sólo una muy pequeña parte de la población argentina acepta como parte de su vida a la energía nuclear, y esta población está dentro del pequeño segmento de la población con mayor instrucción, o en casos específicos algunas poblaciones que viven cerca de las centrales nucleares que han sido educadas al respecto, ¿qué procesos suceden en la interioridad del segmento mayoritario de la población?
Podemos observar que generalmente la población escolar mayoritariamente primaria recibe en la instrucción formal de las escuelas información equivocada y prejuiciosa sobre la energía nuclear. Muchos libros de textos sobresaltan los aspectos negativos y destructivos de la energía nuclear, a través de los ejemplos de Hiroshima y Nagasaki en lo que respecta a los usos militares de la energía nuclear, y de Chernobyl con respecto a los accidentes nucleares. En estos libros de texto también aparecen fotos remarcando que algunas ciudades están libres de la energía nuclear como es la ciudad de El Bolsón en la provincia de Río Negro. En las entradas de las ciudades y pueblos del interior del país los carteles anuncian que esas ciudades se mantienen aisladas del desarrollo de la energía nuclear, de los residuos y de las centrales**.** Pero en estas ciudades y pueblos se pasa por alto el hecho que en su aeropuerto, hospitales y laboratorios como universidades existen elementos derivados de la energía nuclear. Parte del desarrollo de esas ciudades y pueblos es posible gracias a los usos pacíficos de la energía nuclear. ¿Quién remarca esto? Nadie. ¿Quién comunica esto? Ningún laboratorio, hospital, escuela o universidad, nadie. Seguramente hay personas que pasan con sus autos por delante de estos anuncios ecológicos llevando dentro de su auto una radiografía que le tomaron en su misma ciudad hace apenas unas horas, sin tomar conciencia del origen de esas radiografías. Así como este simple ejemplo, existen muchos otros en Argentina y en el mundo que son claras contradicciones en las opiniones de las personas con respecto a la energía nuclear. El desconocimiento de algún asunto generalmente conlleva a la negación del mismo por muchos factores, pero uno muy destacable es que el desconocimiento genera miedo, y el miedo activa el instinto de supervivencia como se explicará a continuación.

3. La maquinaria emotiva

¿Por qué es posible este fenómeno?; ¿por qué es posible que las personas tengan sentimientos desencontrados con la energía nuclear? Más allá del análisis sobre la cuestión educativa, debemos analizar elementos emotivos en la formación de la opinión de las personas con relación a la maquinaria de algunas organizaciones ambientalistas internacionales junto a los medios masivos de comunicación.
Si nos hiciéramos pequeños y nos metiéramos en la cabeza de una persona y tratáramos de observar qué es lo que ve, escucha y siente cuando una información sobre la energía nuclear le llega desde la televisión o desde la radio, nos encontraríamos con un proceso parecido al siguiente: el sujeto observaría y escucharía una información negativa sobre el tema nuclear en forma pasiva; inmediatamente imágenes, sonidos y sensaciones se activarían en lo profundo de su psiquis. La información recibida de los medios tendría un objetivo claro: realizar contacto con informaciones previas sobre el mismo tema y en lo posible fortalecerlas. Así, esas imágenes y sonidos serían similares a otras recibidas anteriormente, principalmente desde las mismas fuentes de información, generando una especio de identidad entre las viejas y nuevas imágenes, sonidos y sensaciones. En general, es la misma organización ambientalista internacional la que es la fuente de información que los medios transmiten. Al momento de producirse este fenómeno cognitivo, en la psiquis de ese sujeto se activan inmediatamente imágenes del hongo nuclear de Hiroshima o Nagasaki, y también relatos escuchados sobre esos acontecimientos o de Chernobyl o Three Mile Island. También se conjugan ideas y principalmente sensaciones de miedo recibidas sobre el

peligro que corrió la humanidad durante la Guerra Fría con la amenaza nuclear tomadas de las informaciones que se vieron por televisión o se escucharon por la radio. También, las imágenes que se publicaron en los diarios y revistas aparecerían en esos momentos. Pero todo esto, nunca en forma consciente para la persona. El sujeto solo sería consciente de la sensación negativa y algunas ideas que se producirían como consecuencia de ese proceso. Finalmente, una fuerte sensación corpórea desagradable se generaría en la persona reafirmando nuevamente la creencia que la energía nuclear es destructiva para la humanidad.

La pregunta que nos podríamos realizar es la siguiente: ¿en qué momento de este rápido proceso actuaría la lógica deductiva y el sentido común frenando la influencia de estas imágenes, sonidos y sensaciones internas? En general, esto depende del grado de desarrollo de la lógica deductiva en el sujeto. Seguramente esta persona, que estaría sentada frente al televisor o escuchando la radio, se daría cuenta que en ese mismo momento nada de lo que se ve o escucha le genera una situación de peligro inmediato como para asustarse y sentir terror, porque se da cuenta que en su inmediatez nada de eso sucede; su sentido común o su lógica desarrollada le permiten no salir corriendo desde donde se encuentra a agarrar a los que quiere para protegerlos frente al peligro. Pero algo ha pasado en si interioridad, algo se ha movido que le genera miedo frente a una posible situación de peligro. Este miedo, tan viseral como otros tantos miedos, es casi imposible de controlar porque se vincula con la supervivencia de la especie. En este sentido, poco tienen para hacer la lógica o el sentido común para frenar informaciones que encuentran identificaciones dentro del sujeto. Si las creencias ya han sido formadas, casi todo contacto con informaciones similares permitirá que esas creencias se fortifiquen porque se activan en elementos emotivos ya generados anteriormente. La mayoría de las veces presentan imágenes que llevan al individuo al recuerdo de acontecimientos negativos anteriores sobre la energía nuclear. La imagen del hongo nuclear o las fotos de las personas quemadas por bombas nucleares o en accidentes son generalmente presentadas como caballitos de batalla indiscutidos frente a la opinión pública y a los políticos que deben tomar decisiones. Estas imágenes, tomados como símbolos nefastos de lo nuclear, generan en la última fase del proceso perceptivo sensaciones corporales básicas como miedo, terror y angustia. Quienes han sido cooptados por estas sensaciones es muy difícil separarlos de ellas, a no ser que tengan algún interés concreto como para defender la opción nuclear. Si la sola idea de la bomba nuclear causa feas sensaciones hasta en los científicos que trabajamos en la industria, que se puede esperar de las personas que desconocen casi todo sobre el tema: miedo. Este miedo, generalmente es aprovechado para generar más miedo y mayor desinformación sobre el tema.

Los medios de comunicación toman, en general, la postura del público y de las organizaciones ambientalistas internacionales sobre el tema nuclear, y esto se podría deber, además de una posible razón económica, a que los que dirigen estas empresas tendrían sentimientos negativamente sobre lo nuclear, no fueran imparciales.

La desinformación y la formación de opinión adversa al tema nuclear ha sido la estrategia implementada por las organizaciones ambientalistas internacionales junto a los medios masivos de comunicación, y esto se ha configurado en el inconsciente colectivo de la sociedad argentina como una constante. El miedo colectivo que se ha generado en la sociedad se les aparece a las en principalmente en los momentos en que son invadidos y contaminados con esta información. Este miedo colectivo se encuentra en potencia en la sociedad argentina y es fácilmente llevado a la superficie del pensamiento repasando las creencias a través de imágenes y frases claves.

Existen por supuesto otros factores que alimentan estas creencias, como es la propuesta de algunas organizaciones en vincular el desarrollo de la energía nuclear con el poder militar. En

esta dirección, toda noticia sobre la energía nuclear que de alguna manera pueda ser relacionada con los militares genera en los sujetos emociones negativas fuertes.

4. Modelo de información

Debemos observar el modelo de comunicación que se ha utilizado y utiliza en los medios masivos de comunicación para generar una percepción particular en el público. Uno de los modelos más utilizados se lo denomina "Modelo del Emisor o Modelo de Información". Este tuvo sus inicios en la Segunda Guerra Mundial y fue tomado en la década del '50 por los científicos sociales, y transformado en un modelo teórico de comunicación y en un modelo de manipulación[10]. El modelo nace en una estructura militar, en una estructura vertical, y se origina en la necesidad de dar órdenes; envía mensajes del superior al inferior, del dominante al dominado, del que sabe al ignorante, y en este sentido las órdenes no pueden ser puestas en duda. Al pasar al ámbito de los medios masivos de comunicación se profundiza teóricamente y se convierte en un modelo, que en realidad se convierte en un proceso que, a través de la creación e intercambio de signos, reproduce o modifica los valores de una sociedad.

Las herramientas utilizadas para llegar al público son como las bombas que se utilizan para llegar al enemigo. Los blancos pasan a ser el público al cual se debe atacar con mensajes directos, que no dejan lugar a dudas. Se ataca a un público que se lo considera inferior y generalmente ignorante. El que remite el mensaje cosifica al que recibe el mismo. Al sujeto se lo transforma en objeto que puede ser transformado a través de cañonazos de carácter informativo.

Este modelo ha sido el utilizado para manejar la información sobre cuestiones nucleares, como también para otros temas. Así como en el principio del desarrollo de la energía nuclear los medios masivos convencieron a la gente que lo nuclear permitiría más energía, mayor seguridad e independencia nacional porque la televisión y las radios eran estatales. Sin embargo, luego de los accidentes de Chernóbil y Three Mile Island, la información comenzó a correr en sentido contrario. La misma metodología es la que se usó: mensajes directos manipulando a la opinión pública. Luego de estos terribles accidentes, los medios de comunicación comenzaron a publicar artículos y noticias con relación a montones de pequeños accidentes en las centrales nucleares y en los riesgos que corría la población con esta situación. "Chernóbil nunca más" pasó a ser el lema de la oposición a la energía nuclear, principalmente desde Greenpeace. Ese lema iba asociado a imágenes muy fuertes de inseguridad para las personas que generaron y siguen generando mucho miedo y terror entre la gente. El símbolo de radiación que se utiliza para la protección radiológica ha sido utilizado como una imagen oscura que genera miedo colectivo en la población.

Al mismo tiempo, la industria del petróleo y sus derivados creció como nunca lo había hecho, lo mismo que los precios del crudo en el mundo y de las organizaciones ambientalistas internacionales, que dirigían sus energías contra la industria nuclear y no contra la industria petrolera y sus consecuencias ambientales.

Actualmente estamos entrando en una etapa en la cual podremos observar el mismo modelo de comunicación, y otra vez a favor de la energía nuclear. Como se sabe, la razón de la vuelta de lo positivo de lo nuclear está intrínsicamente relacionada con la creciente necesidad de energía barata y limpia y el futuro desabastecimiento de petróleo en el mundo.

[10] Calvelo Ríos, J. Manuel. "Los Modelos de Información y de Comunicación". Universidad Nacional de Tucumán, Argentina. Diciembre de 1998. Propuesta metodológica implementada en los Proyectos de Comunicación para el Desarrollo de la FAO.

Sin embargo de lo que podrá suceder, el modelo de información también debería actualizarse a los cambios en el mundo. El modelo del emisor fue creado para una época histórica altamente bélica y adecuado luego a otras disciplinas en una época en la que se transformó el mundo por la tercera revolución industrial. La revolución digital y las telecomunicaciones aprovecharon ese modelo de información para expandir el nuevo paradigma en su primera etapa de expansión. La televisión pasó a ser como el general de guerra que deba órdenes a sus soldados. Sin embargo, en la presente etapa de la tercera revolución industrial, en la plenitud de la etapa digital, donde todo se descentraliza a través de internet, el modelo de información del siglo XX comienza a perder poder y se necesita de un nuevo modelo de información, más vinculado a un modelo de comunicación, de educación y de democracia participativa. El conocimiento ha pasado a ser sinónimo de poder y los imperios del futuro serán imperios de conocimiento. En este contexto, la comunicación debe generar conocimientos y no órdenes a ser acatadas.

La industria nuclear necesita de una estrategia de comunicación que genere conocimientos, que imparta ideas en el público y no órdenes. La comunicación que debe tener la industria nuclear debe convencer al público de los beneficios de los usos pacíficos de la industria a través de los medios masivos de comunicación, pero también y fundamentalmente, debe educar de la mano del sistema educativo.

En ese sentido, la estrategia que se propondrá está relacionada con ese nuevo impulso que está tomando la opción nuclear en el mundo y en Argentina en particular y con ese nuevo modelo de comunicación. Recién ahora es posible poder plantear una estrategia frente al conflicto por el que pasa la industria nuclear y sus instituciones reguladoras. Hasta este momento, pocos países pensaban en construir nuevas centrales nucleares, pero ahora podemos observar en el mundo la posibilidad de construcción de nuevas instalaciones nucleares, pero en el marco de los usos pacíficos de la energía nuclear.

5. El conflicto y la estrategia

Todas las instituciones que tienen que ver con el ciclo completo de la energía nuclear en Argentina, viven actualmente en un conflicto permanente. Este conflicto se da con la sociedad argentina en general y con algunas organizaciones privadas y organismos estatales particulamente. Esta afirmación la podemos realizar pensado en las crisis sucesivas con la sociedad y con partes del Estado que se viven en el mundo de las instituciones vinculadas a la energía nuclear. Estas crisis intermitentes y/o crónicas no son más que situaciones concretas, en las cuales existe una escalada de tensión, dentro de un conflicto permanente. Comprender esto es fundamental para saber qué hacer frente a las crisis y cómo comunicarse con la sociedad y con los Estados nacional, provinciales y municipales.

Si se piensa solamente en las situaciones de crisis, se deja de lado el conflicto en el cual se desarrollan esas crisis, y así no se puede entender dónde se está uno ubicado, quiénes son todos los actores en juego y cuáles son los intereses y valores en pugna. Las crisis pueden ser diversas, pero el tipo de conflicto se mantiene durante un tiempo dado. Por supuesto que el conflicto va cambiando, pero es más lento que la crisis. Por eso hay que comprender el conflicto en el cual se desarrolla la crisis. Pensar y manejar el conflicto es hacer estrategia. Pensar qué hacer en la crisis en hacer táctica. Hasta que no se piense el conflicto, las crisis serán manejadas por otros que no son justamente los más interesados en los beneficios de la energía nuclear.

Si se piensa en cómo es el conflicto, se puede pensar también en crear un conflicto deseado, en una dirección del conflicto. No se puede pensar una crisis deseada porque no se quiere que haya crisis. Si bien al conflicto casi no se puede eliminar, sin embargo se puede dirigir el conflicto hacia donde se quiere.

En el caso Argentino, el conflicto comenzó a aparecer con el descubrimiento de la planta de enriquecimiento de uranio que se mantenía en secreto en 1983, y se comenzó a agudizar con el accidente de Chernobyl. A partir de allí, la industria nuclear en Argentina ha estado en conflicto permanente con la sociedad en general, con el sistema político, con algunas organizaciones no gubernamentales y con países extranjeros. En este conflicto, las crisis más importantes han tenido como perdedor casi siempre a la industria nuclear. Tenemos los ejemplos de la planta de enriquecimiento que no se terminó, las minas de uranio que se cerraron y se tuvo que importar el mineral, el desmantelamiento del proyecto Gastre para combustible gastado, la no finalización de Atucha II, entre otros. Todas esas crisis estaban sobre un conflicto permanente en el cual otros actores salían vencedores y convencían a la sociedad de los peligros de la energía nuclear. Es así como se llegó a que los libros de textos de las escuelas secundarias expresaran sus serias dudas y su negación por el desarrollo nuclear. Cada escalada de tensión durante los últimos veintitrés años dirigió el conflicto hacia el estado menos deseado por la industria nuclear: su desaparición. Se ha resistido mucho durante estas dos décadas, y en ese tiempo Argentina casi se queda sin la opción nuclear que ahora se quiere vigorizar. Pero el conflicto no ha terminado, y se generarán muchas más crisis que pueden ser decisivas para el futuro de la industria en Argentina.

La estrategia que se necesita para dirigir el conflicto hacia un estado deseado por la industria de la energía nuclear no se vincula sólo con sacar a la luz los beneficios médicos de lo nuclear como muchos creen. Este es un conflicto que no se dirige a un mejor estado sólo con respuestas técnicas, se necesita de una estrategia, un pensamiento político cargado de comunicación.

Como primera medida, hay que definir qué conflicto se quiere, cuál es el conflicto deseado. Hay que escribir y describir el conflicto, sus actores, los intereses de cada uno de ellos y cómo están relacionados unos con otros en términos sistémicos. Luego, hay que definir conceptualmente qué es una crisis para cada una de las instituciones que trabajan en la energía nuclear. Pero esto es sólo en punto de partida para entender la problemática en su conjunto; hay muchas otras herramientas que se deben usar para dirigir el conflicto hacia un estado deseado.

Lamentablemente, los espacios libres en la mente de las personas que ha dejado la industria nuclear en Argentina han sido llenados por ideas, sentimientos y valores contrarios a la energía nuclear por las organizaciones ambientalistas internacionales, los medios masivos de comunicación y el sistema educativo. El público fue captado fácilmente, y actualmente, lo tienen cautivo a través del miedo y la desinformación generada en el pasado. Sacarle de sus manos a estos actores al público argentino será una tarea gigante, una gran empresa que hay que emprender lo antes posible. Las crisis que se vienen están cada día más cargadas de presión hacia la industria nuclear y pueden elevar la tensión del conflicto hacia niveles que ya no podrían ser resueltos a nivel doméstico, sino ya a niveles internacionales. Hay que llevar adelante una estrategia, con la herramienta de la comunicación, y moldear el conflicto pronto, llevarlo hacia el logro de recuperar la buena opinión de las personas.

La comunicación en este caso no debería ser esa comunicación del modelo del emisor expresado anteriormente, que es el que actualmente usan las organizaciones ambientalistas internacionales a través de los medios masivos de comunicación para manipular la opinión de las personas, convenciéndolas, sin educarlas. Hace falta educación en varios niveles: a nivel político, a nivel escolar, a nivel de empresas privadas. Pero también hay que elevar el nivel educativo de la sociedad argentina. La nueva estrategia necesita de nuevas ideas para transmitir a la población;

ideas que superen a las que les llegan desde las organizaciones ambientalistas internacionales. No se debe chocar abiertamente contra estas organizaciones porque ellas están compuestas por personas que racionalmente nunca van a entender los beneficios de la energía nuclear porque les tienen miedo y han jurado no entenderlo. En cambio, hay que conquistar a la opinión pública argentina con ideas superadoras de las que manejan las organizaciones ambientalistas internacionales. Ese será el camino que permita una apertura en la conciencia de las personas y el conflicto llegue al estado deseado para la industria nuclear.

6. Referencias

- Bustos, Elida. "Actividades de información pública nuclear en Argentina" La Habana, Cuba, Mayo de 1995.
- CEPAL, *Anuario estadístico de América Latina y el Caribe*, 2004.
- Calvelo Ríos, J. Manuel. "Los Modelos de Información y de Comunicación". Universidad Nacional de Tucumán, Argentina. Diciembre de 1998.
- Choi Yearn-hong. "La función de los medios de difusión en la formación de la opinión pública" OIEA Boletín Vol. 46, N°1, junio de 2004.
- Instituto Nacional de Estadísticas y Censos de Argentina. *Censo Nacional 2001*.
- IAEA, "Chernóbil: La verdadera escala del accidente" Comunicado de prensa. Septiembre de 2005.
- Petinaud Martinez Jorge y Aguilar Martínez Omar. "El centro de información de la energía nuclear y la información pública en Cuba" La Habana, Cuba, Mayo de 1995.
- "Global Public Opinión on Nuclear Sigues and the IAEA Final Report from 18 Countries". Prepared for The International Atomic Energy Agency by GlobeScan Incorporated, October 2005.
- Mori Argentina; "Estudios de Opinión Pública: Fuentes de energía". Estudios solicitado por Greenpeace Argentina, mayo de 2006.
- *Geografía de la Argentina*. (Buenos Aires: Estrada Polimodal, 2001).
- *Geografía: La Argentina y el Mercosur*". (Buenos Aires: A-Z Editora Polimodal, 2000).
- Piaget, Jean; Inhelder, Bärbel. *Psicología del niño* (Madrid: Morata, 1984).

Páginas de Internet consultadas

- **www.fao.org**
- **www.indec.gov.ar**
- **www.iaea.org**
- **www.cepal.org**
- **www.arn.gov.ar**
- **www.cnea.gov.ar**
- **www.greenpeace.org.ar**

La gestión del conocimiento en la Autoridad Regulatoria Nuclear argentina: un caso de planificación por resultados en la Administración Pública

Chahab, M. y Cesario, P.A.

Presentado en: XI Congreso Internacional del CLAD sobre Reforma del Estado y Administración Pública. Guatemala, Guatemala, 7-10 noviembre 2006

LA GESTIÓN DEL CONOCIMIENTO EN LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR ARGENTINA: UN CASO DE PLANIFICACIÓN POR RESULTADOS EN LA ADMINISTRACIÓN PÚBLICA

Martín Chahab y Pablo Cesario

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La Autoridad Regulatoria Nuclear ARN, es un Organismo Autárquico de la Administración Pública Nacional de la república Argentina. La puesta en marcha de la actividad organizacional de gestión del conocimiento en este Organismo responde a la necesidad de no perder los conocimientos de la institución en el marco del problema del retiro de un número importante de expertos y de la falta de transmisión de los conocimientos de esos a la nueva generación. La forma en que esta actividad se pone en marcha en la institución es a través de programas de trabajos específicos como el de las entrevistas en profundidad a los expertos que trabajaron y trabajan en la organización, técnicas de recolección de datos que permiten la reconstrucción de vidas de los expertos que moldearon la institución desde sus orígenes, y posibilitan la realización del mapa de conocimiento de la institución, e identificación de los saberes específicos, tácitos o explícitos que constituyen el bagaje de conocimientos de necesaria trasmisión integeneracional. Esta actividad organizacional implica supeditar la estructura tradicional y los procedimientos ya establecidos a resultados de transmisión de los conocimientos de una generación a otra para cumplir con la misión y visión institucional. El conocimiento que debe ser gestionado en la Autoridad Regulatoria Nuclear es un conocimiento que ha sido creado en las personas expertas en otra institución En este desafío, se presentan las herramientas utilizadas y los resultados alcanzados hasta el momento en la gestión del conocimiento regulatorio en el marco del plan estratégico de la institución.

INTRODUCCIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear, es un Organismo Autárquico de la Administración Pública Nacional de Argentina. En rasgos generales, el proceso de su nacimiento y desarrollo tuvo las siguientes características:

En 1994, fue creado con la denominación de Ente Regulador Nuclear (ENREN), como un desprendimiento de la. Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). El personal experto, ya sea técnico o administrativo, provino de dicha Comisión llevando consigo todo el know how acumulado durante su experiencia vivida en la función reguladora anteriormente a cargo de la Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear de la CNEA. En la generación de esa capacidad tuvo notorio protagonismo el doctor Dan Beninson quien trabajó esmeradamente procurando que tal Gerencia funcionara con altos niveles de excelencia, transferidos de ese modo a la nueva institución.

En 1997, se creó la ARN con ese mismo personal y no se incorporaron nuevas personas a la institución. Por esos tiempos, el promedio de edad de los expertos rondaba los 50 años y conformaban una plantilla de aproximadamente 30 personas, sobre un total de aproximadamente 200 funcionarios.

La Administración Pública Nacional -y la ARN como parte de ella-, se ha caracterizado, a partir de la década del '90, por un proceso de envejecimiento. Este hecho fue provocado por el congelamiento de vacantes y las jubilaciones anticipadas, generadas por el contexto de achicamiento del estado vigente por entonces. Los requerimientos puntuales de los organismos, como es el caso de la Autoridad Regulatoria Nuclear, fueron haciendo rever de algún modo esa política de congelamiento, pero no, a través de la incorporación de personal de planta permanente, sino de contratos. La reposición de agentes, con el ingreso de personas jóvenes, no obstante, no fue acompañada por la transferencia intergeneracional de

conocimientos y experiencias, ya sea debido al defasaje provocado por dicho congelamiento, y/o por la inexistencia de un mecanismo ad hoc, como es un *sistema de gestión del conocimiento.*

Como consecuencia de lo anterior surge la necesidad de contar con sistemas que permitan captar, organizar, resguardar y distribuir la información y el saber de la organización así como también innovar, generando un nuevo saber de tipo colectivo. En este marco, la gestión del conocimiento es una herramienta apta para evitar que las experiencias y saberes desaparezcan junto con el alejamiento de sus poseedores y se produzca un retroceso en términos de cobertura de necesidades de regulación, fiscalización, control y capacitación.

En el seno de la Autoridad Regulatoria Nuclear, esta operación implica modificar la estructura, los procedimientos y las prácticas tradicionales establecidas a fin de lograr, por medio de entrevistas en profundidad, charlas técnicas, foros, etc., el resguardo y la transmisión de los conocimientos de una generación a otra.

La gestión del conocimiento, es una decisión estratégica de la institución para que la transferencia de conocimientos pueda ser llevada a cabo. De ahí que, en febrero de 2006, la ARN solicitó la asistencia técnica al Instituto Nacional de la Administración Pública Argentina (INAP) para encarar un proceso de implementación de la gestión del conocimiento. Ello se decidió luego de que la Subsecretaría de la Función Pública de la Jefatura de Gabinetes de Ministros de la Nación, a través de la Dirección de Planeamiento Estratégico y Reingeniería Organizacional (DIPRO) conjuntamente con la Alta Dirección de la ARN, en el marco del Planeamiento Estratégico Situacional contribuyera a la formulación de un diagnóstico en el cual se visualizaba como problema focal de la institución, la pérdida gradual de la capacidad regulatoria debido a varias causas. Una de ellas, tal vez la más notoria, era la paulatina pérdida de los conocimientos técnico-científicos.

Con esa asistencia técnica, la institución comenzó un proceso de diagnóstico de la situación y la puesta en marcha de diversas herramientas para revertir dicha problemática. Actualmente, los funcionarios de todos los niveles jerárquicos de la ARN están tomando conciencia de la importancia del proyecto de gestión del conocimiento como una forma concreta y ordenada de hacerle frente a la pérdida de la capacidad regulatoria. Ese proceso de aceptación interna por parte del personal experto y ejecutivo del proyecto de gestión del conocimiento es lento, pero avanza con pie firme cada vez que se muestran las herramientas que se están utilizando, y muchos de esos expertos comienzan a sentir y a pensar que la institución ha comenzado una etapa de reflexión importante sobre la problemática.

El presente trabajo expresa y describe algunas de esas herramientas que se están poniendo en funcionamiento para encarar la problemática y redefinir algunos aspectos de la Autoridad Regulatoria Nuclear en vista de los nuevos desafíos presentes.

LA GESTIÓN DEL CONOCIMIENTO Y SU METODOLOGÍA

En estos tiempos de sobreabundancia de información, identificar la que realmente es útil, y la que hace falta incorporar a la empresa, se ha convertido en una tarea ardua. Pero como ya no quedan dudas de que el conocimiento es el arma competitiva por excelencia, las organizaciones tratan de descubrir qué es lo que realmente saben, y cuál es la mejor manera de optimizar ese capital intangible. El proceso de "knowledge management", o gestión del conocimiento, es ideal para maximizar su potencial, y tiene por objetivo difundirlo a todos los rincones de la empresa.

Entonces, gran parte del desafío consiste en que los miembros de una organización interactúen de manera eficiente, convencidos de la necesidad -y las ventajas- de compartir lo que saben. Todo lo contrario a una cultura empresaria que imagina al conocimiento como sinónimo de poder, y cuyos integrantes tienden a atesorarlo. Manejar adecuadamente el conocimiento implica, por lo tanto, el tránsito del know-how individual al aprendizaje compartido.

La gestión del conocimiento no es nada nuevo. El hombre, en diversos ámbitos, siempre ha buscado traspasar el conocimiento valioso. En el pasado, el activo principal de las economías eran los recursos naturales; sin embargo, hoy, la economía se basa en el conocimiento.

La gestión del conocimiento es el proceso de captura del conocimiento colectivo de una compañía, ya sea que resida en papel, bases de dato, o en las cabezas de las personas. Este proceso se considera como la búsqueda de ideas, el dejarlas en un formato adecuado, la promoción de estas ideas y su implementación.

A la gestión del conocimiento se la considera como la disciplina que busca enfocar el uso de las tecnologías de información en las personas, con el fin de que éstas y sus organizaciones aprendan a utilizar los recursos y fuentes de información para el logro de objetivos estratégicos.

Asimismo la gestión de conocimiento ayuda a obtener mayor comprensión y entendimiento del entorno y de los procesos desde la propia experiencia en las personas y organizaciones. En situaciones concretas, la gestión de conocimiento incluye el proceso sistemático de encontrar, recopilar, seleccionar, organizar, extraer, conservar y presentar la información.

Las actividades específicas de la Gestión de Conocimiento ayudan a enfocar la organización en sus esfuerzos para obtener, almacenar y utilizar el conocimiento para objetivos específicos tales como la resolución de problemas, el aprendizaje dinámico, la planificación estratégica y la toma de decisiones. También sirve para consolidar y proteger los activos intelectuales de la organización, aumenta las competencias corporativas por medio del desarrollo de la inteligencia organizacional y contribuye a conformar empresas dinámicas y flexibles.

La ARN, a su vez, tomó entre otros puntos de partida los siguientes conceptos teóricos de gestión del conocimiento:

a. El concepto desarrollado por Robert Logan (SIDEC: 2000, 23), el cual se refiere a que *"…La gestión del conocimiento es la actividad organizacional de crear un entorno social y unas infraestructuras técnicas, de tal forma que el conocimiento sea accesible, compartido y creado*". Necesariamente la gestión del conocimiento es una actividad organizacional, o una actividad interna a la institución que debe llevar a cabo este proceso; y así como es necesario tener herramientas tecnológicas y más importante aún la reconstrucción de un ambiente social dentro de la institución dispuesto a enfrentar la problemática.
b. El concepto que el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) ha desarrollado: "*La gestión del conocimiento es una aproximación sistemática e integral para identificar, manejar y compartir los conocimientos organizacionales y relacionar a las personas para crear conocimiento colectivo con respecto a los objetivos de la organización*" (IAEA, 2005).

Ambos conceptos de gestión del conocimiento fueron necesarios para pensar la gestión que se necesitaba en la ARN. Bajando esos conceptos a la práctica, se entiende por gestionar el conocimiento, y en este caso el conocimiento regulatorio nuclear, como una actividad concreta dentro de la institución que se encarga de ayudar a la transmisión de saberes de una generación a la otra, que es esencial para el futuro de la actividad específica y de la institución misma.

Se habla de un proceso momentáneo, porque el proceso natural de transmisión del conocimiento que se había llevado a cabo en Argentina desde la modernización del Estado a fines del siglo XIX hasta fines del siglo XX no presentaba serios problemas; es más, Argentina había definido una estructura de saberes y un sistema de transmisión de esos saberes admirado e imitado por muchos países del mundo. La industria nuclear creció en el marco de esa productiva estructura de saberes. Sin embargo, esa política educativa que llenaba toda la administración pública se ha modificado hacia fines de la década pasada. Los circuitos y canales históricos de transmisión del conocimiento científico-técnico se han debilitado, y esto está muy vinculado con la crisis del Estado y con el avance de la economía neoliberal en la sociedad argentina. En este caso, se ha tomado el problema como un fenómeno temporal, hasta tanto la gestión del conocimiento que se está llevando a cabo pueda reconectar a las personas entre sí y a las personas con los saberes colectivos e institucionales, en el marco de una nueva planificación educativa nacional.

Se habla también de gestión del conocimiento como un proceso esencial y obligado a la actividad regulatoria y a la institución misma en la actualidad, porque si se da el lujo de permitir la pérdida de una cultura organizacional de alto contenido científico-técnico, que en este caso se vincula no sólo con esos conocimientos, sino también con la seguridad radiológica y nuclear del público, se pierde la misión encomendada por la sociedad e impuesta por la Ley 24.804, de

Actividad Nuclear. En este caso en particular, esa ley para ser cumplida, exige que el plantel de la ARN posea los adecuados conocimientos para llevar a cabo sus labores.

Se habla finalmente de un proceso consciente de transmisión de saberes entre una generación y la otra, porque lo tácito se hace explícito en la medida en que se necesite que así sea. Históricamente y en Argentina, gracias a la planificación estatal en la modernización de fines del siglo XIX, era claro que una generación le debía enseñar a la otra sus saberes. Pero, como se dijo antes, por varias razones, eso dejó de ser tan claro a fines del siglo pasado y pasó al ámbito de lo dudoso, de la mano de la crisis general del Estado y de la educación en particular. Actualmente la necesidad de asegurar que las nuevas generaciones tengan el mismo nivel de conocimientos, o más que las anteriores, han hecho elegir la herramienta de la gestión de los saberes, empujando cada uno de los subprocesos que se llevan a cabo en la transmisión de los mismos, hasta que los procesos de transmisión del conocimiento regresen a sus canales antes planificados.

La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina ha tomado la herramienta de gestionar el conocimiento regulatorio de los expertos de la institución para asegurarse de que lleguen a la nueva generación como parte de una planificación estratégica en el marco de la gestión por resultados que la Subsecretaría de la Función Pública ha puesto en funcionamiento desde hace unos años en algunas instituciones del Estado argentino. Así como en la ARN se realizan planes de inspecciones en instalaciones nucleares, también se ha tenido que planificar una estrategia de gestión del conocimiento, que se explicará más adelante junto a sus primeros resultados, sus aciertos y desaciertos.

PROYECTO GESTIÓN DEL CONOCIMIENTO REGULATORIO

De acuerdo con lo que se ha evaluado en la Autoridad Regulatoria Nuclear, una cantidad considerable de su personal experto pasará a retiro en los próximos cinco años. Estos profesionales son considerados como parte muy valiosa de la base humana del conocimiento de la institución. Asimismo se ha observado, como ya se señalara, que la transmisión de saberes a las siguientes generaciones dentro de la misma no se ha efectuado de manera fluida desde hace ya varios años. Estos dos fenómenos constituyen el problema en general que imponen pensar en gestionar el conocimiento en la institución.

Esta situación que está afrontando la ARN posee numerosas consecuencias que se pueden sintetizar en:

a. Pérdida de los conocimientos institucionales (cultura de la organización);
b. Disminución de los conocimientos individuales del personal;
c. Repetición de trabajos e investigaciones;
d. Aumento del presupuesto en capacitación.

Se debe tener en cuenta que éste no es un problema exclusivo de la ARN, ni tampoco sólo del estado argentino, sino que constituye una preocupación mundial, más agudamente manifestada en los países que cuentan con un desarrollo de actividades nucleares y regulatorias.

En el caso de la Autoridad Regulatoria Nuclear, como en toda institución con una actividad de alto desarrollo científico-técnico, sus profesionales expertos tienen una gran cantidad de conocimiento ya sea de tipo explícito como tácito. Este último, obviamente, no ha sido escrito y es funcional y esencial a las actividades de la institución. Tanto el conocimiento tácito como el explícito, debería ser gestionado teniendo en cuenta la problemática de transmisión intergeneracional que está sucediendo. Es por ello que la creación de una estrategia de gestión del conocimiento en esta institución constituye un aspecto relevante en la planificación de su futuro institucional y en el de la misión que tiene a su cargo: la regulación de la actividad nuclear en Argentina.

Queda claro que la gestión del conocimiento es un conjunto de procesos que promueven una aproximación integrada y orientada a identificar, capturar, reutilizar, compartir y evaluar el capital de información, los conocimientos y las experiencias del personal de la institución. Es

decir, un proceso consciente de transmisión de saberes de una generación a otra, esencial e imprescindible para el futuro de la actividad específica y de la institución misma.

Para llevar esto a cabo se requiere promover un cambio cultural en la institución, debido a que la tendencia entre los miembros de una organización es no compartir voluntariamente sus conocimientos. Es necesario planificar la transmisión de los mismos para revertir esta tendencia y cumplir con las obligaciones institucionales. En este sentido, la estrategia de gestión del conocimiento regulatorio se vincula con las funciones básicas de la institución en el marco de este problema específico.

Si hay una decisión estratégica de una institución, que desestructura la vieja concepción de la administración pública basada en el principio de funciones departamentales aisladas, es un plan operativo de gestión del conocimiento. Este plan operativo se ha plasmado en un proyecto pensado a cinco años de desarrollo como mínimo, que desestructura esa histórica concepción antes mencionada. En términos generales, el proyecto de gestión del conocimiento en la ARN tiene las características que se desarrollan a continuación.

- **Primero**: El proyecto tiene la necesidad de ser transversal a toda la institución; esto se debe a que la problemática de pérdida de los saberes se ha expandido y ha abarcado casi todas las áreas y disciplinas que se desarrollan en la ARN, ya sea desde los inspectores que fiscalizan instalaciones de todas las clases, como también los funcionarios que deben realizar la normativa a aplicar en los usuarios de los servicios brindados, y también en los procesos administrativos de la institución. O sea, las áreas científico-técnicas y las áreas administrativas que componen a los funcionarios profesionales, técnicos y administrativos respectivamente han mostrado esa pérdida gradual de conocimientos que hacen necesaria la transversabilidad del proyecto. Por supuesto que el proyecto está pensando principal y primeramente en los componentes científicos-técnicos de la institución, porque es la espina dorsal de la ARN y sin ellos no tienen sentido los procedimientos administrativos. Es más, la mayor problemática de pérdida de conocimientos se ha dado en los aspectos científicos-técnicos más que en los administrativos, que muestran una mejor resistencia a esta problemática y se las han arreglado de otra forma para poder transmitir esos saberes. En el caso del personal experimentado en lo científico-técnico, que son expertos que sólo una institución reguladora de lo nuclear puede formar y que no pueden ser formados en otras instituciones del Estado ni de la sociedad civil, la problemática ha sido más profunda que en el caso de los administrativos.

- **Segundo**: El proyecto de gestión del conocimiento es necesariamente una actividad de carácter participativa, en el sentido de que no es posible realizar una planificación de transferencia de conocimientos de una generación a la otra si los expertos deciden no hacerlo. Estos realmente pueden no estar de acuerdo con realizar la transferencia, de enseñarles a los jóvenes, y eso depende de muchas razones. Algunas de ellas pueden ser que la institución no ha considerado hasta el momento al conocimiento como un factor importante, o que estos expertos hayan sido tratados mal o no reconocidos en su carrera profesional, entre otras razones. En ese sentido, sin la participación de ellos en este proceso es imposible poder realizar la transferencia. Por eso, es muy importante plantearles a los experimentados la necesidad de su participación en el proyecto y buscar de alguna manera la forma de reconocer su trabajo y trayectoria en la historia de la institución.

Por otro lado, la participación de todas las áreas de la institución y principalmente de los jefes, se muestra indispensable para poner en funcionamiento las herramientas del proceso de transferencia de conocimientos. Entonces, sin los expertos y sin las personas que toman las decisiones en cada área de la institución es imposible realizar una gestión del conocimiento en forma completa.

- **Tercero**: Como varios de los expertos de la ARN ya se han retirado de sus actividades laborales, la incorporación de éstos al proyecto ha sido hasta el momento voluntaria. La importancia de esto es tan relevante que nos muestra la buena predisposición y compromiso del personal con *expertise* no sólo con hacer explícitos sus conocimientos, sino también con la ARN. De todas maneras, existen mecanismos de incentivo hacia los expertos retirados que sirven de alguna forma como compensación a sus esfuerzos, como por ejemplo tratarlos como personas importantes para la institución, que de hecho lo son, favorecerles el transporte para que puedan acercarse a la institución para la participación

en el proyecto, reconocer sus trabajos escritos y publicarlos como parte del historial de conocimientos de la institución, entre otros. En el caso de los avezados que todavía están desarrollando tareas en la institución, el voluntarismo está relacionado con la importancia que le dan a dejar sus conocimientos en la institución y para la nueva generación y en que sean reconocidos por todos como parte de la historia de la ARN.

Es muy probable que sin el voluntarismo y la buena predisposición de los expertos, el proyecto carezca de la movilidad que tiene, en el sentido de tener que buscar compensaciones económicas para éstos, en el marco de un presupuesto limitado.

- **Cuarto**: El proyecto de gestión del conocimiento regulatorio tiene la característica de ser no jerárquico. Esta característica se vincula con la necesidad de romper poco a poco con una estructura organizacional separada en compartimentos estancos, de una lógica tayloriana rígida que ya no se corresponde a las nuevas necesidades de la organización. Para este tipo de actividades, la forma matricial de organización no sólo permitiría rescatar los conocimientos que se han estado perdiendo, sino también crear conocimientos de otra manera.

- **Quinto:** El proyecto tiene una flexibilidad importante, en el sentido de que se han venido redefiniendo tareas en forma constante. Como no hay un procedimiento establecido que haya sido incrustado en la institución y como, además es muy difícil lograr eso, modificar las acciones que se llevarán a cabo en base a la experiencia adquirida es fundamental para la vitalidad del proyecto.

El proyecto concebido tiene por objetivos:

1. Rescatar la información y los conocimientos relevantes del personal retirado y del que está próximo a retirarse;
2. Realizar un mapa de conocimiento de la institución;
3. Transmitir conocimientos hacia el personal joven en actividad y al entrante;
4. Mejorar los canales de comunicación y grado de colaboración entre el personal;
5. Proteger y valorizar el capital intelectual;
6. Evitar la repetición de trabajos;
7. Preservar la memoria institucional;
8. Mantener niveles altos de conocimiento en el personal;
9. Crear diversos espacios de transmisión de conocimientos.
10. Reconocer la trayectoria del personal saliente.
11. Tener un espacio en la intranet de la ARN.

Cada uno de estos objetivos está en relación con las características antes descriptas del proyecto, pero también entre los objetivos mismos y son interdependientes. Por ejemplo, el rescate de la información y de los saberes de los expertos retirados se relaciona estrechamente con la preservación de la memoria institucional; *"...el conocimiento, especialmente el conocimiento tácito, se encuentra en los individuos y en los procedimientos que establecen las organizaciones..."*(SIDEC: 2001: 10).

Pero sólo son efímeros procedimientos establecidos si no hay expertos que puedan explicar el por qué de cada uno de esas formas de trabajo. En este sentido, la preservación de la memoria institucional de la ARN está relacionada con la predisposición de ésos en hacer un esfuerzo para explicar las razones del establecimiento de las formas de trabajo determinadas en los procedimientos.

En el caso de la regulación de la actividad nuclear, los procedimientos necesarios para fiscalizar y evaluar una central nuclear fueron realizados por personal altamente calificado para ello, con un grado de *expertise* importante. Sería imposible para un idóneo en el tema poder comprender dicho procedimiento sin el asesoramiento de un experto.

El aumento del grado de colaboración entre el personal de la ARN es un proceso que la gestión del conocimiento viene fomentando no sólo para lograr los objetivos del proyecto sino como una forma de cambio dentro de la institución para crear nuevo conocimiento.

Todos los objetivos del proyecto se podrían relacionar uno con otros, lo cual mostraría la interdependencia de los mismos.

Para lograr tales objetivos se realizan entrevistas personales a los expertos jubilados como prontos a jubilarse. También se recopila la información escrita de los expertos y se creará un espacio en intranet, donde los funcionarios de esta institución puedan acceder fácilmente, logrando así que esta herramienta informática se convierta en un referente importante, junto a la biblioteca, para la búsqueda de información.

Las entrevistas en profundidad permitirán relevar ese conocimiento significativo para el cumplimiento de los objetivos de la ARN.

Sobre la base de los objetivos precitados, se han planteado una serie de acciones que permitan alcanzarlos en el tiempo pensado. Las acciones están comprendidas en programas específicos de trabajo. Esta modalidad posibilitará avanzar en forma ordenada y con objetivos más concretos que permitan alcanzar los objetivos generales.

Uno de esos programas es el de "***Historias del aprendizaje de los expertos de la Autoridad Regulatoria Nuclear***", que es el que se expone en el presente trabajo como ejemplo del proyecto en general.

PROGRAMA DE TRABAJO "HISTORIAS DEL APRENDIZAJE DE LOS EXPERTOS DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR*"*

El programa tiene como idea general rescatar los conocimientos tácitos de los expertos y observar los trayectos de formación realizados por estos en sus vidas para arribar a un conocimiento acabado de sus tareas. La técnica de las entrevistas permite *"...la codificación del conocimiento tácito, y esta técnica, basada en la narrativa, se la define como historia del aprendizaje*". Se entiende como historia del aprendizaje a la herramienta para promover y facilitar la reflexión en iniciativas de aprendizaje en acción

Las entrevistas en profundidad permiten capturar y preservar ese conocimiento tácito y ulteriormente diseminarlo entre los que necesitan esa información. También permiten realizar recomendaciones al Directorio con respecto a la formación del personal de la institución.

La metodología principal utilizada es la de la entrevista personal; un diálogo directo con el entrevistado, en el cual se recogen las experiencias de aprendizaje y se van haciendo conscientes procesos estructurales que permiten la formación. Se trabajará con personas expertas que participaron en la creación de la Autoridad Regulatoria Nuclear y en su posterior puesta en marcha.

Se espera entrevistar a la mayor cantidad de expertos que hayan participado en la institucionalización de la ARN, estén jubilados ó pronto a ello, para poder comprender la estructura de formación de los mismos y obtener elementos comunes s todos ellos en cuanto a la formación, como por ejemplo las competencias básicas necesarias para llegar a la expertise.

Además, se espera acceder a conocimientos tácitos de las personas en el momento de las entrevistas y que sean registrados, evaluados, organizados y distribuidos, para poder, así, realizar una conclusión y un informe con los resultados de las mismas, y poder recomendar políticas sobre la formación y capacitación del personal actual y futuro.

El principal resultado esperado es que para el 2010 el problema actual de pérdida de conocimiento por el envejecimiento del personal experto se logre superar, logrando la transmisión de la mayor parte de los conocimientos a la nueva generación de funcionarios que trabajan y trabajarán en la actividad regulatoria de la institución.

Este programa de trabajo surgió como parte de la asistencia técnica del INAP, principalmente de la arquitecta Graciela Falivene, que recomendó, por su experiencia con esta metodología en otros ámbitos de la administración pública argentina, poner en funcionamiento esa forma de trabajo.

La idea general del programa -como se desprende de lo precedentemente expuesto-, es rescatar los conocimientos tácitos del personal altamente experimentado y observar los trayectos de formación realizados por éstos en sus vidas, que les permitió arribar a un conocimiento acabado de sus tareas. El método a través del cual se explicita esas estructuras de aprendizaje son las entrevistas particulares entre un experto y uno o varios entrevistadores. La técnica de las entrevistas permite *"...la codificación del conocimiento tácito, y esta técnica, basada en la narrativa, se la define como historia del aprendizaje*"(SIDEC: 2001, 58). Falivene expresa al respecto: "*Las narraciones nos han proporcionado una rica y compleja comprensión de los procesos de aprendizaje de los entrevistados, desde sus propias estructuras interpretativas de sentido: lo que resulta necesario para que algo 'tenga sentido' es una buena narración..."(*Falivene y Silva, 2004: 3). En el caso de este programa de trabajo sobre la historia del aprendizaje de los expertos de la ARN, también hemos encontrado sentidos destacables en la estructura del aprendizaje que no se corresponden con la institución ARN sino más bien con la estructura de capacitación de la Comisión Nacional de Energía Atómica de la cual estos expertos provinieron.

Los objetivos de este programa de trabajo son algunos de los siguientes:

a. Relevar la historia del aprendizaje de los expertos que hicieron posible a la institución o que tuvieron un gran aporte para la misma.
b. Explicitar las estructuras de los procesos de aprendizaje.
c. Explicitar por escrito y en forma electrónica las historias y los conocimientos relevados.
d. Distribuirlos lo relevado, entre las demás personas de la institución.
e. Recomendar acciones al Directorio con las evaluaciones y conclusiones.

Teniendo en cuenta que en la ARN hay en la actualidad aproximadamente veinte expertos que pueden ser considerados relevantes para el presente y futuro de la institución por sus saberes y por su historia, estos objetivos los abarca a todos ellos. Para cumplir con estos objetivos, los cuales se esperan finalizar a mediados del 2007, se han empezado a llevar a cabo distintas acciones como las siguientes:

- Entrevistas a los expertos ya jubilados y pronto a jubilarse (20 aproximadamente);
- Desgrabación de las entrevistas utilizando un criterio adecuado a los objetivos del programa
- Evaluación del material desgrabado que permiten obtener nuevos programas de trabajo.

Los resultados esperados para este programa específico de trabajo son varios. Entre ellos:

- Se espera entrevistar a todos los expertos que hayan participado en la institucionalización de la ARN, estén jubilados y pronto a ello.
- Se espera poder comprender la estructura de formación de los mismos y obtener elementos comunes de los distintos expertos en cuanto a la formación, como por ejemplo las competencias básicas necesarias para llegar al *expertise*.
- Se espera acceder a conocimientos tácitos de las personas en el momento de las entrevistas y que sean registrados, evaluados, organizados y distribuidos.

Para ejemplificar mejor este programa de trabajo y algunos de sus primeros resultados, se describe a continuación todo el proceso y análisis de una de las entrevistas realizadas con un experto de la institución, que ya se ha retirado de la ARN y que colabora voluntariamente con el proyecto de gestión del conocimiento.

Cuando se comenzó a pensar en quiénes serían los expertos a los cuales se entrevistaría, se recurrió a una experta de la institución con más de treinta años de trabajo que conoce

muchísimos detalles de la historia del personal de la institución. A ella se le consultó los nombres de las personas expertas en diferentes ámbitos. Luego se hizo lo mismo con otros actores de la institución, con lo cual se verificó lo que había dicho la experta. Una de esas personas que se eligió como experto a ser entrevistado fue un ingeniero mecánico de 67 años de edad, que se había jubilado en el año 2005. Se lo contactó telefónicamente y se le contó del proyecto de gestión del conocimiento de la institución, pidiéndole su colaboración. Se le aclaró que no podía haber un reconocimiento monetario para su trabajo en el proyecto pero que los incentivos iban más que nada relacionados con el reconocimiento que la institución hacía de él para este trabajo. Estuvo de acuerdo y se lo citó para la entrevista. Para esta fue necesario encontrar una oficina de determinadas características, en la cual no existieran interrupciones y no hubiera ruidos externos para que la grabación del diálogo resultara lo mejor posible.

La entrevista duró aproximadamente dos horas de duración y se comenzó explicándole al ingeniero las características del proyecto y del programa. Es una persona que ha trabajado en el área nuclear veinticinco años, especialmente en la disciplina de la regulación. Ha sido jefe de un grupo de inspectores durante un tiempo y ha trabajado en el licenciamiento de dos centrales nucleares en el país. La experiencia de esta persona es inmensa y lo demostró en lo que expresó en la entrevista.

Las preguntas que se le realizaban estaban dirigidas a que él pudiera explicitar la estructura de capacitación por la cual pasó y en las diferentes maneras en las cuales se formó como para llegar a convertirse en un experto. También, se buscaba que él relatara su aprendizaje formal e informal, que pasara de tácitas a explícitas ciertas características de su formación.

Las preguntas permitieron realizar una línea de tiempo de su desarrollo como profesional y repasar las áreas en las cuales había trabajado. También comenzaron a aparecer quiénes habían sido sus maestros en el trabajo, sus aciertos y desaciertos, el legado o aportes a cada actividad en la cual estuvo y demás aspectos de su vida laboral.

La desgrabación de la entrevista, que llevó aproximadamente tres días de trabajo, permitió observar la estructura de capacitación en la cual él se formó para su trabajo, pero también elementos de la formación de los expertos que no son parte explícita de esa misma estructura de capacitación. Aparecieron asimismo, aspectos puramente informales, como por ejemplo los aprendizajes en las charlas de café, las percepciones de él sobre sus maestros, la ideología de la institución, el contexto socioeconómico en el cual él aprendía, el proyecto de país en el cual estaba inserta la institución, entre otros aspectos de su formación.

En la entrevista también se le preguntó qué medidas recomendaría para formar a las personas que estaban trabajando en ese momento en lo que él había hecho; la respuesta a esta pregunta fue muy importante porque nos permite comparar las formas actuales de capacitación con las que habían sido desarrolladas en el pasado.

También, el entrevistado relató que en una etapa había sido jefe de inspectores y que durante ese tiempo había organizado una capacitación para los mismos. Relató la forma en la cual él había pensado esa capacitación y las necesidades de la institución para esa formación de inspectores. Lo importante de esto es la posibilidad de realizar un programa de trabajo con esa iniciativa. Expresó que todavía no la había escrito en ningún lado y que sería muy bueno para la institución escribirla porque había permitido que tres jóvenes sin experiencia se convirtieran en expertos inspectores en poco tiempo.

En síntesis, la entrevista ha permitido realizar una primera aproximación y visualización de una gran cantidad de conocimientos tácitos y de pensar la forma en la cual poderlos hacer explícitos en la actualidad. Las ideas y hechos concretadas en la entrevista pueden servir de base a posibles proyectos nuevos a implementar en la institución.

Hasta el momento se han realizado entrevistas a más del 50% del personal experimentado de la ARN y se espera poder finalizar este proceso a mediados de diciembre de 2006. Las desgrabaciones finalizarán a principios de 2007, pero a esa altura se piensa que ya habrá varios programas de trabajo en funcionamiento como resultado de las entrevistas a los expertos, que permitirán que se acelere el proceso de transferencia de conocimientos de estos a la nueva generación, junto a un plan integral de capacitación, que se alimentará de las recomendaciones que surgen de la evaluación de las entrevistas.

PROGRAMA DE TRABAJO: "CONSTRUCCIÓN DEL MAPA DEL CONOCIMIENTO EN LA ARN"

Realizar un mapa de conocimientos de una institución parece una tarea simple a primera vista, porque se puede pensar en tomar la estructura de la institución o los procedimientos y buscar qué conocimientos hay en cada lugar de la misma y así realizar un mapa que diga quién conoce y qué conoce en la institución. Lamentablemente, ese camino, aunque parezca el más fácil de seguir y el primero que se piensa es, sin embargo, el más complejo. Hacer un mapa de conocimientos de cualquier institución es una tarea gigante que lleva mucho tiempo, esfuerzo y dedicación. La sensación de no saber por dónde comenzar es lo primero que sucede al sólo pensar en hacer tremenda empresa. Muy pocas bibliografías advierten de esto, y es muy probable que sólo lo hayan pensado o recomendado sin haberlo llevado a la práctica.

Realizar un mapa de conocimiento implica tener un conocimiento cabal de toda la institución, de todos sus aspectos cognitivos, organizacionales y de recursos humanos. No es una tarea que se puede empezar sin haber realizado un trabajo previo y sin hacerlo con el consentimiento del personal que seré consultado. Se necesita de una preparación de las propias personas que encaran el tema como de todos los participantes en el proceso. Toda la organización debe estar enterada de lo que se está haciendo un mapa de conocimientos y de que se necesita de la colaboración de todos para finalizarlo, y de alguna manera sacar una fotografía de los conocimientos de la institución en un momento concreto. Así como el personal que trabaja varía en el correr del tiempo, los conocimientos que tienen las personas y la institución en los procesos también se modifican. No todos los sectores son conscientes de sus conocimientos y tampoco todos quieren serlo.

Para realizar un mapa de conocimiento no alcanza con observar la estructura organizacional donde aparecen los puestos jerárquicos, los temas de trabajo y las responsabilidades, como así tampoco los procedimientos de cada tema que se lleva. Además de observar eso, hay que consultarlo con los funcionarios que desarrollan tareas. Hay casos en donde ni los responsables saben que se está desarrollando un tema de investigación que puede ser relevante para la institución en un futuro, o hay casos en donde los responsables no saben que hay temas que deberían estar desarrollándose y no lo están. Para realizar un mapa de conocimiento no hay nada obvio, en el sentido de suponer que tal o cual conocimiento debería estar en un área específica.

En el caso del mapa de conocimientos de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina el proceso comenzó con la creencia de que todo lo que el personal de la institución debería saber para llevar adelante las funciones estaría escrito en algún lado. Esto no es así en instituciones de la administración pública. Existen muchísimos conocimientos y procesos tácitos a ser relevados y revelados. "*Muchas organizaciones desconocen el conocimiento que realmente poseen*"(SIDEC: 2001, 62).

Se puede saber el qué debería saberse, y en el caso de la ARN porque la misión está encomendada por una ley nacional, pero no es lo mismo el qué se sabe actualmente en la institución. Parecería obvio que se dijera que "*nosotros sabemos lo que sabe nuestro personal porque para ello fue capacitado*"; pero no es obvio porque la formación de los funcionarios no es homogénea ni sumamente estructurada. Existen algunas medidas que explicitan qué se debería saber y qué competencias deberían tener los funcionarios de una institución, pero eso no quiere decir que así sea. Pueden saber más como pueden saber menos. Entonces, para realizar un mapa de conocimiento no hay que partir de ninguna premisa que no sea la de constatar con la realidad lo que hay; no hay que suponer nada y no hay que creer que todo estará escrito.

Otro de los aspectos que sucedieron en la ARN fue el hecho de que no debe trabajar sólo un sector en la construcción del mapa. Es necesaria la colaboración y el compromiso de la mayor cantidad de sectores de la institución. Primero, hay que conseguir la colaboración de los sectores más importantes o los que se consideran más importantes según el criterio seleccionado. Se puede empezar por elegir los sectores que tienen que ver con las funciones encomendadas por la sociedad en el caso de una entidad pública, como es el caso de la ARN, donde estos sectores están vinculados a las funciones esenciales que la ley designa a la institución, que son la de fiscalización de las instalaciones y la creación de normativa a aplicar por esas instalaciones. Pero también se puede comenzar eligiendo y buscando colaboración

por el criterio de las necesidades del contexto. Más allá de esos dos criterios, lo más importante de la institución guía el comienzo de la realización del mapa de conocimientos.

Ante la pregunta de hacer un mapa de conocimientos que identifique conocimiento tácito, explícito o ambos, en la ARN se debió debatir qué tipo de conocimiento es más importante en la actualidad. Como existen áreas que se encargan de alguna manera de fijar conocimientos a través de procedimientos, se decidió buscar principalmente el conocimiento tácito que se estaba yendo de la institución con el personal que se retiraba. De todas maneras, se comenzaron a aplicar mecanismos para identificar el conocimiento explícito, principalmente de una persona que había sido el padre fundador de la ARN, el doctor Dan Beninson, ya fallecido. La herramienta tecnológica utilizada para organizar ese conocimiento explícito fue juntar los trabajos de Beninson en una página web abierta a la que cualquiera que conociera ese link pudiera acceder. Lo mismo se está haciendo con otros expertos ya retirados y con vida. Pero lo fundamental fue la decisión de que el mapa de conocimientos buscaría ese conocimiento tácito que todavía estaba en la institución y que era necesario explicitar para que la nueva generación de funcionarios los tomara como punto de partida.

Para ese mapa de conocimientos tácitos se comenzó con la herramienta de un diagrama de flujo, que ya estaba siendo utilizada por un sector de la institución para los procesos de garantía de calidad y que permite ir construyendo y sabiendo poco a poco dónde está el conocimiento en la ARN y quiénes lo poseen. La construcción del mapa sigue en proceso y es una tarea que se finalizará a mediados de 2007.

Los resultados esperados de este programa de trabajo son aquellos que permitirán saber a dónde hay que ir a buscar algunas informaciones, a quiénes hay que preguntarles sobre un tema específico cuando se necesite, mostrará las distintas comunidades de prácticas que funcionan, evitará la repetición de trabajos en distintas áreas y proporcionará un inventario claro de los conocimientos de la ARN en un momento determinado.

CONCLUSIONES

"Los altos directivos deben crear una visión del conocimiento y divulgarla en la organización". Nonaka y Takeuchi (1994)

La gestión del conocimiento en la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina es una actividad organizacional que lleva adelante la resolución momentánea del problema de la no transmisión de saberes de una generación a la otra. Como en la institución existe una estructura formal de capacitación del personal, principalmente a través de dos postgrados; uno de Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes y otro de Seguridad Nuclear, pero que no se encarga de los conocimientos de los expertos que se van retirando de la institución con relación a los nuevos trabajadores, es necesaria una actividad de gestión del conocimiento que haga de puente entre ambas generaciones.

Sin lugar a dudas que la puesta en marcha de esta actividad permite realizar un replanteo de toda la estructura de formación del personal así como también de la política de recursos humanos que la institución ha llevado a cabo, y es necesario que así sea, en el sentido de que es bueno para la institución armonizar todos sus procesos internos en vista de elevar al conocimiento a un lugar de preponderancia en las decisiones que se toman. Si el conocimiento no es considerado como la perla que más debe brillar y se debe cuidar, cualquier tipo de políticas que se lleven a cabo, ya sea desde el área de capacitación o desde cualquier otra vinculada con los recursos humanos, no son viables en el tiempo porque van directamente a chocar contra uno de las condiciones claves de las funciones de la institución, que es que para regular hay que conocer, o como dijo una de las expertas entrevistadas: "*para regular hay que conocer lo que se regula*".

El proyecto de gestión del conocimiento en la ARN busca exteriorizar los saberes de los expertos a través de lo que Nonaka y Takeuchi recomiendan: de tácito a explícito. El expresa en su primer libro sobre la creación de conocimientos: "*La exteriorización es un proceso a través del cual se enuncia el conocimiento en forma de conceptos explícitos. Es un proceso esencial de creación de conocimiento en el que el conocimiento tácito se vuelve explícito y adopta la forma de metáforas, analogías, conceptos, hipótesis o modelos*"(Nonaka: 1994: 72).

En el caso de las necesidades de la ARN ese proceso de exteriorización es necesario llevar a cabo a través de programas de trabajo concretos como es el de las historias de aprendizaje, grupos de prácticas en temas específicos, la construcción del mapa del conocimiento, entre otros. Si bien no se está interesado principalmente en la creación de saberes, sino, más en este momento, salvar los existentes, esta actividad organizacional permite una nueva modalidad de creación de conocimientos, no sólo en aspectos tecnológicos sino también en la creación de un entorno social nuevo y de la creación de una institución nueva. Como se dijo anteriormente, la decisión estratégica de poner en funcionamiento la actividad organizacional de gestión del conocimiento necesariamente rompe con la vieja concepción de la organización como departamentos estancos con poca vinculación y dependencia.

El conocimiento que debe ser gestionado en la Autoridad Regulatoria Nuclear es un conocimiento que ha sido creado en las personas expertas en otra institución. Este también es un desafío distinto a gestionarlo en una misma organización. El caso que aquí se trae es un caso único e irrepetible, porque está vinculado a un contexto mundial, como es el tema nuclear. Se debe gestionar el conocimiento que se creó para un plan nuclear que no se finalizó aún, y que sobra con relación a la situación actual de la actividad nuclear en el país. Sin embargo, no rescatar esos conocimientos situará a la institución fuera del círculo mundial en el cual se mueve actualmente y en el cual es muy reconocida. Que el doctor argentino Dan Beninson sea reconocido a nivel mundial como el padre de la radioprotección y que su equipo de trabajo también sea reconocido como un grupo de expertos que tienen la capacidad de enseñar en distintas partes del mundo, obliga a la institución a tratar de mantener ese estatus con todo el esfuerzo posible. En ese sentido, la ARN ha asumido la responsabilidad y el esfuerzo de poner en funcionamiento la actividad de gestión del conocimiento.

El trabajo recién ha comenzado, pero ya se pueden observar algunos pequeños resultados que permiten apreciar la verdadera dimensión del problema y de la actividad misma que se está encarando.

La actividad es temporal, en el sentido de que cuando se crea que se ha superado el problema se deberían ya haber puesto en marcha los mecanismos de creación de conocimientos que funcionaban antes del problema. Esta es una hipótesis mantenida hasta el momento. Las organizaciones públicas no pueden pensarse como empresas privadas y mucho menos sus empleados. Si se hace eso, se corre el riesgo de no ver la finalidad pública de su creación, que es ser parte del desarrollo de todos.

BIBLIOGRAFÍA

- "Construyendo la cultura del conocimiento en las personas y en las organizaciones" Cuaderno de trabajo 34, SIDEC, Gobierno Vasco, España, julio de 2001.

- "Gestión del conocimiento y capital intelectual" Cuaderno de trabajo 31, SIDEC, Gobierno Vasco, España, mayo de 2000.

- Falivene, G. y Silva, G. *"Desarrollo de competencias directivas en la administración pública nacional argentina: avances de una investigación basada en historias de aprendizaje*" Trabajo presentado Congreso Internacional del CLAD sobre la Reforma del Estado y de la Administración Pública, 2 al 5 de noviembre de 2004, Madrid, España.

- Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety" INSAG-16. International Nuclear Safety Advisory Group. IAEA, 2003.

- Nonaka, I. y Takeuchi H. *"La Organización creadora de Conocimiento: Cómo las compañías japonesas crean la dinámica de la innovación"* (México: Oxford Press, 1999).

- Osorio, Alfredo. *Planificación Estratégica*. (Buenos Aires: INAP, 2001).

- Peluffo A., Martha y Catalán Contreras, Edith. "Introducción a la gestión del conocimiento y su aplicación al sector público" Serie 22 CEPAL. Santiago de Chile, diciembre de 2002.

- Sanchez Albavera, Fernando. "Planificación estratégica y gestión pública por objetivos" Serie 32 Gestión Pública. CEPAL. Santiago de Chile, marzo de 2003.

- Sumario de la conferencia internacional "Managing Nuclear Knowledge: Strategies an Human Resource Development" IAEA, Viena, Austria, 2006.

Argentine Acceptance Criterion

Chiossi, C.E.

Presentado en: GRS-ARN Technical Meeting
on Probabilistic Safety Analysis Criteria Related to Atucha II NPP.
Köln, Alemania, 27-30 junio 2006

ARGENTINE ACCEPTANCE CRITERION

Chiossi Carlos E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

The radiological risk of the Atucha II NPP must be substantiated by the results of a level 3 PSA during the licensing process. It shall also be demonstrated that the radiological risk is acceptable; the relevant criterion is given as standard AR 3.1.3 of the Nuclear Regulatory Authority of Argentina (Argentine Acceptance Criterion).

The criterion is used not only as a general criterion for the necessary safety level of the Atucha II NPP. It may also be used as an instrument for decisions in finding adequate design. The aim of the design was not to use the maximum credible accident concept as the basis of the safety concept. Therefore, in the case of Atucha II NPP a demonstration must be given related to the fact that all relevant initiating events are handled in a adequate manner.

The Argentine Acceptance Criterion is based on the probabilistic concept of individual radiological risk, using the dose limitation system philosophy of the ICRP employed for radiation protection purposes.

The objective of the criterion is to limit the risk associated with potential exposures to values comparable to the risk associated to normal exposures during normal operations of NPPs.

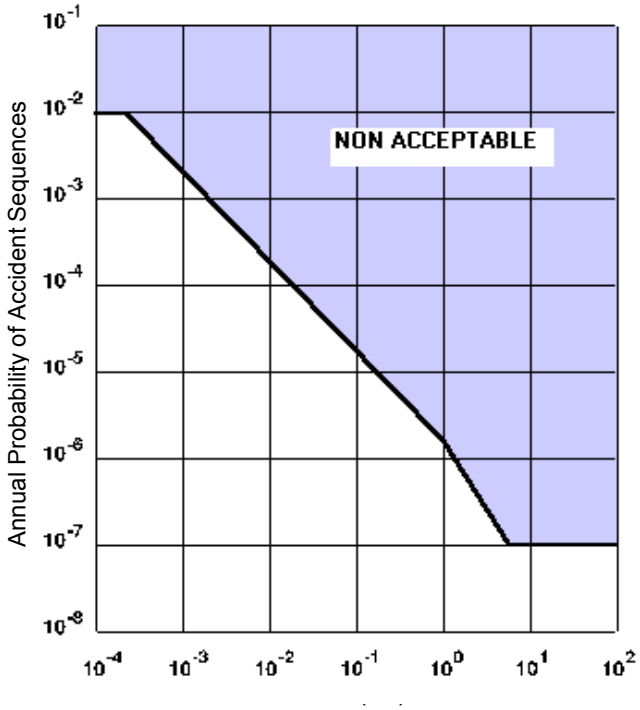
For risk estimations, the set of accidental sequences that imply radiological consequences for the public should be identified and the annual probability of such sequences must be calculated, as well as the effective individual doses in the most exposed group of the public (critical group). By the way, the weather conditions must be taken into account, but not the application of eventual counter-measures.

If accidental sequences grouping is performed, the worst sequence of the group (from the dose point of view) should be taken as representative of all group, and the corresponding probability results from the addition of the sequence probabilities that compose the group. Event trees and fault trees are used for risk estimations.

Following the ICRP recommendations and considering the limitations of the PSA methodology, the Regulatory Authority has limited the total risk to $R_T = 10^{-6}$ per year for the critical group.

For most NPPs, no more than N=10 postulated accidental sequences should be considered for encompassing all conceivable radiological accidents. Therefore, the risk contribution of each accidental sequence to the total risk R_T should not average more than $R_i = 10^{-7}$ per year, so as not to exceed the R_T value.

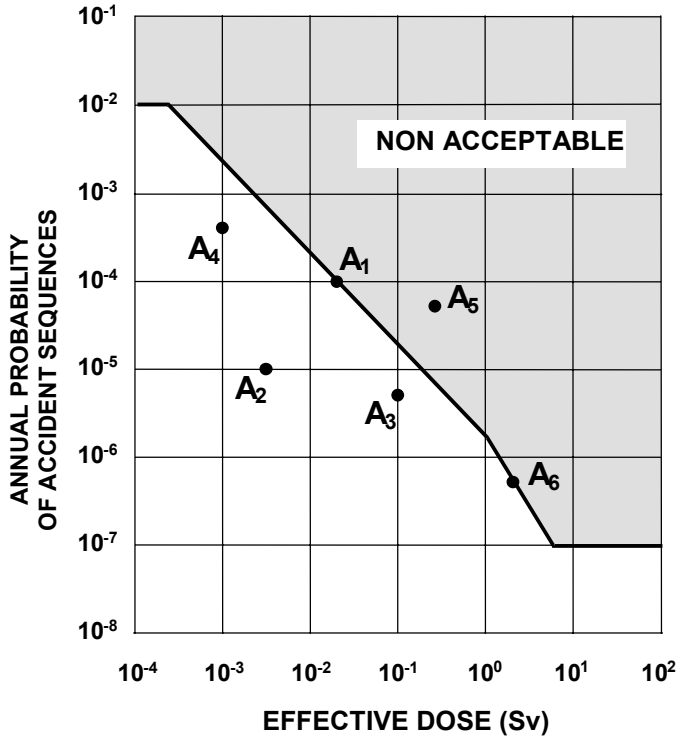
Finally, the criterion establishes that all the resulting probability and dose values corresponding to postulated accidental sequences should result in points plotted on a following criterion curve:



If, concerning to number of sequences N, results N< 10 the situation is conservative, so there is not problem. In case that N>10 the values of the ordinate scale of the criterion curve shall be divided by N/10 before plotting the points representing potential accidents.

As from a nuclear safety viewpoint, the NPP is accepted only if all the points are located within the “acceptable” region of the criterion curve; the NPP is rejected if one or more points representing potential accidents are located within the “non-acceptable” region.

For example:



To become acceptable, modifications must be made on the NPP, in order to “introduce” the points in the acceptable region. The introductions is possible by means of both cases: reducing probabilities or dose (e.g. by improving safety systems, operator training, mitigation systems, etc.).

In this sense, the Argentine Acceptance Criterion can be used not only for the acceptance or rejection of a NPP, but also as a decision making tool on how to turn it acceptable in case of initial rejection.

To summarize: for the quantification of the risk the following should be known factors:

- The probability of such initiating events potentially leading to a serious accident sequences.
- The reliability of the safety systems and others important systems related to NPP safety.
- The behaviour of the radioactive materials, specially the potentially radioactivity release and the radiological consequences related to it.
- The radiological risk involved in the operation of a NPP is stated in terms of the consequences of accidents resulting in radiation exposure of the public and arising with a certain probability.

The following principal topics should be analysed in order to determine the two variables, accident probabilities and radiological consequences:

- Determination of postulated initiating events.
- Event tree/fault tree analysis (including human factors).
- Determination of source terms.
- Analysis of accident radiological consequences on critical group.

Finally the fulfilment of the Argentine Acceptance Criterion should be verified.

Estudio de la respuesta a neutrones de un dosímetro personal en campos mixtos (n,γ) en función de Hp(10)

Cruzate, J.A.; Gregori, B.N.; Carelli, J.L.;
Aguerre, L.O. y Discacciatti, A.P.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

ESTUDIO DE LA RESPUESTA A NEUTRONES DE UN DOSÍMETRO PERSONAL EN CAMPOS MIXTOS(n, γ) EN FUNCIÓN DE Hp(10).

J. Cruzate; B. Gregori; J. Carelli; L. Aguerre; A. Discacciatti
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

En este trabajo se presenta el estudio teórico y su validación experimental de la respuesta del dosímetro personal en términos de la componente de neutrones de la dosis equivalente personal $Hp_n(10)$, en función de la energía, en presencia de campos de neutrones y gama. El dosímetro personal, basado en detectores termoluminiscentes (TLD), consta de dos detectores ^{7}LiF y dos ^{6}LiF, ubicados bajo filtros de plástico y cadmio, a partir de cuya información se evalúan las componentes gama y de neutrones de la dosis. Adicionalmente consta de un detector CaF_2, utilizado básicamente para discriminar la energía de la componente gama y efectuar las correcciones correspondientes sobre la evaluación de la dosis gama obtenida con el ^{7}LiF. La respuesta a neutrones en función de la energía, definida como el cociente entre el número de reacciones ^{6}Li(n, α)^{4}He producidas en cada TLD y la $Hp_n(10)$, fue calculada usando el código MCNPX y la biblioteca ENDF/B-VI. Se modeló el dosímetro en las condiciones de irradiación propuestas por la ISO8529-3. Se simularon haces monoenergéticos en el rango de energías comprendidas entre 70 keV y 5 MeV. La dispersión en cada uno de los resultados de la simulación es menor que el 3%. Se estudió la relación existente entre la respuesta teórica, reacciones $(n,\alpha)/Hp_n(10)$ y la experimental, $nC/Hp_n(10)$, para un dado tratamiento térmico. El factor de conversión resultante es constante en la energía e igual a $1{,}71\ 10^4$ reacciones(n, α)/nC, con una desviación estándar menor al 10%. La respuesta experimental se obtuvo a partir de las irradiaciones realizadas en el marco de la Intercomparación Internacional de Dosimetría en Campos Mixtos (n,γ) 2004 organizada por el OIEA junto al PTB (Alemania) y el IRSN (Francia). La extensión de estos cálculos a otros espectros de neutrones de campos reales permitirán obtener conjunto de factores de conversión de aplicación en situaciones rutinarias y accidentales.

1. INTRODUCCIÓN

En el control ocupacional de la irradiación externa se utilizan dispositivos y/o instrumentos que miden la dosis equivalente personal, Hp(10). En estas determinaciones, uno de los detectores más empleados por su simplicidad es el detector termoluminiscente (TLD).

Las distintas situaciones experimentales que se pueden presentar en la práctica hoy en día pueden ser modeladas de una manera relativamente fácil mediante el método Monte Carlo. Los modelos teóricos mencionados deben ser validados con mediciones experimentales. Para realizar esta

validación es necesario conocer la relación entre la respuesta calculada teóricamente y la respuesta medida experimentalmente.

Los detectores termoluminiscentes que utilizamos contienen fundamentalmente LiF con distintas proporciones de ^{6}Li y ^{7}Li. La generación de trampas de electrones en los compuestos que contienen litio se debe principalmente a la presencia del isótopo ^{6}Li con el cual ocurre la siguiente reacción nuclear

$$ {}^{6}_{3}Li \quad + \quad {}^{1}_{0}n \quad \Rightarrow \quad {}^{3}_{1}H \quad + \quad {}^{4}_{2}He $$

Por otro lado, como es sabido, la medición de los TLD se realiza calentando dichos detectores de manera controlada y midiendo la luz que los mismos emiten por medio de un fototubo, colectando la carga generada. Por lo tanto, la validación de los modelos teóricos implica conocer la relación entre la cantidad de reacciones (n,α) producidas y la carga colectada en el fototubo, originada por la interacción de los neutrones.

En este trabajo se presenta la validación experimental aplicada a la respuesta a neutrones del detector de ^{6}LiF del dosímetro considerado.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1 Geometría y materiales

El dosímetro personal consta de cinco detectores termoluminiscentes (TLD). Los materiales termoluminiscentes (TL) elegidos fueron el LiF:Mg, Ti (TLD700 y TLD600) y el CaF_2:Dy (TLD200), todos en forma de chips, de dimensiones 3 mm x 3 mm x 0,89 mm, producidos por Harshaw.

Las dimensiones externas del dosímetro son 5.2x6.4x1.0 cm$^{3.}$ Su material constitutivo es un plástico denominado ABS, con la siguiente composición molar: estireno 44, butadieno 13, acrilonitrilo 43. En su interior se encuentran alojados los elementos detectores, como se observa en el esquema de la figura 1.

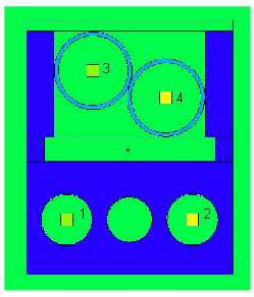


Figura 1. Esquema del dosímetro, con la posición de los elementos detectores.

Específicamente, los cinco detectores son:

- El elemento 1 es ^{6}LiF, detecta neutrones térmicos, fotones y electrones con alta eficiencia y neutrones rápidos con baja eficiencia.

- El elemento 2 es ^{7}LiF, detecta fotones y electrones con alta eficiencia, y neutrones térmicos y rápidos con baja eficiencia.

- El elemento 3 es ^{6}LiF con un recubrimiento de cadmio natural de 1 mm de espesor, detecta fotones y electrones con alta eficiencia, y neutrones rápidos con baja eficiencia.

- El elemento 4 es ^{7}LiF con un recubrimiento de cadmio natural de 1 mm de espesor, detecta fotones y electrones con alta eficiencia, y neutrones rápidos con baja eficiencia.

- El elemento 5 es CaF_2, utilizado básicamente para discriminar la energía de la componente gama y efectuar las correcciones correspondientes sobre la evaluación de la dosis gama obtenida con el ^{7}LiF.

Las composición química y densidad de los materiales constitutivos de los TLD se encuentran resumidos en la tabla 1. Los materiales dopantes, utilizados para aumentar la eficiencia de detección, sólo se hallan presentes en mínimas cantidades, por lo que no fueron considerados en el cálculo teórico.

Tabla 1. Densidad y fracciones en peso de los materiales constitutivos de los TLD

Material	**^{6}LiF**	**^{7}LiF**
^{6}Li	0.229	0.00016
^{7}Li	0.012	0.27
Flúor (natural)	0.758	0.73
Densidad	2.54	2.64

En el proceso de calibración se sigue las recomendaciones de la ISO 8529-3[1] : el dosímetro con los detectores es colocado sobre un paralelepípedo lleno de agua, con las siguientes dimensiones:

- Dimensiones externas 30 cm x 30 cm x 15 cm.
- Pared frontal 30 cm x 30 cm x 0.25 cm.
- Paredes laterales y posterior de 1 cm de espesor.

El material constitutivo de las paredes es PMMA (polimetil metacrilato) cuya fórmula química es $C_5H_8O_2$. La densidad del mismo es 1.19 g/cm^3.

2.2 Método de cálculo

Se calculó la respuesta del sistema en función de la energía de los neutrones incidentes, aplicando el código MCNPX 2.6 [2].

El tratamiento geométrico del programa permite configuraciones tridimensionales en geometría cartesiana, reproduciendo la trayectoria de las partículas desde la fuente hasta el elemento físico que actúa como detector.

El diseño de cuatro elementos del dosímetro personal que es modelado podría, en principio, dar las respuestas luminosas de neutrones y fotones separadamente en un campo mixto. Este cálculo requeriría aplicar una corrección dependiente del LET a la energía depositada para obtener la salida de luz. Debido a esta dificultad, para relacionar el número de reacciones $^{6}Li(n,t)^{4}He$ con la respuesta experimental (luz emitida por los TLD, expresada en carga colectada por el fototubo), se optó por representar la respuesta de los TLD como el cociente entre el número de reacciones $^{6}Li(n,t)^{4}He$ y la dosis equivalente personal de neutrones ($Hp_n(10)$) calculada en el centro geométrico del dosímetro en función de la energía incidente de neutrones. El TLD200(CaF_2) no fue tenido en cuenta en el modelo teórica, ya que el mismo no se utiliza para la evaluación de la dosis de neutrones.

Se simuló un haz paralelo, incidente de manera normal a la cara frontal del fantoma (Figura 2). Las energías simuladas consideradas fueron 70keV, 144keV, 565keV, 1,2MeV y 5MeV. El medio que rodea al conjunto fantoma-dosímetro es aire.

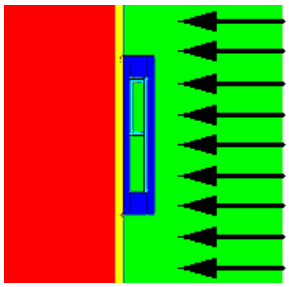


Figura 2 Esquema de la incidencia de los neutrones sobre el dosímetro

El conjunto de secciones eficaces utilizadas son de la biblioteca ENDF/B-VI. Las mismas tienen en cuenta la estructura cristalina de los diversos materiales para el caso de la interacción de neutrones térmicos con los mismos. Los factores de conversión de fluencia de neutrones a dosis equivalente personal de neutrones ($Hp_n(10)$) utilizados fueron los dados por el ICRP74 [3].

2.3 Método experimental

Los TLD utilizados en las irradiaciones, fueron seleccionados con un factor de sensibilidad menor al 10% y un coeficiente variacional de la sensibilidad (CV) menor al 2%. El tratamiento de puesta a cero (borrado) se realizó en hornos externos, 1 hora a 400^{o}C y luego 3 horas a 100^{o}C

con los TLD ubicados en una placa de Petrie. Los detectores TL fueron leídos en equipo marca Harshaw, modelo QS3500, en una atmósfera de nitrógeno seco de alta pureza. El tratamiento térmico previo aplicando consistió en un precalentamiento en horno a 100°C durante 20 minutos. La adquisición de datos se realizó en forma individual desde 23ºC hasta 300°C con una velocidad de calentamiento de 10°C/seg.

Las irradiaciones se realizaron en el PTB (Physikalisch-TechnischeBundesanstalt) de Alemania y en el IRSN (L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) de Francia en el marco de la Intercomparación Internacional de Dosimetría Personal en Campos Mixtos (n,γ) organizada por la OIEA. El informe final de la Intercomparación detalló las características de las irradiaciones y el valor de la Hp(10) de referencia asignadas a cada dosímetro, discriminada en sus componentes gamma y neutrones [4].

La validación experimental de la respuesta simulada se realizó sobre la respuesta a neutrones del ^{6}LiF (desnudo).

Dado que el detector de ^{6}LiF (desnudo) responde a radiación gamma y neutrones se procedió a descontar la componente gamma de acuerdo a las siguientes fórmulas

Lectura ^{6}LiF (desnudo) = Lectura gamma + Lectura neutrones
Lectura gamma ^{6}LiF = Lectura gamma ^{7}LiF * Fs
Lectura neutrones ^{6}LiF = Lectura ^{6}LiF (desnudo) - Lectura gamma ^{7}LiF * Fs,

Donde Fs, es la relación entre los factores de sensibilidad los detectores ^{6}LiF y ^{7}LiF desnudos.

3. RESULTADOS

En la figura 3 se presenta la respuesta teórica del dosímetro en función de la energía. En la misma se han discriminado los cuatro tipos de detectores simulados.

A fin de comparar los resultados teóricos con los experimentales, se realizó un ajuste por cuadrados mínimos para el caso de la respuesta del TLD600 (desnudo),

$$\log(R_1) = 4.843 - 0.681 \log(E) - 0.211 (\log(E))^2 \qquad (1)$$

donde R_1 es la respuesta teórica expresada en reacciones(n,α)/mSv y E es la energía incidente de neutrones expresada en MeV.

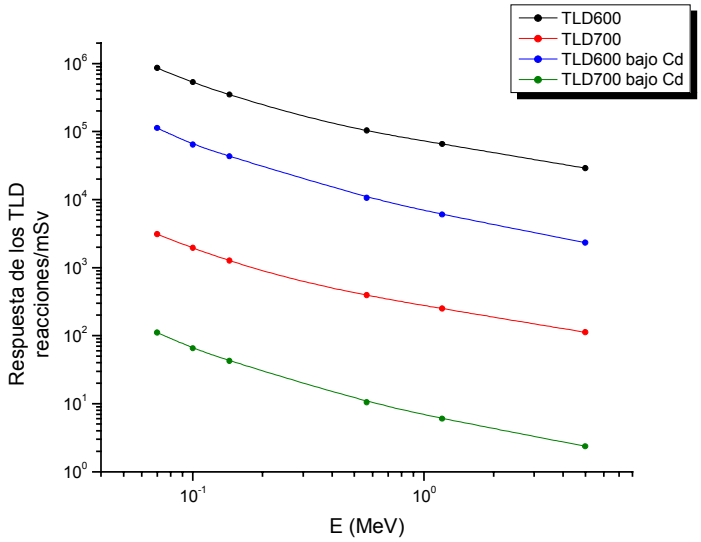


Figura 3. Respuesta del dosímetro, expresada en reacciones ^{6}Li(n,t)^{4}He por Hp(10)

La respuesta a neutrones en función de la energía del detector de ^{6}LiF(desnudo) expresada en nC/mSv se presenta en la Figura 4. El ajuste por cuadrados mínimos resultante es

$$\log(R_2) = 0.654 - 0.598\log(E) - 0.241(\log(E))^2 \qquad (2)$$

donde en este caso R_2 es la respuesta experimental expresada en nC/mSv y E es la energía incidente de neutrones expresada en MeV.

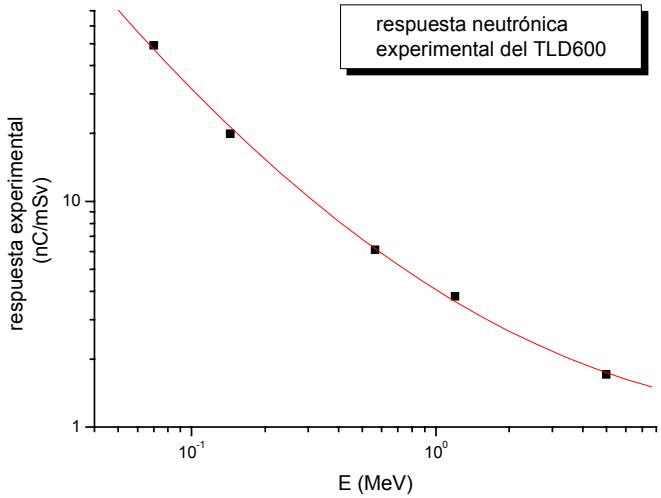


Figura 4 Respuesta experimental a neutrones del ^{6}LiF (desnudo), expresada en nC/mSv.

El cociente entre la respuesta teórica, (reacciones (n,α)/mSv), y la respuesta experimental, (nC/mSv), es la relación entre la cantidad de reacciones (n,α) producidas en el TLD por cada nC medido con el fototubo, en función de la energía. El factor de calibración buscado es el valor promedio de la relación, 1.71 10^4 reacciones (n,α)/nC, con una desviación standard menor al 10%.

4. CONCLUSIONES

La respuesta teórica de los TLD a neutrones, expresados en términos de la dosis equivalente personal ha sido calculada en el rango de energías monoenergéticas comprendido entre 70 keV y 5 MeV con una incertidumbre menor al 3%.

En el rango de energías estudiado se ha encontrado una relación entre el número de reacciones (n,α) producidas en el ^{6}LiF (desnudo) y la respuesta experimental obtenida mediante los métodos usuales de los laboratorios de dosimetría personal por TLD para un dado tratamiento térmico. La relación toma un valor promedio de 1.71 10^4 reacciones (n,α)/nC, con una desviación standard menor al 10 %, independiente de la energía.

La extensión de estos cálculos a otros espectros de neutrones de campos reales permitirán obtener conjunto de factores de conversión de aplicación en situaciones rutinarias y accidentales.

REFERENCIAS

1. International Organization for Standardization, “International Standard ISO 8529-3: 1998 (E). Reference neutron radiations. Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and determination of their response as a function of neutron energy and angle of incidence”.
2. Los Alamos National Laboratory: “TPO-E83-G-WG-X-00001 MCNPX™ Wser’s manual, Version 2.1.5” , November 14,1999.Laurie S. Waters, Editor.
3. International Commission on Radiological Protection, “Conversion Coefficients for Wse in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication 74”, (Oxford: Pergamon Press) (1997).
4. International Atomic Energy Agency, “Intercomparison on measurements of the quantity personal dose equivalent Hp(d) in mixed (neutron – gamma) fields: Analysis of Results from Part 1”.IAEA (2004).

Dosimetría interna para la protección radiológica del paciente en la terapia con I-131

Deluca, G.M. y Rojo, A.M.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Dosimetría Interna para la Protección Radiológica del Paciente en la Terapia con I-131

G. M. Deluca y A. M. Rojo

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

En los pacientes con cáncer diferenciado de tiroides (CADIT) sometidos a terapia con radiofármacos debe considerarse el riesgo posible de depresión aguda de la médula ósea como consecuencia de la intolerancia a la cantidad de actividad administrada. La manifestación de la mielotoxicidad puede limitar de manera sustancial los tratamientos futuros y desmejorar el pronóstico de resolución de la enfermedad. En este trabajo se muestra el marco físico-matemático de una metodología para la estimación de dosis absorbida en médula ósea, basado en el esquema MIRD, cuyo objetivo es proteger al paciente de los efectos nocivos e indeseables de la radioterapia interna en órganos que no son blanco de la misma. El formalismo incorpora información específica del paciente y también características particulares de la terapia interna en pacientes con CADIT. Las consideraciones son las siguientes: (1) el principal órgano a proteger es la médula ósea; (2) la actividad acumulada, en médula ósea, se obtiene a partir de mediciones en sangre; (3) el isótopo empleado, casi exclusivamente, en este tipo de terapias es el 131I; (4) se utiliza como radiofármaco al 131INa, que se caracteriza por ser una molécula simple, inorgánica y pequeña; (5) la incidencia estadística del CADIT es mayor en mujeres que en varones. Se explica por qué se seleccionó el formalismo que se presenta, los principios sobre los cuales se sustenta, cuáles son sus alcances y sus limitaciones. Se presentan también futuras innovaciones que pueden implementarse a efectos de mejorar las estimaciones.

El trabajo se enmarca dentro de la temática de las aplicaciones médicas de fuentes radiactivas abiertas y constituye un aporte al fortalecimiento de la terapia interna con radiofármacos. Esto se debe a que la metodología de estimación de dosis presentada complementa con una base teórica biofísica los protocolos de prescripción empíricos ampliamente usados en esta práctica. Por estas razones, la información dosimétrica obtenida, ajustada a cada caso concreto, contribuye a mejorar la protección radiológica del paciente.

1. INTRODUCCIÓN

La determinación de la dosis absorbida en regiones críticas del organismo, ocasionada por la administración terapéutica de I-131, puede contribuir en la obtención de una apropiada relación riesgo-beneficio en el tratamiento del cáncer diferenciado de tiroides (CADIT) y puede ser importante para proteger al paciente de efectos adversos y complicaciones indeseables. En el

tratamiento del CADIT, es deseable suministrar una cantidad de radionucleído que sea eficaz para eliminar el tejido neoplásico y que, a la vez, imparta una dosis "segura" en el principal órgano crítico: la médula ósea. Esta dosis debe ser menor a 200 cGy, límite por encima del cual es frecuente la manifestación de mielotoxicidad y la consecuente disminución de la probabilidad de control tumoral en terapias posteriores.

En la práctica, la actividad a administrar generalmente se establece de manera empírica (cantidades fijas), de acuerdo a protocolos médicos elaborados en asociaciones de endocrinología. Sin embargo, existe una tendencia actual a emplear esquemas dosimétricos con sustento físico-matemático que mejorarían la determinación de las actividades que deben suministrarse.

En Argentina, la dosimetría interna de radiofármacos está en sus inicios de aplicación. Las primeras evaluaciones dosimétricas terapéuticas, las está realizando el Grupo de Dosimetría Interna en Medicina Nuclear (DIMN) en el Hospital de Clínicas de la ciudad de Buenos Aires. En este marco, se plantea una metodología para la evaluación de la dosis absorbida en la médula ósea en pacientes tratados con I-131 por cáncer diferenciado de tiroides sobre la base del estudio de las postuladas por diferentes autores.

2. DOSIMETRIA DE MÉDULA OSEA ESPECÍFICA PARA EL PACIENTE

2.1. Marco Dosimétrico – Médico de la Terapia con I-131

En la figura 1 se esquematiza el marco dosimétrico-médico del tratamiento de CADIT. Luego de la tiroidectomía, los restos tiroideos se someten a una acción ablativa con I-131; pero si hay prevalencia de enfermedad se procede a posteriores acciones terapéuticas con actividades mayores. Inserta en este contexto, la dosimetría interna favorecería la protección radiológica del paciente mediante la estimación del coeficiente de dosis en medula ósea, y en función de éste, la máxima actividad admisible en el tratamiento.

Existen varias metodologías propuestas para evaluar el riesgo de producir daño radiológico en el paciente cuando se administra una cantidad terapéutica de radioyodo:

- considerar a la dosis absorbida en todo el cuerpo como indicativo del riesgo medular;
- evaluar la dosis en sangre, que por continuidad histológica está relacionada con la médula ósea;
- determinar la dosis en la propia médula ósea;

Si bien todas estas aproximaciones son útiles, la metodología seleccionada deriva del formalismo MIRD ("Medical Internal Radiation Dose") y estima la dosis en la propia médula ósea utilizando fantomas y modelos actualizados del hombre adulto, mujer adulta y de médula ósea. Se considera que es la aproximación más directa para estimar el riesgo en el principal órgano crítico, pues tiene en cuenta la ubicación, distribución y relación de la médula con los demás órganos dentro del cuerpo humano.

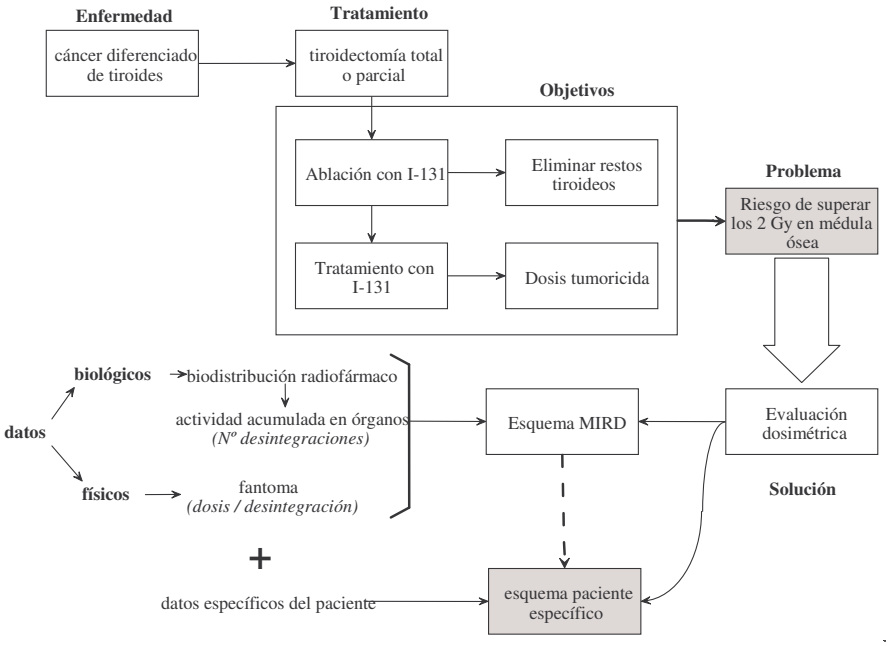


Figura 1. La dosimetría de radiofármacos en el tratamiento del carcinoma diferenciado de tiroides.

El formalismo incorpora parámetros específicos de cada paciente (peso corporal, cinética individual del radiofármaco, hematocrito) y también características particulares de la terapia interna del CADIT. Puede implementarse con el equipamiento y los datos asequibles en una institución de mediana complejidad y es extensible, con modificaciones mínimas, a tratamientos con otros radiofármacos.

2.2. La Base del Sistema MIRD

El sistema MIRD [1] constituye una metodología general "estándar" para la estimación de la dosis absorbida en órganos normales y en el cuerpo entero debido a radiofármacos depositados internamente. Su formulación más general, para el caso de médula ósea (RM), es:

$$D_{RM} = \sum_h \tilde{A}_h \; S(RM \leftarrow r_h) \tag{1}$$

donde r_h refiere a las regiones fuente donde el radionucleído está uniformemente distribuido; $\tilde{A}_h \; [\mu Ci \; h]$ es la actividad acumulada en el órgano fuente; $S(RM \leftarrow r_h) \; [cGy/\mu Ci \; . \; h]$ es la dosis por unidad de actividad acumulada que entrega la fuente r_h a la médula ósea. El factor $\tilde{A}_h$ considera la fisiología del individuo, la farmacocinética del compuesto de I-131 y parámetros físicos. El valor S depende de las características físicas del radionucleído incorporado y de parámetros biológicos anatómicos. En este esquema la actividad se supone distribuida uniformemente en las regiones fuente y la dosis calculada es uniforme en el órgano de interés.

2.3. Dosimetría de Médula Ósea

En la actualidad, se acepta ampliamente la utilización de sólo dos regiones fuente en el cálculo de la dosis absorbida en médula ósea [2]. Se consideraron: 1) la propia médula ósea (RM) para radiación no penetrante (preponderantemente electrónica); 2) todo el cuerpo (TB) para la radiación penetrante (fotónica):

$$D_{RM} \cong \underbrace{\tilde{A}_{RM}\ S^{np}(RM \leftarrow RM)}_{D^{np}(RM \leftarrow RM)} + \underbrace{\tilde{A}_{TB}\ S^{p}(RM \leftarrow TB)}_{D^{p}(RM \leftarrow TB)} \tag{2}$$

La aproximación de dos fuentes es válida porque el yoduro de sodio (131-INa) tiene una distribución bastante uniforme en el cuerpo. En la formulación podrían incluirse más regiones fuente (por ejemplo, estómago y pulmones); sin embargo, esto demanda mayor tiempo de disponibilidad de equipamiento y técnicas complejas de cuantificación de imágenes. La radiación no penetrante produce aproximadamente el 90% de la dosis en médula por autoirradiación y su influencia se considera nula en la irradiación cruzada, la cual se debe esencialmente a radiación penetrante (esto limita la metodología a pacientes que no tengan metástasis óseas).

La actividad acumulada en cuerpo entero $\tilde{A}_{TB}$, se obtiene integrando la curva de retención que se mide en el paciente con una cámara gamma no colimada a las 1, 24, 48, 72 y 96 ó 120 horas posteriores a la administración de una actividad trazadora de 1 – 3 mCi, aplicando la técnica de planos conjugados [3]. Los restantes tres factores que aparecen en la ecuación, no son de obtención directa y deben derivarse de otros datos.

2.4. La actividad Acumulada en Médula Ósea

Básicamente existen tres maneras de obtener $\tilde{A}_{RM}$: 1) biopsias de médula ósea; 2) cuantificación de imágenes de regiones del esqueleto con abundante médula ósea (vértebras, hueso sacro); 3) determinaciones indirectas derivadas de mediciones de la concentración de actividad en sangre circulante.

La última opción es la más sencilla de todas y la que se utiliza con mayor frecuencia [4]. Por ello, en este trabajo la cinética de la actividad en la médula ósea se deriva de la cinética sanguínea aplicando un factor de conversión RMBLR (Red Marrow Blood Ratio):

$$\tilde{A}_{RM} = RMBLR\ \frac{\left[\tilde{A}\right]_{BL}}{\rho_{BL}}\ m_{RM} \quad [\mu Ci\ h] \tag{3}$$

Donde m_{RM} es la masa de la médula, $\rho_{BL} = 1060\,[g/l]$ es la densidad de la sangre y $\left[\tilde{A}\right]_{BL}$ es la actividad acumulada en sangre por litro. Se efectúa una serie de unas 5-6 mediciones en cada paciente empleando un contador de pozo.

En centros de referencia del mundo se utiliza un valor de RMBLR constante cercano a 0,34 para radioterapias internas con anticuerpos marcados (radioinmunoterapia), que son moléculas grandes, complejas y orgánicas. En cambio, el yoduro de sodio es una molécula pequeña, simple e inorgánica. Por lo tanto, un valor cercano a 0,36 en pacientes tratados con 131-INa, podría subestimar la actividad acumulada, y por ende la dosis, en médula ósea debido a que los radiofármacos pequeños tienen una mayor distribución en este órgano crítico. Consecuentemente, el valor de *RMBLR* para el 131-INa estaría aproximadamente entre 0,62 y 1 de acuerdo a diversos estudios [5] [6]. En este trabajo se supone, como primera aproximación, que:

$$RMBLR \cong 0{,}55/\left(1 - HTO\right) \tag{4}$$

donde HTO es el hematocrito del paciente y 0,55 es la fracción de volumen de distribución en médula ósea asumida. Un hematocrito normal (45 %) daría un valor RMBLR cercano a 1 y valores menores del hematocrito disminuirían el RMBLR y por ende la dosis en médula.

2.5. Los Valores S

El valor S por autoirradiación no penetrante puede calcularse a partir de su definición,

$$S^{np}\left(RM \leftarrow RM\right) = \frac{\Delta_{np}\ \phi_{np}\left(RM \leftarrow RM\right)}{m_{RM}} \tag{5}$$

Donde Δ_{np} es la constante de dosis de equilibrio del I-131 por radiación no penetrante, $\phi_{np}\left(RM \leftarrow RM\right)$ es la fracción absorbida de radiación no penetrante y m_{RM} es la masa medular.

El valor S debido a radiación penetrante se lo calcula de la siguiente manera [7],

$$S^{p}\left(RM \leftarrow TB\right) = S\left(RM \leftarrow TB\right) - \frac{\Delta_{np}\ \phi_{np}\left(RM \leftarrow RM\right)}{m_{TB}} \tag{6}$$

Estos valores S no figuran en las tablas del panfleto MIRD 11 [8], y por lo tanto deben derivarse de las definiciones.

2.6. Metodología Adaptada al Paciente

Desarrollando los factores presentes en la fórmula (2) y a partir de las observaciones realizadas por reconocidos autores [7] se puede escribir una formulación más adaptada al paciente:

$$D_{RM} = RMBLR\,\frac{\left[\tilde{A}\right]_{BL}}{\rho_{BL}}\,\Delta_{np}\ \phi_{np}\left(RM \leftarrow RM\right) + \tilde{A}_{TB}\left[S_{\,fantoma}\left(RM \leftarrow TB\right)\frac{m_{TB}^{\,fantoma}}{m_{TB}^{\,paciente}} - \frac{\Delta_{np}\ \phi_{np}\left(RM \leftarrow RM\right)}{m_{TB}^{\,paciente}}\right] \tag{7}$$

Que es la fórmula completa que se emplea, en el marco de trabajo del DIMN, para estimar dosis en médula ósea.

Puede observarse en el primer término que si bien $S^{np}(RM \leftarrow RM)$ depende de la masa medular, al obtenerse $\tilde{A}_{RM}$ a partir de datos sanguíneos, esta dependencia se cancela en la fórmula general. En el segundo término, se utiliza la masa del paciente para afectar la componente fotónica de radiación,

$$S^{p}_{paciente}(RM \leftarrow TB) \cong S^{p}_{fantoma}(RM \leftarrow TB)\left(\frac{m_{TB}^{fantoma}}{m_{TB}^{paciente}}\right) \tag{8}$$

La masa del paciente debe considerarse para aumentar la exactitud de la estimación. Las variaciones en las estimaciones dosimétricas son importantes en algunos casos, especialmente cuando la masa real se aleja de la masa del fantoma. En los pacientes con peso corporal mayor al del fantoma, la dosis en médula por radiación fotónica disminuye debido a que la energía se distribuye en una masa medular más grande. En cambio, en aquellos pacientes con peso menor al fantoma, aumenta la dosis en médula.

3. VALORES DE LOS PARÁMETROS

El valor de Δ_{np} es una propiedad del radionucleído y es independiente de los demás factores involucrados en la estimación de dosis. Incorpora detalles de los tipos, energías y abundancia de las radiaciones emitidas. Se calculó el siguiente valor para el I-131,

$$\Delta_{np} = \sum_{i,np} n_i \; E_i^{np} \cong 0{,}4105 \quad [g \; cGy/\mu Ci \; h]$$

Los valores de $\phi_{np}(RM \leftarrow RM)$, $S_{fantoma}(RM \leftarrow TB)$, $m_{TB}^{fantoma}$ y $m_{RM}^{fantoma}$ dependen de los fantomas y del isótopo empleado. El fantoma estándar MIRD que utiliza el modelo de Spiers de médula ósea [8], es la referencia para la obtención de los parámetros indicados arriba. Sin embargo, este fantoma único incluye órganos masculinos y femeninos; y por ende intenta representar al adulto de ambos sexos sin diferenciarlos en forma clara. Además, los panfletos MIRD 5 y 5 revisado [9] indican que los valores de las fracciones absorbidas calculadas, tanto electrónicas como fotónicas, son conservativos en este fantoma.

La existencia de nuevos fantomas y de modelos de médula ósea más realistas, requieren una revisión de los mismos. Además, como la incidencia estadística del CADIT es mayor en mujeres que en varones, es importante considerar fantomas diferentes para cada sexo. Por ello se decidió actualizar los valores que derivan del fantoma MIRD estándar, utilizando los fantomas del varón y mujer adultos de Eckerman-Stabin [10], y el modelo de médula ósea de los mismos autores [11].

Para el hombre adulto:

$$\phi_{np}^{masculino}(RM \leftarrow RM) \cong 0{,}49 \;;\; m_{TB}^{fantoma} = 73700\,[g] \;;\; m_{RM}^{fantoma} = 1120\,[g];$$

$$S_{fantoma}^{masculino}(RM \leftarrow TB) = 9{,}84E-6\left[\frac{cGy}{\mu Ci\ h}\right]$$

Para la mujer adulta:

$$\phi_{np}^{femenino}(RM \leftarrow RM) \cong 0{,}51 \;;\; m_{TB}^{fantoma} = 58000\,[g] \;;\; m_{RM}^{fantoma} = 1050\,[g] \;;$$

$$S_{fantoma}^{femenino}(RM \leftarrow TB) = 1{,}25E-5\left[\frac{cGy}{\mu Ci\ h}\right]$$

El valor de $\phi_{np}(RM \leftarrow RM)$ es una excepción a la simplificación que considera $\phi_{np}(r_h \leftarrow r_h) = 1$ debido a que los tamaños de las cavidades de la médula son comparables al rango de las partículas β.

Reemplazando estos valores en la fórmula para el cálculo de dosis en médula ósea se obtiene:

$$D_{RM}^{masculino} = 1{,}90E-4\,[l\ cGy/\mu Ci\ h]\,RMBLR\,[\tilde{A}]_{BL} + 0{,}52[g\ cGy/\mu Ci\ h]\frac{\tilde{A}_{TB}}{m_{TB}} \qquad (9)$$

$$D_{RM}^{femenino} = 1{,}98E-4\,[l\ cGy/\mu Ci\ h]\,RMBLR\,[\tilde{A}]_{BL} + 0{,}51\,[g\ cGy/\mu Ci\ h]\frac{\tilde{A}_{TB}}{m_{TB}} \qquad (10)$$

Fórmula válida para los fantomas de Eckerman y Stabin, y que es utilizada en el cálculo de la dosis absorbida en médula ósea en el marco del proyecto DIMN.

4. DISCUSIÓN

La fórmula propuesta permite obtener una estimación de la máxima cantidad de I-131 que puede administrarse al paciente sin exceder el límite aceptado de toxicidad en médula ósea. Se distinguen dos componentes: la dosis por radiación no penetrante de médula a médula, y la dosis por radiación penetrante generada por todo el cuerpo. La utilización de sólo dos regiones fuentes, requiere en la práctica mediciones seriadas sobre el paciente durante una semana, pero sin demandar un tiempo excesivo de uso del equipamiento. La separación en tipos de radiación permite pesar las contribuciones electrónicas y fotónicas en la dosis, lo que puede ser importante para correlacionar la dosis con los efectos biológicos. Se utilizaron fantomas y modelos de médula ósea actualizados y diferenciados por sexo; los cuales se ajustan con parámetros propios de cada paciente (hematocrito, peso y cinética).

La metodología no considera la radiosensibilidad individual, ni el grado de compromiso medular ocasionado por tratamiento previos; y se limita a pacientes que no están afectados por metástasis óseas, debido a que en estos casos la dosis en médula ósea podría incrementarse en forma considerable.

En un futuro, se ve necesario estudiar con mayor detalle la relación existente entre médula ósea y la sangre; incorporar parámetros de radiosensibilidad individual de cada paciente y de grado de compromiso medular por tratamientos previos (posiblemente variando el límite de 200 cGy); extender la metodología a fantomas pediátricos. También sería de interés incorporar información relativa a la acumulación de I-131 en metástasis, especialmente en pulmones y en hueso. Sin embargo, para incluir la acumulación de actividad en otros órganos es necesario realizar cuantificaciones de imágenes con correcciones precisas o utilizar modelos matemáticos que no están bien establecidos aún. La cuantificación en órganos con metástasis tiene dos inconvenientes importantes: (i) no siempre puede detectar una metástasis utilizando una actividad trazadora; y (ii) requiere largos tiempos de estudios (más de una hora durante 4 o 5 días).

La protección radiológica del paciente debiera, en un futuro, completarse con una estimación de la dosis que reciben los tejidos enfermos, a efectos de asegurar que se alcance la dosis terapéutica mínima y que la práctica sea efectiva.

5. CONCLUSIONES

En el marco de trabajo del grupo de Dosimetría Interna en Medicina Nuclear (CNEA – UBA – Hospital de Clínicas), se emplea un esquema de cálculo de dosis absorbida en médula ósea para cuantificar la máxima actividad de ^{131}INa que puede administrarse en forma segura, a pacientes tratados por cáncer diferenciado de tiroides. El equipo médico tiene en cuenta esta estimación dosimétrica y otros parámetros clínicos del paciente para seleccionar la actividad terapéutica.

En este sentido, para proteger al paciente de los efectos indeseables de la terapia se presentó una metodología que permite estimar la dosis que recibe el órgano más sensible, la médula ósea, en pacientes con CADIT; y que puede implementarse en una institución de mediana complejidad, que cuente con personal entrenado y un equipamiento mínimo para efectuar las mediciones necesarias (cámara gama, contador de pozo).

La metodología presentada constituye un aporte al fortalecimiento de la terapia interna con radiofármacos debido a que complementa con una base teórica biofísica los protocolos de prescripción empíricos ampliamente usados en esta práctica. Por estas razones, la información dosimétrica obtenida, ajustada a cada caso concreto, contribuye a mejorar la protección radiológica del paciente.

REFERENCIAS

1. Loevinger R, Budinger TF, Watson EE, *MIRD primer for absorbed dose calculations, Revised,* The Society of Nuclear Medicine, New York, USA (1991).
2. Bart de Keizer, Anne Hoekstra, Mark W. Konijnenberg, Filip de Vos, Bieke lambert, Meter P. van Rijk, Cees J. M. Lips, and John M. H. de Klerk, "Bone Marrow Dosimetry ans Safety of High ^{131}I Activities Given Alter Recombinant Human thyroid-Stimulating Hormone to Treat Metastatic Differentiated Thyroid Cancer", *The Journal of Nuclear Medicine*, **Vol 45**, 1549 – 1554 (2004).

3. Jeffry A. Siegel, Stephen R. Thomas, James B. Stubbs, Michel G. Stabin, Marguerite T. Hays, Kenneth F. Koral, James S. Robertson, Roger W. Howell, Barry W. Wessels, Darrell R. Fisher, Davif A. Weber and Bertrand Brill, "MIRD Pamphlet No. 16: Techniques for Quantitative Radiopharmaceutical Biodistribution Data Adquisition and Analysis for Use in Human Radiation Dose Estimates", *Journal of Nuclear Medicine,* **Vol 40**, p. 37S-61S (1999).
4. George Sgouros, "Bone Marrow Dosimetry for Radioimmunotherapy: Theoretical Considerations", *The Journal of Nuclear Medicine*, **Vol 34**, p. 689 – 694 (1993).
5. T. Smith, C. J. Edmonds, "Radiation dosimetry in the treatment of thyroid carcinoma by I-131", *Radiation Protection Dosimetry*, **Vol 5**, p. 141-149 (1983).
6. George Sgouros, "Blood and Bone Marrow Dosimetry in Radioiodine Therapy of Thyroid Cancer", *The Journal of Nuclear Medicine*, **Vol 46**, p. 899 – 900 (2005).
7. Sui Shen, Gerald L. DeNardo, George Sgouros, Robert T. O'Donnell y Sally J. DeNardo, "Practical Determination of Patient-Specific Marrow Dose Using Radioactivity Concentration in Blood and Body", *The Journal of Nuclear Medicine*, **Vol 40**, p. 2102 – 2106 (1999).
8. W. S. Snyder, M. R. Ford, G. G. Warner, S. B. Watson, *"MIRD Pamphlet N° 11: S , Absorbed Dose per Unit Cumulated Activity for Selected Radionuclides and Organs",* The Society of Nuclear Medicine, New York, USA (1975)
9. W.S. Snyder, Mary R. Ford, G.G. Warner, H. L. Fisher Jr, "MIRD Pamphlet N° 5 Revised: Estimates of Absorbed Fractions for Monoenergetic Photon Sources Uniformly Distributed in Various Organs of a Heterogeneous Phantom", *The Journal of Nuclear Medicine*, **Vol 10**, *Suppl N° 3* (1969).
10. "The Radiation Dose Assessment Resource", http://www.doseinfo-radar.com (2005).
11. M. G. Stabin, K. F. Eckerman, W. E. Bolch, L.G. Bouchet, P. W. Patton, "Evolution and Status of Bone and Marrow Dose Models", *Cancer Biotherapy & Radiopharmaceuticals,* **Vol 17**, p. 427 –433 (2002).

Evaluation of Red Marrow Absorbed Dose in Patients Treated with I-131 for Differentiated Thyroid Cancer

Deluca, G.M.; Rojo, A.M.; Cabrejas, M.L. y Fadel, A.M.

Presentado en: Conference on Quality Assurance and New Techniques in Radiation Medicine.
Viena, Austria, 13-15 noviembre 2006

EVALUATION OF RED MARROW ABSORBED DOSE IN PATIENTS TREATED WITH I-131 FOR DIFFERENTIATED THYROID CANCER

G.M. Deluca[a], A.M. Rojo[a], M.L. Cabrejas[b], A.M. Fadel[c]

[a] Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

[b] Comisión Nacional de Energía Atómica
Argentina

[c] Hospital Durand
Argentina

It is presented a patient-specific methodology for the estimation of red marrow absorbed dose (D_{RM}) in patients with Differentiated Thyroid Cancer (DCT) under radioiodine therapy, that is been used within the framework of a clinical investigation on therapeutic internal dosimetry in Argentina.

The objectives were to estimate a safe administrable activity in order to not exceed the empirical limit of 2 Gy in red marrow trying to avoid mielotoxicity and to compare the new implemented methodology with a previous method we had in use.

The approximation, based in MIRD schema, considers two source regions: red marrow itself for non-penetrating radiation and total body for penetrating radiation,

$$D_{RM} \cong \tilde{A}_{RM}\ S^{np}(RM \leftarrow RM) + \tilde{A}_{TB}\ S^{p}(RM \leftarrow TB)$$

Cumulated activity in total body $(\tilde{A}_{TB})$ is obtained from measurements in a gamma camera (at 1, 24, 48, 72, 96 hours) and cumulated activity in red marrow $(\tilde{A}_{RM})$ is derived from serial determinations of activity in blood applying a red marrow/blood conversion factor $(RMBLR)$ (at the same time samples). In base on the proposals of recognized authors [1], it becomes,

$$D_{RM} \cong RMBLR\ \frac{[\tilde{A}]_{BL}}{\rho_{BL}}\ \Delta_{np}\ \phi_{np}(RM \leftarrow RM) + \tilde{A}_{TB}\left[S_{phantom}(RM \leftarrow TB)\frac{m_{TB}^{phantom}}{m_{TB}^{patient}} - \frac{\Delta_{np}\ \phi_{np}(RM \leftarrow RM)}{m_{TB}^{patient}} \right]$$

We had to adjust this formula to contemplate specific particularities of DCT therapy. First, INa is a simple, inorganic and small molecule, what could imply a remarkable accumulation of I-131 in red marrow ($RMBLR$ between 0,62 and 1) [2]. So we supposed, as a first approximation, that:

$$RMBLR \cong 0{,}55/(1 - HTO)$$

where HTO is the patient hematocrit and 0,55 is the assumed fraction of the distribution volume in red marrow. Second, incidence of DCT is higher in woman than in man, so male and female Eckerman-Stabin phantoms and red marrow model [3] were used to derive the corresponding absorbed fractions $\phi_{np}(RM \leftarrow RM)$, $S_{phantom}(RM \leftarrow TB)$ and phantom masses, that are all gender dependents. The electronic equilibrium constant was calculated to be $\Delta_{np} \cong 0{,}4105 \ \left[g\ cGy/\mu Ci\ h\right]$. So, the formula incorporates specific patient information: whole-body mass $\left(m_{TB}^{patient}\right)$ to adjust S phantom values, hematocrit, and actual kinetic information. In the female case,

$$D_{RM}^{female} = 1{,}98E-4\left[\frac{l\ cGy}{\mu Ci\ h}\right] RMBLR\left[\tilde{A}\right]_{BL} + 0{,}515\left[\frac{g\ cGy}{\mu Ci\ h}\right]\frac{\tilde{A}_{TB}}{m_{TB}}$$

Five non-oseum methastastic patients admitted in the program and administered with an I-131 tracer dose of 2-3 mCi, were evaluated. Dose coefficients and the maximum activity that could be administered were calculated. The formalism ensues the previous technique based on MIRD Report N° 5 we had in use, that only required total body activity measurements as entry parameters (estimations of maximum administrable activity between 453 – 807 mCi). The new estimations obtained from simulations and clinical data of patients (362 – 737 mCi maximum administrable activity with individual variation up to –32 %) seems to be more restrictive in some cases, principally because the formalism considers the high non-penetrating red marrow self dose. Patient mass introduce variations between –8% and 28% in dose estimations, similar to the results reported by world reference centers.

This formalism contributes to the strengthening of radiopharmaceutical therapy complementing the empiric prescription protocols widely used in this practice and was selected because can be implemented in a median complexity institution with a gamma camera and a well counter.

REFERENCES

[1] SHEN, S., DENARDO, G. L., SGOUROS, G., O´DONNELL, R. T., DENARDO, S. J., Practical Determination of Patient-Specific Marrow Dose Using Radioactivity Concentration in Blood and Body, The Journal of Nuclear Medicine, Vol. 40, No. 12 (1999) : 2102-2106.

[2] SGOUROS, G., Blood and Bone Marrow Dosimetry in Radioiodine Therapy of Thyroid Cancer, The Journal of Nuclear Medicine, Vol. 46, No. 5 (2005) : 899-900.

[3] STABIN, M. G., ECKERMAN, K. F., BOLCH, W. E., BOUCHET, L. G., PATTON, P. W., Evolution and Status of Bone and Marrow Dose Models, Cancer Biotherapy & Radiopharmaceuticals, Vol. 17, No. 4 (2002) : 427-433.

Diagnóstico y tratamiento del síndrome cutáneo radioinducido. Evaluación de la radiosensibilidad individual en pacientes sometidos a exposiciones médicas que manifiestan reacciones cutáneas severas

Di Giorgio, M.; Portas, M.; Vallerga, M.B. y Pérez, M. del R.

Presentado en: X Jornadas Científicas del Hospital de Quemados y
XII Jornadas de Normalización del Tratamiento del Paciente Quemado.
Buenos Aires, Argentina, 6-7 octubre 2006

Diagnóstico y tratamiento del síndrome cutáneo radioinducido. Evaluación de la radiosensibilidad individual en pacientes sometidos a exposiciones médicas que manifiestan reacciones cutáneas severas

Di Giorgio Marina [(1)]***, Portas Mercedes*** [(2)]***,***
Vallerga María Belén [(1)]***, Pérez María del Rosario*** [(1)]

[(1)] *Autoridad Regulatoria Nuclear*
Argentina

[(2)] *Comité Radiopatología, Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires*
Argentina

Resumen

El Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires (HQGCBA) es un hospital de referencia de la Red de Respuesta Médica en Emergencias Radiológicas de la República Argentina. En el marco de un acuerdo entre el HQGCBA y la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), se encuentra en ejecución un protocolo de estudio para el abordaje diagnóstico y terapéutico de lesiones cutáneas radioinducidas. Existen variaciones individuales que pueden condicionar la respuesta a las radiaciones ionizantes (RI), tanto en exposiciones accidentales como programadas (radioterapia, radiología intervencionista). En este contexto, se evaluó la radiosensibilidad individual en los pacientes enrolados en este protocolo que presentaron reacciones cutáneas agudas o tardías, con grados de severidad 3-4 (criterios EORTC/RTOG). La capacidad de reparación del ADN fue evaluada en linfocitos de sangre periférica irradiados *in vitro* (2 Gy, gamma de Co-60) mediante las técnicas de micronúcleos y ensayo de cometa en condiciones alcalinas. En este trabajo se presentan dos casos representativos en los que se aplicó este protocolo de estudio, se describe la respuesta terapéutica y su correlato con los hallazgos de los tests de radiosensibilidad.

Caso 1: paciente de sexo femenino, sometido a radioterapia externa por un carcinoma ductal infiltrante de mama; desarrolló radiotoxicidad cutánea aguda grado 3 (epitelitis húmeda confluente) que motivó la interrupción del tratamiento.

Caso 2: paciente de sexo masculino, sometido a una angioplastia coronaria (radiología intervencionista); desarrolló radiotoxicidad cutánea tardía grado 4 (ulceración en región dorsal).

Ambos pacientes fueron tratados con trolamina tópica y con sulfadiazina de plata con lidocaína asociada a administración sistémica de pentoxifilina y antioxidantes. La respuesta terapéutica se evaluó mediante seguimiento clínico, registro fotográfico seriado y exámenes complementarios (termografía y ultrasonografía de alta frecuencia). En el caso 1 la respuesta fue muy favorable, con mejoría local precoz y remisión completa de síntomas y signos al cabo de 5 meses. Tanto la frecuencia de micronúcleos como el ensayo del cometa mostraron valores compatibles con una radiosensibilidad normal. En el caso 2 se observó una respuesta parcial, con dolor resistente a los analgésicos y crisis de reagudización. En este caso, ambos ensayos indicaron hipersensibilidad a las radiaciones ionizantes (RI) en los linfocitos de sangre periférica del paciente.

Se concluye que los bioindicadores de radiosensibilidad individual pueden resultar de utilidad para la prevención de radiolesiones, mediante la adecuación personalizada de esquemas terapéuticos que impliquen la utilización de RI. Asimismo, en situaciones de sobreexposición accidental a RI, estos indicadores tendrían valor pronóstico, contribuyendo al diseño de estrategias terapéuticas.

1. INTRODUCCIÓN

Las radiolesiones localizadas constituyen los eventos radiológicos accidentales más frecuentes. Estas lesiones, a altas dosis, producen efectos deletéreos en todos los sistemas involucrados, particularmente en los tejidos dermoepidérmicos, pero también en estructuras vasculares y tejidos subyacentes pudiendo llevar a la necrosis, a la pérdida de miembros o al compromiso de vísceras profundas. Otro evento posible es el desarrollo de fibrosis con serias consecuencias funcionales. Estos efectos son influenciados por la dosis absorbida, la tasa de dosis y el fraccionamiento, así como también por la radiosensibilidad individual.

La radiosensibilidad individual es una característica inherente a cada individuo, asociada con una reacción aumentada a las radiaciones ionizantes. Se ha observado que 5 - 7% de los pacientes sometidos a protocolos de irradiación terapéutica desarrollan efectos adversos en los tejidos sanos en el volumen de irradiación, denominados "radiosensibilidad o respuesta clínica" e incluye radiotoxicidad aguda y/o tardía (con dosis inferiores a la dosis de tolerancia en tejidos sanos) e inducción de cáncer [1]. Se sugiere que la incidencia y severidad de estas reacciones está principalmente influenciada por la susceptibilidad genética a la radiación [2], aunque diversos factores relacionados con el paciente: estados de alteración de la microvasculatura (diabetes, senescencia, ateroesclerosis) y alteraciones de la respuesta inmune (colagenopatías) pueden modificar la respuesta tisular a las radiaciones ionizantes (RI).

En los últimos años ha aumentado el interés en la evaluación de la susceptibilidad genética en relación con la hipersensibilidad al riesgo carcinogénico (efectos estocásticos) y con la hipersensibilidad a los efectos deterministas de las RI. Probablemente estos dos tipos de hipersensibilidad coexistan en un número de situaciones, siendo la misma causa biológica (deficiencias en la capacidad de reparación del ADN) la que puede conducir tanto a un riesgo aumentado de cáncer radioinducido como a severos efectos deterministas de la radiación [3].

Numerosos estudios han sido llevados a cabo con el objeto de evaluar si existe una correlación entre la radiosensibilidad clínica y la radiosensibilidad celular determinada mediante ensayos in vitro en fibroblastos y linfocitos [4]. Distintos parámetros biológicos tales como sobrevida clonogénica, formación de aberraciones cromosómicas, desregulación de la apoptosis radioinducida y capacidad de reparación del daño radioinducido han sido aplicados en la evaluación de la radiosensibilidad *in vitro*. Adicionalmente, la naturaleza de los desórdenes genéticos asociados con hipersensibilidad a las radiaciones (Ej. mutaciones en los genes ATM y NBS, relacionados con Ataxia Telangectasia y síndrome de Nijmegen respectivamente), sugiere que los mecanismos de reparación del ADN se hallan involucrados.

Dado que los defectos en los sistemas de reparación del ADN tienen un impacto considerable en la radiosensibilidad, la caracterización de la capacidad de reparación del ADN en los linfocitos mediante la aplicación del test de micronúcleos (MN) con bloqueo de la citocinesis y el ensayo de cometa (electroforesis en gel de células individuales) podrían ser aproximaciones apropiadas para evaluar la radiosensibilidad *in vitro*. Usamos el término *"capacidad de reparación del ADN"* para describir diferentes técnicas y manifestaciones, de

las cuales no todas son necesariamente una expresión directa de la reparación del daño en ADN pero representan una medida de daño no reparado.

En estudios previos [5-7], en el laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) de la Autoridad Regulatoria Nuclear, se evaluó la correlación entre la radiosensibilidad o respuesta clínica y los ensayos de radiosensibilidad *in vitro* (test de MN y ensayo de cometa alcalino) en poblaciones no seleccionadas de pacientes con cáncer sometidos a esquemas de radioterapia, analizadas prospectivamente, retrospectivamente y pre-tratamiento radiante. Los resultados de estos estudios indican que:

La caracterización de la reparación del ADN en los linfocitos mediante la aplicación del test de MN y el ensayo de cometa constituyen aproximaciones apropiadas para evaluar la radiosensibilidad individual *in vitro*, determinándose el potencial predictivo de ambas técnicas en la identificación de subgrupos radiosensibles de importancia en radioterapia y protección radiológica.

Grupo prospectivo: mediante el test de MN se estimó un factor de recuperación citogenético k (capacidad de reparación del ADN), observándose correlación con la respuesta clínica de los pacientes, en su seguimiento prospectivo. Como ensayo predictivo, presenta la limitación de requerir la acumulación de una dosis equivalente superior a 1,8 – 2 Gy (más de 10 fracciones) para poner significativamente de manifiesto la capacidad de reparación del ADN, medida mediante el parámetro k.

Grupo retrospectivo: Se aplicó el test de MN. Los datos citogenéticos fueron evaluados comparando las frecuencias esperadas de MN (curva de calibración *in vitro*) con los valores observados después de la irradiación *in vitr*o con 0 y 2 Gy. Los pacientes que manifestaron toxicidad tardía fueron adicionalmente evaluados mediante el ensayo de cometa. En aquellos pacientes que desarrollaron toxicidad aguda y/o tardía, tanto las frecuencias espontáneas de MN como las frecuencias radioinducidas resultaron significativamente mayores, respecto de las esperadas a partir de la curva de calibración proveniente de individuos sanos.

La aplicación del ensayo de cometa en la evaluación retrospectiva de un grupo de pacientes con y sin toxicidad tardía permitió confirmar la correlación entre dicho ensayo *in vitro* y la respuesta clínica.

Grupo pre-tratamiento radiante: las muestras de sangre fueron irradiadas con 0 - 2 y 4 Gy *in vitro* para el test de MN y con 0 y 2 Gy para el ensayo de cometa. Los datos obtenidos de la aplicación del test de MN fueron analizados comparando las frecuencias esperadas de MN con los valores observados después de la irradiación *in vitro*. El daño en el ADN y la capacidad de reparación, fueron determinados mediante la aplicación del ensayo de cometa y análisis de los perfiles de reparación. Ambos ensayos mostraron valor predictivo en el seguimiento clínico de los pacientes.

Se concluye que:

1. Los ensayos de radiosensibilidad *in vitro* en linfocitos de sangre periférica, test de MN y ensayo de cometa, aunque no proporcionan la información completa, resultaron

confiables en la correlación, predicción/expresión de la radiosensibilidad individual a partir de la evaluación de la capacidad de reparación del daño en el ADN.

2. Ambos ensayos podrían cumplir una función de señal de alerta cuando se detecta una marcada disminución en la capacidad de reparación del ADN, evidenciando una alta probabilidad de que el individuo manifieste marcada sensibilidad a radiaciones ionizantes.

3. La evaluación retrospectiva mediante la aplicación del ensayo de cometa y test de MN permitió caracterizar el status de radiosensibilidad en pacientes que requirieron tratamientos de re-irradiación y habían manifestado toxicidad aguda o tardía en tratamientos previos.

Adicionalmente, estudios del LDB, aplicando el ensayo de cometa en pacientes heterocigotas y homocigotas con síndromes de hipersensibilidad a las RI sustentan la utilización del ensayo como una herramienta apropiada para poner de manifiesto defectos en la capacidad de reparación del ADN.

El Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires (HQGCBA) es un hospital de referencia de la Red de Respuesta Médica en Emergencias Radiológicas de la República Argentina. En el marco de un acuerdo entre el HQGCBA y la Autoridad Regulatoria Nuclear, se encuentra en ejecución un protocolo de estudio para el abordaje diagnóstico y terapéutico de lesiones cutáneas radioinducidas. El total de pacientes asistidos por HQGCBA en el periodo 1997-2006 fue de 67 personas, siendo el 70 % de sexo femenino, de las cuales el 60%, con cáncer de mama, manifestó síndrome cutáneo radioinducido post-irradiación terapéutica.

Existen variaciones individuales que pueden condicionar la respuesta a las RI, tanto en exposiciones accidentales como programadas (radioterapia, radiología intervencionista).

Como parte de este protocolo de trabajo se estudia la radiosensibilidad de los pacientes que presentaron reacciones cutáneas agudas o tardías, con grados de severidad 3-4 según criterios EORTC/RTOG [8]. Los recursos terapéuticos para este tipo de lesiones incluyen el abordaje farmacológico para las manifestaciones inflamatorias, epitelitis exudativa y ulceraciones superficiales y el abordaje quirúrgico para la mayor parte de las ulceraciones profundas y las necrosis.

Los 67 pacientes asistidos fueron tratados con un esquema terapéutico equivalente, con seguimiento periódico hasta 5 años, presentando evolución favorable en todos los casos excepto uno. Las pacientes con cáncer de mama manifestaron epitelitis exudativa con remisión por aplicación del protocolo de tratamiento.

En este trabajo se presentan dos casos representativos en los que se aplicó este protocolo de estudio. Se describe la respuesta terapéutica y su correlato con los hallazgos de los ensayos de radiosensibilidad *in vitro*.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1 Criterios para Evaluación de Radiotoxicidad

Se consideran reacciones agudas aquellas que se presentan dentro de los 90 días a partir del inicio de la terapia radiante. Se categorizan de acuerdo a los criterios para registro de radiotoxicidad cutánea aguda propuestos por EORTC/RTOG [8].

Se consideran reacciones tardías aquellas que se presentan más allá de los 90 días a partir del inicio de la terapia radiante. Se categorizan de acuerdo a los criterios para registro de radiotoxicidad tardía en piel y tejido celular subcutáneo propuestos por EORTC/RTOG [8].

Para el caso de prácticas intervencionistas, se adoptan los mismos criterios (Tabla 1).

Grado	RADIOTOXICIDAD AGUDA	RADIOTOXICIDAD TARDIA
0	No se observan cambios respecto de la línea de base	Ningún signo
1	Eritema folicular, leve, difuso Depilación Prurito Descamación seca Hiposudoración	Atrofia leve difusa Cambios pigmentarios Pérdida parcial del vello
2	Eritema marcado Descamación húmeda en focos circunscriptos Edema moderado	Focos de atrofia moderada Telangiectasias moderadas Pérdida total del vello
3	Descamación húmeda confluente Edema severo	Áreas confluentes de atrofia marcada Telangiectasias severas
4	Hemorragias Ulceración Necrosis	Ulceración

Tabla 1. Criterios de radiotoxicidad - Piel EORTC/RTOG

2.2 Descripción de los Casos

Los pacientes seleccionados presentaron síndrome cutáneo radioinducido, término que involucra los procesos fisiopatológicos y clínicos debidos a la exposición a las RI de la piel y mucosas [9]:

Caso 1: paciente de sexo femenino de 78 años intervenida quirúrgicamente en enero del 2005 por un carcinoma ductal infiltrante de mama T1N0M0 (tumorectomía con vaciamiento axilar; tumor de 2 cm de radio). Inicia terapia radiante el 02/02/2005 y el 11/02/05 presenta radiodermitis localizada que motiva la interrupción del tratamiento (dosis administrada al momento de la interrupción 14,4 Gy). Reinicia el tratamiento el 12/05/05 y el 27/05/05 desarrolla radiotoxicidad cutánea aguda grado 3 (epitelitis húmeda confluente) que motiva la interrupción del tratamiento (dosis total 28,8 Gy con un fraccionamiento de 1,6 Gy/día). En

ese momento se atribuyó la radiotoxicidad a la posible coexistencia de una colagenopatía, no evidenciada por estudios posteriores.

Caso 2: paciente de sexo masculino de 50 años, con coronariopatía severa, sometido a una angioplastia coronaria (radiología intervencionista) el 6/05/03. En septiembre del 2003 desarrolla radiotoxicidad cutánea tardía grado 4 (lesión ulceronecrótica en región dorsal).

Los pacientes fueron inicialmente evaluados mediante examen físico, termografía digital y ultrasonografía de alta frecuencia (11 MHz). Ambos pacientes fueron tratados con un protocolo que incluyó la administración tópica de trolamina asociada a la administración oral de pentoxifilina (400 mg/día) y antioxidantes (una dosis diaria de 250 mg de ácido ascórbico, 3 mg de betacaroteno, 200 mg de ácido ascórbico y oligoelementos), con controles 1 o 2 veces por semana. La respuesta terapéutica se evaluó mediante seguimiento clínico, registro fotográfico seriado y exámenes complementarios: termografía y ultrasonografía de alta frecuencia. Estos estudios fueron realizados a tiempo inicial, a la semana 4 y a la semana 8.

2.3 Evaluación de la Radiosensibilidad *in vitro*

Las muestras de sangre fueron irradiadas *in vitro* con 0 Gy (control) y 2 Gy utilizando una fuente de Co-60 y analizadas mediante el test de MN y ensayo de cometa alcalino.

2.3.1 Test de MN: Se incubaron 0,8 ml a 1 ml de sangre entera, extraída por venopunción, en 8,5 ml de medio de cultivo RPMI 1640 (Gibco) suplementado con suero fetal bovino (Gibco) al 25% (v/v) a 37 ºC durante 72 horas. Los linfocitos fueron estimulados a dividirse con fitohemaglutinina M 3% (Gibco). A las 44 h de cultivo se agregó citocalasina B (6 μg/ml concentración final, Sigma) a fin de bloquear la citocinesis. A las 72 horas de incubación las células fueron colectadas por centrifugación y tratadas con solución hipotónica, según método de Iskandar (NaCl 0,9% / KCl 0,075 M, 9:1), para lograr la preservación del citoplasma. La fijación se realizó con metanol / acético (3:1) y se coloreó con Giemsa al 5% (pH 6,8). Se estableció la frecuencia de MN evaluando 500 a 1000 células binucleadas por muestra y por dosis, aplicando los criterios de Fenech, M. [10] para la identificación de células binucleadas y MN (Figura 1).

Los datos obtenidos de la aplicación del test de MN fueron analizados comparando las frecuencias esperadas de MN (curva de calibración de individuos sanos) con los valores observados después de la irradiación *in vitro*.

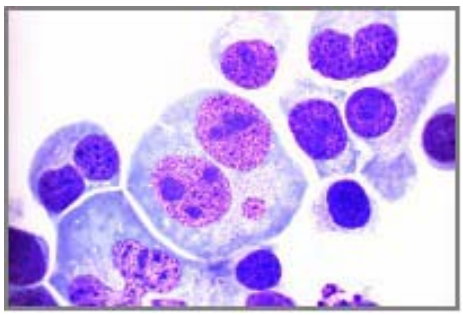


Figura 1. Linfocito binucleado con micronúcleo

2.3.2 Ensayo de Cometa Alcalino: Se realizó de acuerdo a las técnicas de Singh [11] y Tice [12] con modificaciones. Se preparó una fina capa de agarosa de punto de fusión normal al 1,5% sobre portaobjetos. Después de la irradiación, ≈25.000 células en 50 μl fueron mezcladas con 120 μl de agarosa de bajo punto de fusión al 0,5% y colocadas sobre los vidrios. Los vidrios fueron sumergidos en solución de lisis fría a pH 10 (NaCl 2,5 M; Na_2EDTA 100 mM, Tris 10 mM pH 10; Tritón X-100 1%; DMSO 10%) y mantenidos a 4 °C durante 60 min. A fin de permitir la desnaturalización del ADN y la difusión del buffer de lisis fuera del gel, los vidrios fueron mantenidos en buffer de electroforesis alcalino a pH 13 (Na_2EDTA 1 mM /NaOH 300 mM) durante 25 min. Subsecuentemente, los vidrios fueron transferidos a una cuba de electroforesis con buffer fresco y la corrida se realizó a 1,33 V/cm durante 25 min a 4 °C (20 V-125 mA). Los vidrios se neutralizaron en Tris 0,4 M pH 7,5 durante 5 min, se tiñeron con bromuro de etidio 20 μg/ml. Todo el proceso fue realizado en oscuridad y a 4 °C para impedir daño adicional del ADN.

Para la visualización del daño, las observaciones se realizaron con objetivo de 20x utilizando un microscopio de epifluorescencia con filtro de excitación: 510-560 nm y filtro barrera de 590 nm. Se evaluaron 50 a 100 cometas por muestra. Se recogieron las imágenes con una cámara digital (Figura 2). Las imágenes capturadas fueron analizadas aplicando un software de análisis de imágenes, CASP [13].

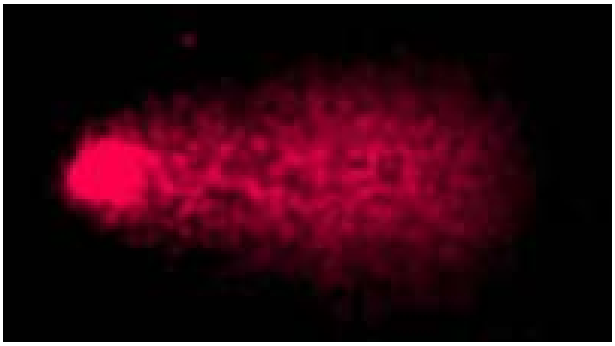


Figura 2. Ensayo de cometa alcalino (microfotografía digital)

Se evaluó la capacidad de reparación del ADN después de intervalos de tiempos de reparación de 0 minutos (daño inicial) – 120 minutos. El daño inducido en el ADN y la capacidad de reparación fueron cuantificados mediante el momento de la cola del cometa de Olive [14] cuya distribución fue ajustada a un modelo de Weibull de dos parámetros [15]. Se utilizó el parámetro alfa (valor característico) para describir los perfiles de reparación del ADN de los pacientes y los donantes sanos control, utilizados como muestra de referencia. Se aplicó un programa de regresión no lineal y ajuste de curvas (NLREG) para realizar los perfiles de reparación (ecuación 1)

$$TM(t) = TM_0 \cdot e^{-\left(\frac{t \cdot \ln 2}{T_{1/2}}\right)} + TM_R \qquad (1)$$

donde,

TM = Momento de la cola del cometa
TM_0 = *TM* inicial reparable
TM_R = *TM* residual no reparable
$T_{1/2}$ = tiempo medio de reparación, tiempo medio requerido por los linfocitos para reparar 50% del daño inicial
t = tiempo de incubación después de la exposición a 2 Gy *in vitro*

En estudios previos en el LDB [7] se identificaron tres subpoblaciones de individuos respecto a su radiosensibilidad clínica e *in vitro*, caracterizadas por las medias de sus tiempos medios de reparación ($T_{1/2}$):

- Controles sanos: 2,6±0,3 minutos.
- Pacientes con cáncer con respuesta promedio[1]: 4,7±2,9 minutos.
- Pacientes con respuesta aumentada: 24,9±10,4 minutos (pacientes con deficiencias en la capacidad de reparación de su ADN, comportándose como hipersensibles a las RI, y con manifestación de toxicidad aguda o tardía)

Las diferencias entre las medias resultaron significativas, verificadas con el test t-Student (Figura 3).

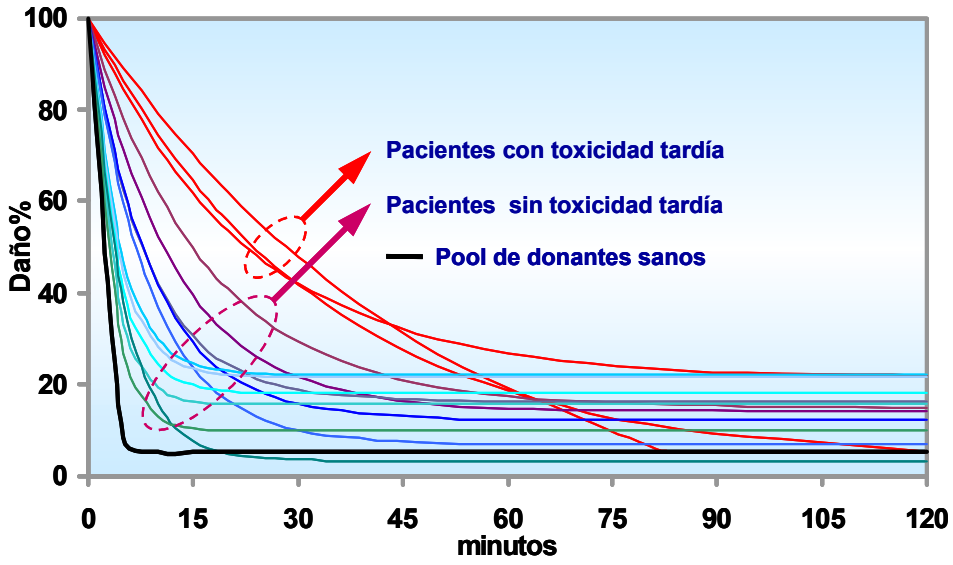


Figura 3 Perfiles de reparación del ADN en linfocitos humanos

[1] Los pacientes con cáncer evidenciaron una mayor dispersión en sus tiempos de reparación medios que podría estar asociada a su susceptibilidad intrínseca al riesgo carcinogenético

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

3.1 Evolución clínica del caso 1

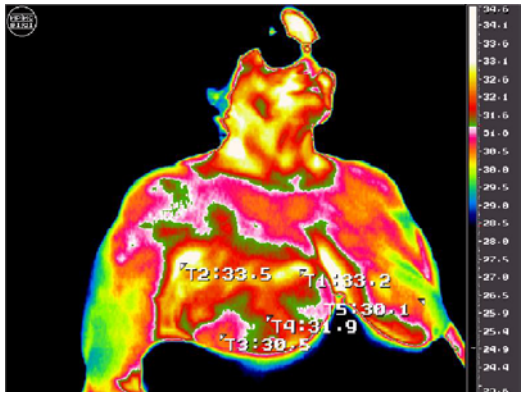
La paciente consulta al Hospital de Quemados el 06/06/05 por lesión en mama derecha con dolor y parestesias. Al examen físico se observa cicatriz de tumorectomía en mama derecha, eritema extendido con epitelitis exudativa flictenular confluente (Figura 4A). Se le solicitan estudios complementarios, se toman muestras de sangre periférica para evaluación de radiosensibilidad individual y se inicia el protocolo de tratamiento descripto. La ultrasonografía de alta resolución (24/08/2005) muestra mama derecha con cicatriz quirúrgica en hora XII y engrosamiento del espesor cutáneo. El tejido celular subcutáneo a nivel del cuadrante superoexterno se presenta engrosado, heterogéneo e hiperecogénico (edema). Mama izquierda sin particularidades. La termografía digital evidencia una extensa zona de hipertermia, con temperatura diferencial del orden de 3°C (Figura 4B).

Se le realiza una microbiopsia con aguja ecotomográfica el día 16/09/05 que evidencia un marcado aumento del espesor cutáneo (9 mm) y una biopsia por punción con aguja gruesa el día 04/10/05 que evidencia fibrosis de tipo cicatrizal[2].

Un estudio mamográfico efectuado el 04/10/2005 revela persistencia del engrosamiento cutáneo y edema del tejido celular subcutáneo. Mama izquierda sin evidencia de patología.

El día 20/06/05 la paciente presenta una respuesta favorable al tratamiento, con remisión de la sintomatología y marcada mejoría de las lesiones (Figura 4C). El día 26/10/05 todas sus lesiones dérmicas (excepto la zona que fuera biopsiada) han reepitelizado (Figura 4D).

A



B

[2] Ambas biopsias fueron solicitadas por el médico de cabecera y no forman parte del protocolo de estudio del HQGCBA

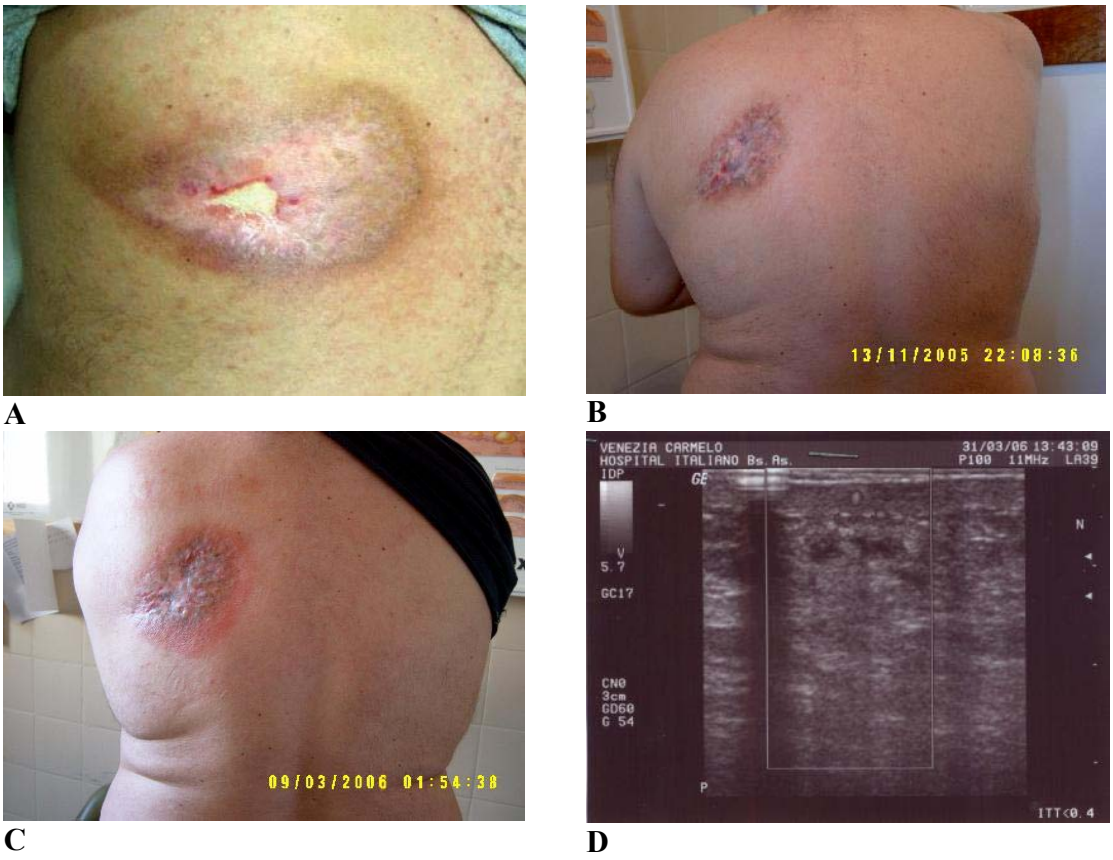
C

D

Figura 4. Evolución clínica del caso 1

3.2 Evolución clínica del caso 2

El paciente consulta al Hospital de Quemados el 05/09/03 por lesión en dorso izquierdo. Al examen físico se observa lesión ulceronecrótica en dorso izquierdo con retracción e induración de la piel, telangiectasias y discromías (Figura 5A). Refiere parestesias e intenso dolor. Se le solicitan estudios complementarios, se indica terapia analgésica y se inicia el protocolo de tratamiento descripto. El seguimiento clínico evidenció respuesta parcial, con persistencia de la sintomatología. La lesión reepiteliza al cabo de 1 año con secuela cicatrizal. En noviembre del 2005 la lesión permanece estable (Figura 5B) aunque persisten crisis aisladas de dolor que responden a terapia analgésica convencional. El 09/03/06 el paciente consulta por reagudización de la sintomatología. Al examen se constata halo eritematoso perilesional (Figura 5C). Se solicita nuevos exámenes complementarios y se toma una muestra de sangre periférica para evaluación de la radiosensibilidad individual. La ultrasonografía de alta resolución (31/03/06) muestra lesión cutánea dorsal izquierda con área hiperémica perilesional y aumento de la ecogenicidad del tejido celular subcutáneo con conservación de la diferencia de planos. En la zona central cicatrizal se observa material ecogénico heterogéneo compatible con tejido de granulación que, en profundidad, compromete la aponeurosis superficial y parte del espesor del plano muscular superficial. El espesor máximo de la lesión a nivel central es de 20 mm donde presenta además algunas áreas focales de aspecto líquido < a 3 mm (Figura 5D). La termografía digital (22/03/06) evidencia alteraciones termográficas que se extienden, en superficie, entre 3 a 4 cm por fuera de la lesión clínicamente visible. Los cambios termográficos comprometen entre 1.5 y 2.5 cm en profundidad.



A **B**

C **D**

Figura 5 Evolución clínica del caso 2

3.3 Evaluación de la radiosensibilidad individual

En el caso 1 la respuesta fue muy favorable, con mejoría local precoz y remisión completa de síntomas y signos al cabo de 5 meses. Tanto la frecuencia de micronúcleos como el ensayo del cometa mostraron valores compatibles con una radiosensibilidad normal (Tablas 2 y 3).

En el caso 2 se observó una respuesta parcial, con dolor resistente a los analgésicos y crisis de reagudización. En este caso, ambos ensayos indicaron hipersensibilidad a las RI en los linfocitos de sangre periférica del paciente (Tablas 2 y 3).

Caso	Dosis = 0 Gy		Dosis = 2 Gy	
	Frecuencia observada	Test de χ^2	Frecuencia observada	Test de χ^2
1	0,018	0,03	0,190	0,19
2	0,066	137,09	0,220	7,00

Tabla 2. Test de MN. Comparación de la frecuencia de MN observada (después de la irradiación con 2 Gy *in vitro*) con la frecuencia esperada (curva de calibración de individuos sanos). Valores de χ^2 superiores a 3,84 indican hipersensibilidad a las RI

Los datos obtenidos de la aplicación del test de MN fueron analizados comparando las frecuencias esperadas de MN (curva de calibración de individuos sanos) con los valores observados después de la irradiación *in vitro*, aplicando el test de χ^2. Valores > 3,84 (GL = 1; $p<0.05$) indican diferencias significativas entre las frecuencias de MN observadas y esperadas y por lo tanto, hipersensibilidad a las RI.

Los datos de tiempo medio de reparación, obtenidos de la aplicación del ensayo de cometa, fueron evaluados comparando los valores observados con las medias de los tiempos medios de reparación de las tres subpoblaciones de radiosensibilidad clínica e *in vitro*, previamente caracterizadas en nuestro laboratorio. Se identifica al paciente 2 como hipersensible a las RI.

Casos	**Radiosensibilidad clínica e *in vitro* -$T_{1/2}$ [min]**		
	Controles sanos (2,6±0,3)	Pacientes con respuesta promedio (4,7±2,9)	Pacientes con respuesta aumentada (24,9±10,4)
1		5,76	
2			19,8

Tabla 3. Ensayo de cometa. Comparación del tiempo medio de reparación (parámetro descriptor de la radiosensibilidad clínica e *in vitro*) obtenido para cada paciente (casos 1 y 2) con las medias de los tiempos medios de reparación de las tres subpoblaciones, previamente caracterizadas en nuestro laboratorio

4. CONCLUSIONES

La población humana no es homogénea en cuanto a su radiosensibilidad, existiendo subgrupos radiosensibles que manifiestan una incidencia aumentada tanto de efectos deterministas como estocásticos.

Los tests predictivos de radiosensibilidad individual (e.j: test de MN, ensayo de cometa, evaluación de desregulación de la apoptosis radioinducida) pueden resultar de utilidad para la prevención de radiolesiones en distintos ámbitos. Su potencial utilidad se vincula particularmente con las exposiciones médicas planificadas, como una herramienta adicional para la protección radiológica del paciente. En las exposiciones médicas de carácter terapéutico, posibilitarían la adecuación personalizada de los esquemas de tratamiento. Estos tests podrían ser aplicables para la evaluación de la radiosensibilidad previa a la realización de prácticas de radiología intervencionista que requieren largos tiempos de fluoroscopia, a fin de optimizar el procedimiento para disminuir la frecuencia de efectos adversos.

Asimismo, en situaciones de sobreexposición accidental a RI, estos indicadores tendrían valor pronóstico, contribuyendo al diseño de estrategias terapéuticas.

Adicionalmente, en el caso de lesiones ya constituidas facilitaría la mejor comprensión de los factores de predisposición, pudiendo tener un valor médico-legal.

Sin embargo, la aplicación de los ensayos de radiosensibilidad in vitro abre una serie de interrogantes:

¿Deberían aplicarse los actuales test de radiosensibilidad in vitro en casos de sospechados síndromes de hipersensibilidad a la RI, historia familiar de cáncer, niños con cáncer e historia familiar de cáncer, etc. a fin de personalizar el tratamiento del paciente?

¿Deberían las personas hipersensibles y los pacientes de cáncer hipersensibles no ser expuestos a las RI o ser expuestos en forma optimizada, con el objeto de prevenir el desarrollo de un cáncer primario o secundario? ¿Qué consejo debe darse?

La publicación Nº 79 del International Commission on Radiological Protection ICRP (Annals of the International Commission) [16], publicada en 1998, analiza la susceptibilidad genética (radiosensibilidad individual) en el cáncer y especialmente la posible influencia de esta susceptibilidad en protección radiológica en general. Este documento dice en sus conclusiones que para la población general el número de individuos hipersensibles no conduce a distorsiones medibles de la estimación de riesgo de la población y que en consecuencia las normas para radioprotección no necesitan ser modificadas. Sin embargo, el mismo documento señala que tomando en cuenta el creciente uso de las RI con fines terapéuticos, especial consideración del impacto de la radiosensibilidad debe ser aplicado en el futuro.

Entendemos que hay dos razones para esta conclusión abierta:1) la alta tasa de casos de hipersensibilidad a las RI en la población de pacientes con cáncer y 2) las altas dosis requeridas para curar los tumores malignos.

Aunque parece improbable que las normas básicas de radioprotección cambien, sería importante saber: ¿Qué porcentaje de la población en general y qué porcentaje de los pacientes con cáncer son hipersensibles a los efectos de las RI? ¿Deberíamos evaluar a los pacientes con cáncer respecto de su radiosensibilidad previamente a su tratamiento?

Se concluye que se requiere una mayor investigación y discusiones multidisciplinarias consensuadas, en el ámbito de la radiobiología, la radiopatología y la protección radiológica, a fin de determinar a qué cambios autorizaría este conocimiento.

Asimismo, la conformación de grupos interdisciplinarios ad hoc para el abordaje de las radiolesiones localizadas ofrece a estos pacientes un marco de contención que posibilita su acceso a métodos diagnósticos y estrategias terapéuticas adecuadas a cada caso particular, tanto en condiciones normales como en situaciones de emergencia radiológica.

La extensión de los estudios de radiosensibilidad individual a un mayor número de pacientes y la aplicación de múltiples factores biológicos pronóstico permitirá obtener información más completa de la radiosensibilidad individual y de la aplicabilidad de ensayos rápidos y de fácil implementación en el laboratorio clínico que puedan ser predictivos de la respuesta del paciente a la radioterapia, permitiendo la elección de un protocolo de radioterapia personalizado para cada paciente, que pueda brindarle una mejor evolución. Estos resultados permitirán determinar la aplicabilidad de los ensayos predictivos en la identificación de subgrupos radiosensibles y podrían conducir a la

consideración de los ensayos de radiosensibilidad *in vitro* como uno de los parámetros a tomar en cuenta en un score de gravedad en casos de síndrome cutáneo radioinducido.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen la contribución de los Doctores Roberto Rojas, Matías Rojas y la Dra. Adriana Cóppola por haber efectuado los estudios de ultrasonografía de alta resolución, al Dr. Manuel Cymberknoh y Dr. Vladislav Vasilenko por la realización de los estudios termográficos.

REFERENCIAS

1. Twardella D, Chang-Claude J., "Studies on radiosensitivity from an epidemiological point of view – overview of methods and results" *Radiother Oncol,* **62**, p.249-260 (2002).
2. Popanda O, Ebbeler R, Twardella D et al., "Radiation-induced DNA damage and repair in lymphocytes from breast cancer patients and their correlation with acute skin reactions to radiotherapy", *Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys.*, **55 (5)**, p. 1216 – 1225 (2003).
3. Bourguignon MH, Gisone PA, Perez MR, Michelin S, Dubner D, Di Giorgio M, Carosella ED, "Genetic and epigenetic features in radiation sensitivity. Part I: Cell signalling in radiation response", *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging* **32 (2)**, p. 229-246 (2005).
4. Bourguignon MH, Gisone PA, Perez MR, Michelin S, Dubner D, Di Giorgio M, Carosella ED, "Genetic and epigenetic features in radiation sensitivity. Part II: Implications for clinical practice and radiation protection", *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging,* **32 (3)**, p. 351-368 (2005).
5. Di Giorgio M, Sardi, M, Busto, E, Vallerga M, Taja M, Mairal L, "Assessment of individual radiosensitivity in human lymphocytes using micronucleus and microgel electrophoresis "Comet" assays". Memorias del 11º Congreso Internacional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA 11), Madrid – España, 23-28 de mayo de 2004.
6. Sardi M, Busto E, Vallerga M, Di Giorgio, M "Capacidad de reparación del daño radioinducido en el ADN como factor predictivo de la toxicidad en pacientes con cáncer que reciben radioterapia". XXV Reunión Anual de la Asociación Argentina de Oncología Clínica, 9-10 de junio de 2005.
7. Di Giorgio M, , Busto M, Vallerga M, Sardi, M, "DNA repair capacity as predictive radiation sensitivity test. Inferences for clinical practice and radiation protection", Radiaton Research Society – Memorias de la 47 Memoria Anual de American Society for Therapeutic Radiology and Oncology, Denver – Colorado – USA, 16-20 de octubre de 2005.

8. Criterios propuestos por el Grupo Cooperativo "Criterios Comunes de Toxicidad" European Organization Radiation Treatment of Cancer (EORTC) y Radiation Therapy Oncology Group (RTOG)
9. Peter Ru, "The cutaneous radiation syndrome", *Advances in Biosciences,* **94,** p. 237-240 (1994).
10. Fenech, M., "The in vitro micronucleus technique", *Mutat. Res.*, **455**, p.81-95 (2000).
11. Singh N.P, Mc Coy MT, Tice RR., Schneider EL. "A simple technique for quantitation of low levels of DNA damage in individual cells" *Exp. Cell Res*., **175**, p. 184-191 (1988).
12. Tice RR., "The single cell gel/comet assay: a microgel electrophoretic technique for the detection of DNA damage and repair in individual cells", *Environmental mutagenesis*, D.H.Phillips and S.Venitt, eds. Oxford, 315-339 (1995).
13. Końca K, Lankoff A, Lisowska H, Kuszewski T, Góźdź S, Koza Z, Wojcik A., "A cross-platform public domain PC image-analysis program for the comet assay", *Mutat. Res*., **534**, p.15-20 (2003).
14. Olive PL, Banáth JB, Durand RE, "Heterogeneity in radiation induced DNA damage and repair in tumor and normal cells measured using the comet assay", *Radiat. Res*., **122**, p. 86-94 (1990).
15. Ejchart A, Sadlej-Sosnowska N, "Statistical evaluation and comparison of comet assay results", *Mutat. Res*., **534**, p. 85-92 (2003).
16. *Annals of the International Commission on Radiological Protection ICRP* Publication Nº79: Genetic susceptibility to cancer. Elmsford: Pergamon (1998).

Evaluación de la radiosensibilidad individual en pacientes sometidos a exposiciones médicas que manifiestan reacciones cutáneas severas

Di Giorgio, M.; Portas, M.; Vallerga, M.B. y Pérez, M. del R.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Evaluación de la Radiosensibilidad Individual en Pacientes Sometidos a Exposiciones Médicas que Manifiestan Reacciones Cutáneas Severas

Di Giorgio Marina[(1)], Portas Mercedes[(2)], Vallerga María Belén[(1)], Pérez María del Rosario[(3)]

[(1)] Laboratorio de Dosimetría Biológica, Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
[(2)] Comité Radiopatología, Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires, Argentina
[(3)] Laboratorio de Radiopatología, Autoridad Regulatoria Nuclear, Buenos Aires, Argentina

Resumen

El Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires (HQGCBA) es un hospital de referencia de la Red de Respuesta Médica en Emergencias Radiológicas de la República Argentina. En el marco de un acuerdo entre el HQGCBA y la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), se encuentra en ejecución un protocolo de estudio para el abordaje diagnóstico y terapéutico de lesiones cutáneas radioinducidas. Existen variaciones individuales que pueden condicionar la respuesta a las radiaciones ionizantes (RI), tanto en exposiciones accidentales como programadas (radioterapia, radiología intervencionista). En este contexto, se evaluó la radiosensibilidad individual en los pacientes enrolados en este protocolo que presentaron reacciones cutáneas agudas o tardías, con grados de severidad 3-4 (criterios EORTC/RTOG). La capacidad de reparación del ADN fue evaluada en linfocitos de sangre periférica irradiados *in vitro* (2 Gy, gamma de Co-60) mediante las técnicas de micronúcleos y ensayo de cometa en condiciones alcalinas. En este trabajo se presentan dos casos en los que se aplicó este protocolo de estudio, se describe la respuesta terapéutica y su correlato con los hallazgos de los tests de radiosensibilidad.

Caso 1: paciente de sexo femenino, sometido a radioterapia externa por un carcinoma ductal infiltrante de mama; desarrolló radiotoxicidad cutánea aguda grado 3 (epitelitis húmeda confluente) que motivó la interrupción del tratamiento.

Caso 2: paciente de sexo masculino, sometido a una angioplastia coronaria (radiología intervencionista); desarrolló radiotoxicidad cutánea tardía grado 4 (ulceración en región dorsal).

Ambos pacientes fueron tratados con trolamina tópica asociada a administración sistémica de pentoxifilina y antioxidantes. La respuesta terapéutica se evaluó mediante seguimiento clínico, registro fotográfico seriado y exámenes complementarios (termografía y ultrasonografía de alta frecuencia). En el caso 1 la respuesta fue muy favorable, con mejoría local precoz y remisión completa de síntomas y signos al cabo de 5 meses. Tanto la frecuencia de micronúcleos como el ensayo del cometa mostraron valores compatibles con una radiosensibilidad normal. En el caso 2 se observó una respuesta parcial, con dolor resistente a los analgésicos y crisis de reagudización. En este caso, ambos ensayos indicaron hipersensibilidad a las RI en los linfocitos de sangre periférica del paciente.

Se concluye que los bioindicadores de radiosensibilidad individual pueden resultar de utilidad para la prevención de radiolesiones, mediante la adecuación personalizada de esquemas terapéuticos que impliquen la utilización de RI. Asimismo, en situaciones de sobreexposición accidental a RI, estos indicadores tendrían valor pronóstico, contribuyendo al diseño de estrategias terapéuticas.

1. INTRODUCCIÓN

Las radiolesiones localizadas constituyen los eventos radiológicos accidentales más frecuentes. Estas lesiones, a altas dosis, producen efectos deletéreos en todos los sistemas involucrados, particularmente en los tejidos dermoepidérmicos, pero también en estructuras vasculares y tejidos subyacentes pudiendo llevar a la necrosis, a la pérdida de miembros o al compromiso de vísceras profundas. Otro evento posible es el desarrollo de fibrosis con serias consecuencias funcionales. Estos efectos son influenciados por la dosis absorbida, la tasa de dosis y el fraccionamiento, así como también por la radiosensibilidad individual.

La radiosensibilidad individual es una característica inherente al sujeto, asociada con una reacción aumentada a las radiaciones ionizantes. Se ha observado que 5 - 7% de los pacientes sometidos a protocolos de irradiación terapéutica desarrollan efectos adversos en los tejidos sanos en el volumen de irradiación, denominados "radiosensibilidad o respuesta clínica" e incluye radiotoxicidad aguda y/o tardía (con dosis inferiores a la dosis de tolerancia en tejidos sanos) e inducción de cáncer [1]. Se sugiere que la incidencia y severidad de estas reacciones está principalmente influenciada por la susceptibilidad genética a la radiación [2], aunque diversos factores relacionados con el paciente: estados de alteración de la microvasculatura (diabetes, senescencia, ateroesclerosis) y alteraciones de la respuesta inmune (colagenopatías) pueden modificar la respuesta tisular a las radiaciones ionizantes (RI).

En los últimos años ha aumentado el interés en la evaluación de la susceptibilidad genética en relación con la hipersensibilidad al riesgo carcinogénico (efectos estocásticos) y con la hipersensibilidad a los efectos deterministas de las RI. Probablemente estos dos tipos de hipersensibilidad coexistan en un número de situaciones, siendo la misma causa biológica (deficiencias en la capacidad de reparación del ADN) la que puede conducir tanto a un riesgo aumentado de cáncer radioinducido como a severos efectos deterministas de la radiación [3].

Numerosos estudios han sido llevados a cabo con el objeto de evaluar si existe una correlación entre la radiosensibilidad clínica y la radiosensibilidad celular determinada mediante ensayos in vitro en fibroblastos y linfocitos [4]. Distintos parámetros biológicos tales como sobrevida clonogénica, formación de aberraciones cromosómicas, disminución de la apoptosis radioinducida y capacidad de reparación del daño radioinducido han sido aplicados en la evaluación de la radiosensibilidad *in vitro*. Adicionalmente, la naturaleza de los desórdenes genéticos asociados con hipersensibilidad a las radiaciones (Ej. mutaciones en los genes ATM y NBS, relacionados con Ataxia Telangectasia y síndrome de Nijmegen respectivamente), sugiere que los mecanismos de reparación del ADN se hallan involucrados.

Dado que los defectos en los sistemas de reparación del ADN tienen un impacto considerable en la radiosensibilidad, la caracterización de la capacidad de reparación del ADN en los linfocitos mediante la aplicación del test de micronúcleos (MN) con bloqueo de la citocinesis y el ensayo de cometa (electroforesis en gel de células individuales) podrían ser aproximaciones apropiadas para evaluar la radiosensibilidad *in vitro*. Usamos el término *"capacidad de reparación del ADN"* para describir diferentes técnicas y manifestaciones, de las cuales no todas son necesariamente una expresión directa de la reparación del daño en ADN pero representan una medida de daño no reparado.

En estudios previos, en el laboratorio de Dosimetría Biológica de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), se evaluaron prospectivamente, retrospectivamente y pre-tratamiento radiante poblaciones no seleccionadas de pacientes con cáncer sometidos a esquemas de radioterapia, analizados mediante la aplicación del test de MN y ensayo de cometa alcalino. Los resultados de estos estudios indican que:

- En aquellos pacientes que desarrollaron toxicidad tardía, las frecuencias de MN espontáneas y radioinducidas (2 Gy *in vitro*) resultaron significativamente mayores, respecto de las esperadas a partir de la curva de calibración.
- La aplicación del ensayo de cometa permitió determinar el daño inicial en el ADN, la velocidad de reparación (tiempo medio de reparación) y el daño residual después de un tiempo de reparación específico. Su aplicación en un grupo de pacientes con y sin toxicidad tardía permitió confirmar la correlación entre dicho ensayo *in vitro* y la respuesta clínica.

Adicionalmente, estudios de nuestro laboratorio, aplicando el ensayo de cometa en pacientes heterocigotas y homocigotas con síndromes de hipersensibilidad a las RI sustentan la utilización del ensayo como una herramienta apropiada para poner de manifiesto defectos en la capacidad de reparación del ADN.

El Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires (HQGCBA) es un hospital de referencia de la Red de Respuesta Médica en Emergencias Radiológicas de la República Argentina. En el marco de un acuerdo entre el HQGCBA y la ARN, se encuentra en ejecución un protocolo de estudio para el abordaje diagnóstico y terapéutico de lesiones cutáneas radioinducidas. Existen variaciones individuales que pueden condicionar la respuesta a las RI, tanto en exposiciones accidentales como programadas (radioterapia, radiología intervencionista). Como parte de este protocolo de trabajo se estudia la radiosensibilidad de los pacientes que presentaron reacciones cutáneas agudas o tardías, con grados de severidad 3-4 según criterios EORTC/RTOG [5]. Los recursos terapéuticos para este tipo de lesiones incluyen el abordaje farmacológico para las manifestaciones inflamatorias, epitelitis exudativa y ulceraciones superficiales y el abordaje quirúrgico para la mayor parte de las ulceraciones profundas y las necrosis.

El objetivo del presente trabajo es presentar dos casos representativos en los que se aplicó este protocolo de estudio, se describe la respuesta terapéutica y su correlato con los hallazgos de los tests de radiosensibilidad.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1 Criterios para Evaluación de Radiotoxicidad

Se consideran reacciones agudas aquellas que se presentan dentro de los 90 días a partir del inicio de la terapia radiante. Se categorizan de acuerdo a los criterios para registro de radiotoxicidad cutánea aguda propuestos por EORTC/RTOG [5].

Se consideran reacciones tardías aquellas que se presentan más allá de los 90 días a partir del inicio de la terapia radiante. Se categorizan de acuerdo a los criterios para registro de radiotoxicidad tardía en piel y tejido celular subcutáneo propuestos por EORTC/RTOG [5].

Para el caso de prácticas intervencionistas, se adoptan los mismos criterios (Tabla 1).

Grado	RADIOTOXICIDAD AGUDA	RADIOTOXICIDAD TARDIA
0	No se observan cambios respecto de la línea de base	Ningún signo
1	Eritema folicular, leve, difuso Depilación Prurito Descamación seca Hiposudoración	Atrofia leve difusa Cambios pigmentarios Pérdida parcial del vello
2	Eritema marcado Descamación húmeda en focos circunscriptos Edema moderado	Focos de atrofia moderada Telangiectasias moderadas Pérdida total del vello
3	Descamación húmeda confluente Edema severo	Áreas confluentes de atrofia marcada Telangiectasias severas
4	Hemorragias Ulceración Necrosis	ulceración

Tabla 1. Criterios de radiotoxicidad - Piel EORTC/RTOG

2.2 Descripción de los Casos

Los pacientes seleccionados presentaron síndrome cutáneo radioinducido, término que involucra los procesos fisiopatológicos y clínicos debidos a la exposición a las RI de la piel y mucosas [6]:

Caso 1: paciente de sexo femenino de 78 años intervenida quirúrgicamente en enero del 2005 por un carcinoma ductal infiltrante de mama T1N0M0 (tumorectomía con vaciamiento axilar; tumor de 2 cm de radio). Inicia terapia radiante el 02/02/2005 y el 11/02/05 presenta radiodermitis localizada que motiva la interrupción del tratamiento (dosis administrada al momento de la interrupción 14,4 Gy). Reinicia el tratamiento el 12/05/05 y el 27/05/05 desarrolla radiotoxicidad cutánea aguda grado 3 (epitelitis húmeda confluente) que motiva la interrupción del tratamiento (dosis total 28,8 Gy con un fraccionamiento de 1,6 Gy/día). En ese momento se atribuyó la radiotoxicidad a la posible coexistencia de una colagenopatía, no evidenciada por estudios posteriores.

Caso 2: paciente de sexo masculino de 50 años, con coronariopatía severa, sometido a una angioplastia coronaria (radiología intervencionista) el 6/05/03. En septiembre del 2003 desarrolla radiotoxicidad cutánea tardía grado 4 (lesión ulceronecrótica en región dorsal).

Los pacientes fueron inicialmente evaluados mediante examen físico, termografía digital y ultrasonografía de alta frecuencia (11 MHz). Ambos pacientes fueron tratados con un protocolo que incluyó la administración tópica de trolamina asociada a la administración oral de pentoxifilina (400 mg/día) y antioxidantes (una dosis diaria de 250 mg de ácido ascórbico, 3 mg de betacaroteno, 200 mg de ácido ascórbico y oligoelementos). La respuesta terapéutica se evaluó mediante seguimiento clínico, registro fotográfico seriado y exámenes complementarios (termografía y ultrasonografía de alta frecuencia).

2.3 Evaluación de la Radiosensibilidad *in vitro*

Las muestras de sangre fueron irradiadas *in vitro* con 0 Gy (control) y 2 Gy utilizando una fuente de Co-60 y analizadas mediante el test de MN y ensayo de cometa alcalino.

2.3.1 Test de MN: Se incubaron 0,8 ml a 1 ml de sangre entera, extraída por venopunción, en 8,5 ml de medio de cultivo RPMI 1640 (Gibco) suplementado con suero fetal bovino (Gibco) al 25% (v/v) a 37 ºC durante 72 horas. Los linfocitos fueron estimulados a dividirse con fitohemaglutinina M 3% (Gibco). A las 44 h de cultivo se agregó citocalasina B (6 µg/ml concentración final, Sigma) a fin de bloquear la citocinesis. A las 72 horas de incubación las células fueron colectadas por centrifugación y tratadas con solución hipotónica, según método de Iskandar (NaCl 0,9% / KCl 0,075 M, 9:1), para lograr la preservación del citoplasma. La fijación se realizó con metanol / acético (3:1) y se coloreó con Giemsa al 5% (pH 6,8). Se estableció la frecuencia de MN evaluando 500 a 1000 células binucleadas por muestra y por dosis, aplicando los criterios de Fenech, M. [7] para la identificación de células binucleadas y MN (Figura 1).
Los datos obtenidos de la aplicación del test de MN fueron analizados comparando las frecuencias esperadas de MN (curva de calibración de individuos sanos) con los valores observados después de la irradiación *in vitro*.

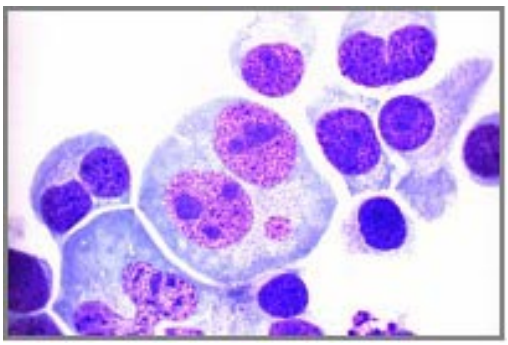


Figura 1 Linfocito binucleado con micronúcleo

2.3.2 Ensayo de Cometa Alcalino: Se realizó de acuerdo a las técnicas de Singh [8] y Tice [9] con modificaciones. Se preparó una fina capa de agarosa de punto de fusión normal al 1,5% sobre portaobjetos. Después de la irradiación, ≈25.000 células en 50 µl fueron mezcladas con 120 µl de agarosa de bajo punto de fusión al 0,5% y colocadas sobre los vidrios. Los vidrios fueron sumergidos en solución de lisis fría a pH 10 (NaCl 2,5 M; Na_2EDTA 100 mM, Tris 10 mM pH 10; Tritón X-100 1%; DMSO 10%) y mantenidos a 4 °C durante 60 min. A fin de permitir la desnaturalización del ADN y la difusión del buffer de lisis fuera del gel, los vidrios fueron mantenidos en buffer de electroforesis alcalino a pH 13 (Na_2EDTA 1 mM /NaOH 300 mM) durante 25 min. Subsecuentemente, los vidrios fueron transferidos a una cuba de electroforesis con buffer fresco y la corrida se realizó a 1,33 V/cm durante 25 min a 4 °C (20 V-125 mA). Los vidrios se neutralizaron en Tris 0,4 M pH 7,5 durante 5 min, se tiñeron con bromuro de etidio 20 µg/ml. Todo el proceso fue realizado en oscuridad y a 4 °C para impedir daño adicional del ADN.
Para la visualización del daño, las observaciones se realizaron con objetivo de 20x utilizando un microscopio de epifluorescencia con filtro de excitación: 510-560 nm y filtro barrera de 590 nm. Se evaluaron 50 a 100 cometas por muestra. Se recogieron las imágenes con una cámara digital

(Figura 2). Las imágenes capturadas fueron analizadas aplicando un software de análisis de imágenes, CASP [10].

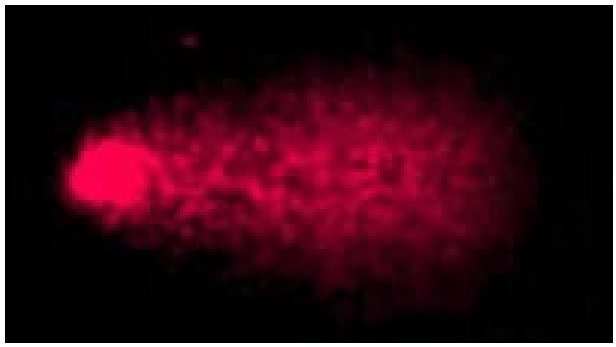


Figura 2 Ensayo de cometa alcalino (microfotografía digital)

Se evaluó la capacidad de reparación del ADN después de intervalos de tiempos de reparación de 0 minutos (daño inicial) – 120 minutos. El daño inducido en el ADN y la capacidad de reparación fueron cuantificados mediante el momento de la cola del cometa de Olive [11] cuya distribución fue ajustada a un modelo de Weibull de dos parámetros [12]. Se utilizó el parámetro alfa (valor característico) para describir los perfiles de reparación del ADN de los pacientes y los donantes sanos control, utilizados como muestra de referencia. Se aplicó un programa de regresión no lineal y ajuste de curvas (NLREG) para realizar los perfiles de reparación (ecuación 1)

$$TM(t) = TM_0 \cdot e^{-\left(\frac{t \cdot \ln 2}{T_{1/2}}\right)} + TM_R \qquad (1)$$

donde,

TM = Momento de la cola del cometa
TM_0 = *TM* inicial reparable
TM_R = *TM* residual no reparable
$T_{1/2}$ = tiempo medio de reparación, tiempo medio requerido por los linfocitos para reparar 50% del daño inicial
t = tiempo de incubación después de la exposición a 2 Gy *in vitro*

En estudios previos en nuestro laboratorio [13] se identificaron tres subpoblaciones de individuos respecto a su radiosensibilidad clínica e *in vitro*, caracterizadas por las medias de sus tiempos medios de reparación ($T_{1/2}$):

- Controles sanos: 2,6±0,3 minutos.
- Pacientes con cáncer con respuesta promedio[1]: 4,7±2,9 minutos.
- Pacientes con respuesta aumentada: 24,9±10,4 minutos (pacientes con deficiencias en la capacidad de reparación de su ADN, comportándose como hipersensibles a las RI, y con manifestación de toxicidad aguda o tardía)

Las diferencias entre las medias resultaron significativas, verificadas con el test t-Student (Figura 3).

[1] Los pacientes con cáncer evidenciaron una mayor dispersión en sus tiempos de reparación medios que podría estar asociada a su susceptibilidad intrínseca al riesgo carcinogenético

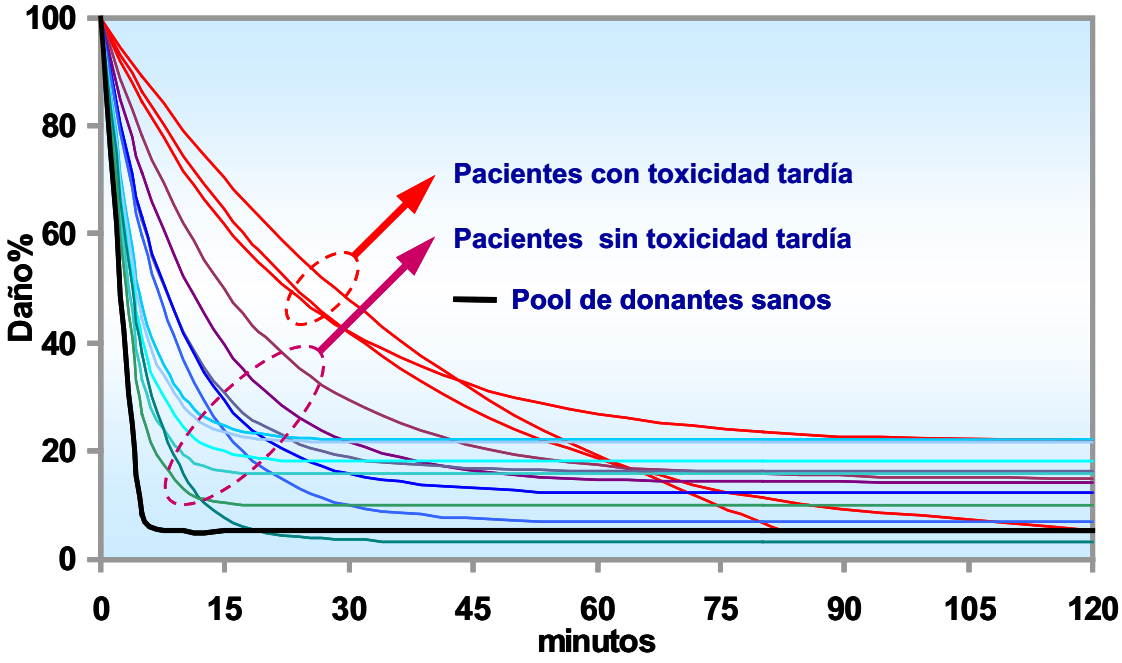


Figura 3 Perfiles de reparación del ADN en linfocitos humanos

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

3.1 Evolución clínica del caso 1

La paciente consulta al Hospital de Quemados el 06/06/05 por lesión en mama derecha con dolor y parestesias. Al examen físico se observa cicatriz de tumorectomía en mama derecha, eritema extendido con epitelitis exudativa flictenular confluente (Figura 4A). Se le solicitan estudios complementarios, se toman muestras de sangre periférica para evaluación de radiosensibilidad individual y se inicia el protocolo de tratamiento descripto. La ultrasonografía de alta resolución (24/08/2005) muestra mama derecha con cicatriz quirúrgica en hora XII y engrosamiento del espesor cutáneo. El tejido celular subcutáneo a nivel del cuadrante superoexterno se presenta engrosado, heterogéneo e hiperecogénico (edema). Mama izquierda sin particularidades. La termografía digital evidencia una extensa zona de hipertermia, con temperatura diferencial del orden de 3°C (Figura 4B).
Se le realiza una microbiopsia con aguja ecotomográfica el día 16/09/05 que evidencia un marcado aumento del espesor cutáneo (9 mm) y una biopsia por punción con aguja gruesa el día 04/10/05 que evidencia fibrosis de tipo cicatrizal[2].
Un estudio mamográfico efectuado el 04/10/2005 revela persistencia del engrosamiento cutáneo y edema del tejido celular subcutáneo. Mama izquierda sin evidencia de patología.
El día 20/06/05 la paciente presenta una respuesta favorable al tratamiento, con remisión de la sintomatología y marcada mejoría de las lesiones (Figura 4C). El día 26/10/05 todas sus lesiones dérmicas (excepto la zona que fuera biopsiada) han reepitelizado (Figura 4D).

[2] Ambas biopsias fueron solicitadas por el médico de cabecera y no forman parte del protocolo de estudio del HQGCBA

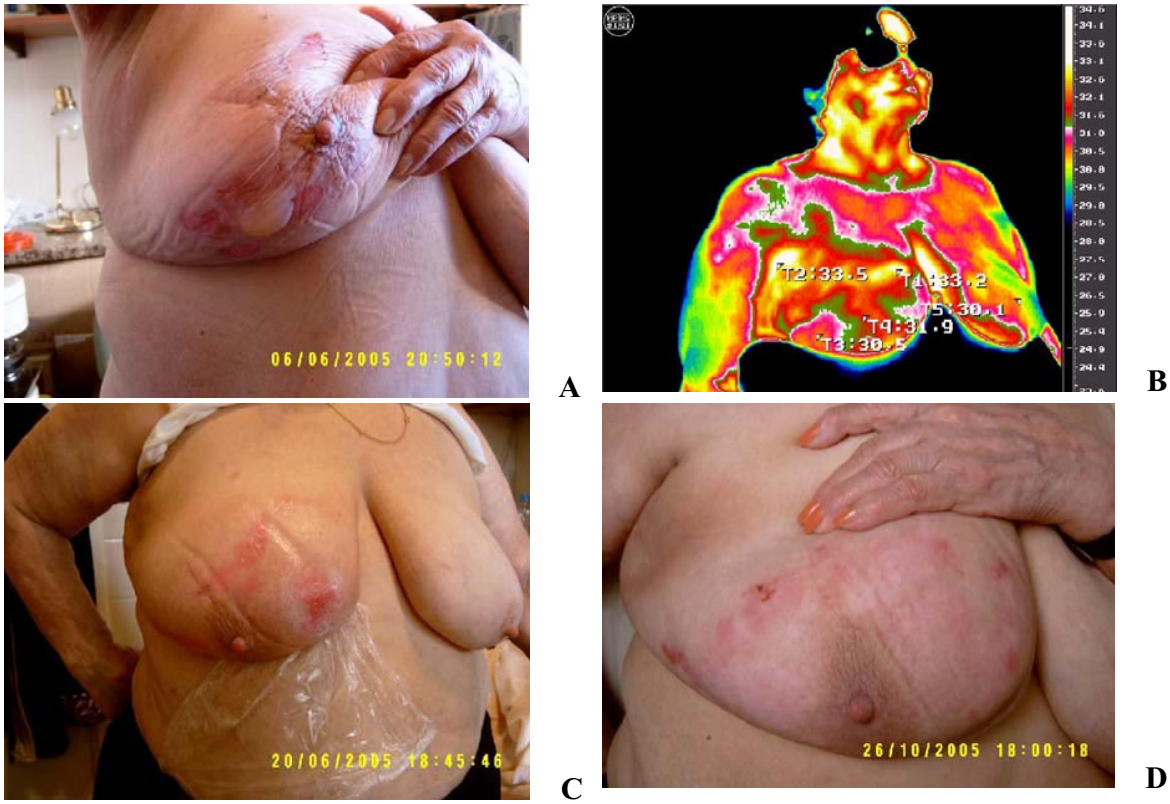
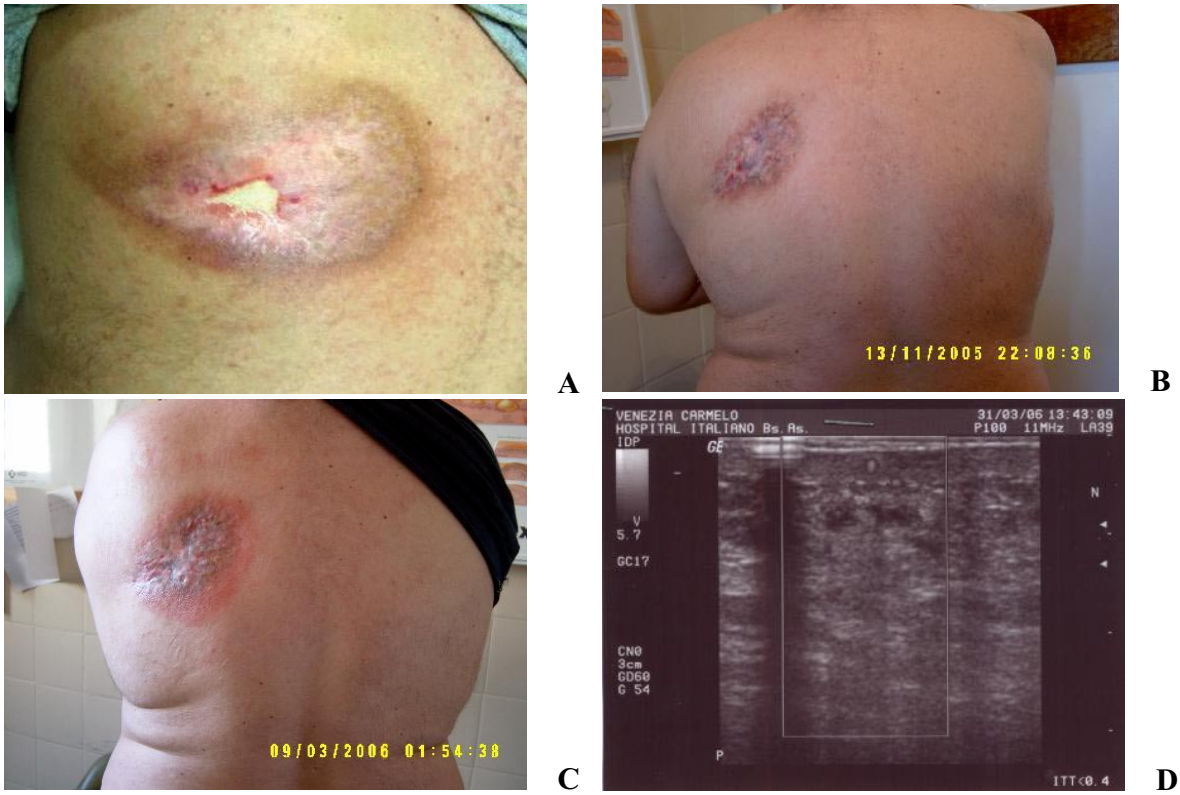


Figura 4 Evolución clínica del caso 1

3.2 Evolución clínica del caso 2

El paciente consulta al Hospital de Quemados el 05/09/03 por lesión en dorso derecho. Al examen físico se observa lesión ulceronecrótica en dorso izquierdo con retracción e induración de la piel, telangiectasias y discromías (Figura 5A). Refiere parestesias e intenso dolor. Se le solicitan estudios complementarios, se indica terapia analgésica y se inicia el protocolo de tratamiento descripto. El seguimiento clínico evidenció respuesta parcial, con persistencia de la sintomatología. La lesión reepiteliza al cabo de 1 año con secuela cicatrizal. En noviembre del 2005 la lesión permanece estable (Figura 5B) aunque persisten crisis aisladas de dolor que responden a terapia analgésica convencional. El 09/03/06 el paciente consulta por reagudización de la sintomatología. Al examen se constata halo eritematoso perilesional (Figura 5C). Se solicita nuevos exámenes complementarios y se toma una muestra de sangre periférica para evaluación de la radiosensibilidad individual. La ultrasonografía de alta resolución (31/03/06) muestra lesión cutánea dorsal izquierda con área hiperémica perilesional y aumento de la ecogenicidad del tejido celular subcutáneo con conservación de la diferencia de planos. En la zona central cicatrizal se observa material ecogénico heterogéneo compatible con tejido de granulación que, en profundidad, compromete la aponeurosis superficial y parte del espesor del plano muscular superficial. El espesor máximo de la lesión a nivel central es de 20 mm donde presenta además algunas áreas focales de aspecto líquido < a 3 mm (Figura 5D). La termografía digital (22/03/06) evidencia alteraciones termográficas que se extienden, en superficie, entre 3 a 4 cm por fuera de la lesión clínicamente visible. Los cambios termográficos comprometen entre 1.5 y 2.5 cm en profundidad.



A B C D

Figura 5 Evolución clínica del caso 2

3.3 Evaluación de la radiosensibilidad individual

En el caso 1 la respuesta fue muy favorable, con mejoría local precoz y remisión completa de síntomas y signos al cabo de 5 meses. Tanto la frecuencia de micronúcleos como el ensayo del cometa mostraron valores compatibles con una radiosensibilidad normal (Tablas 2 y 3).
En el caso 2 se observó una respuesta parcial, con dolor resistente a los analgésicos y crisis de reagudización. En este caso, ambos ensayos indicaron hipersensibilidad a las RI en los linfocitos de sangre periférica del paciente (Tablas 2 y 3).

Caso	Dosis = 0 Gy		Dosis = 2 Gy	
	Frecuencia observada	Test de χ^2	Frecuencia observada	Test de χ^2
1	0,018	0,03	0,190	0,19
2	0,066	137,09	0,220	7,00

Tabla 2. Test de MN. Comparación de la frecuencia de MN observada (después de la irradiación con 2 Gy *in vitro*) con la frecuencia esperada (curva de calibración de individuos sanos). Valores de χ^2 superiores a 3,84 indican hipersensibilidad a las RI

Los datos obtenidos de la aplicación del test de MN fueron analizados comparando las frecuencias esperadas de MN (curva de calibración de individuos sanos) con los valores observados después de la irradiación *in vitro*, aplicando el test de χ^2. Valores > 3,84 (GL = 1; $p<0.05$) indican diferencias significativas entre las frecuencias de MN observadas y esperadas y por lo tanto, hipersensibilidad a las RI.

Los datos de tiempo medio de reparación, obtenidos de la aplicación del ensayo de cometa, fueron evaluados comparando los valores observados con las medias de los tiempos medios de reparación de las tres subpoblaciones de radiosensibilidad clínica e *in vitro*, previamente caracterizadas en nuestro laboratorio. Se identifica al paciente 2 como hipersensible a las RI.

Casos	**Radiosensibilidad clínica e *in vitro* -$T_{1/2}$ [min]**		
	Controles sanos (2,6±0,3)	Pacientes con respuesta promedio (4,7±2,9)	Pacientes con respuesta aumentada (24,9±10,4)
1		5,76	
2			19,8

Tabla 3. Ensayo de cometa. Comparación del tiempo medio de reparación (parámetro descriptor de la radiosensibilidad clínica e *in vitro*) obtenido para cada paciente (casos 1 y 2) con las medias de los tiempos medios de reparación de las tres subpoblaciones, previamente caracterizadas en nuestro laboratorio

4. CONCLUSIONES

La población humana no es homogénea en cuanto a su radiosensibilidad, existiendo subgrupos radiosensibles que manifiestan una incidencia aumentada tanto de efectos deterministas como estocásticos.

Los tests predictivos de radiosensibilidad individual (e. j: test de MN, ensayo de cometa, evaluación de desregulación de la apoptosis radioinducida) pueden resultar de utilidad para la prevención de radiolesiones en distintos ámbitos. Su potencial utilidad se vincula particularmente con las exposiciones médicas planificadas, como una herramienta adicional para la protección radiológica del paciente. En las exposiciones médicas de carácter terapéutico, posibilitarían la adecuación personalizada de los esquemas de tratamiento. Estos tests podrían ser aplicables para la evaluación de la radiosensibilidad previa a la realización de prácticas de radiología intervencionista que requieren largos tiempos de fluoroscopia, a fin de optimizar el procedimiento para disminuir la frecuencia de efectos adversos.

Asimismo, en situaciones de sobreexposición accidental a RI, estos indicadores tendrían valor pronóstico, contribuyendo al diseño de estrategias terapéuticas.

Adicionalmente, en el caso de lesiones ya constituidas facilitaría la mejor comprensión de los factores de predisposición, pudiendo tener un valor médico-legal.

Sin embargo, la aplicación de los ensayos de radiosensibilidad in vitro abre una serie de interrogantes:

¿Deberían aplicarse los actuales test de radiosensibilidad in vitro en casos de sospechados síndromes de hipersensibilidad a la RI, historia familiar de cáncer, niños con cáncer e historia familiar de cáncer, etc. a fin de personalizar el tratamiento del paciente?

¿Deberían las personas hipersensibles y los pacientes de cáncer hipersensibles no ser expuestos a las RI o ser expuestos en forma optimizada, con el objeto de prevenir el desarrollo de un cáncer primario o secundario? ¿Qué consejo debe darse?

Ya la publicación 79 del ICRP (1998) estaba orientada a la susceptibilidad genética (radiosensibilidad individual) en el desarrollo de cáncer y especialmente a la posible influencia de esta susceptibilidad en protección radiológica en general. Este documento dice en sus conclusiones que para la población general el número de individuos hipersensibles no conduce a distorsiones medibles de la estimación de riesgo de la población y que en consecuencia las normas para radioprotección no necesitan ser modificadas. Sin embargo, el mismo documento

señala que tomando en cuenta el creciente uso de las RI con fines terapéuticos, especial consideración del impacto de la radiosensibilidad debe ser aplicado en el futuro.
Nosotros entendemos que hay dos razones para esta conclusión abierta:1) la alta tasa de casos de hipersensibilidad a las RI en la población de pacientes con cáncer y 2) las altas dosis requeridas para curar los tumores malignos.
Aunque parece improbable que las normas básicas de radioprotección cambien, sería importante saber: ¿Qué porcentaje de la población en general y qué porcentaje de los pacientes con cáncer son hipersensibles a los efectos de las RI? ¿Deberíamos evaluar a los pacientes con cáncer respecto de su radiosensibilidad previamente a su tratamiento?
Se concluye que se requiere una mayor investigación y discusiones multidisciplinarias consensuadas, en el ámbito de la radiobiología y de la protección radiológica, a fin de determinar a qué cambios autorizaría este conocimiento.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen la contribución de los Doctores Roberto Rojas y Matías Rojas por haber efectuado los estudios de ultrasonografía y al Dr. Vladislav Vasilenko por la realización de los estudios termográficos.

REFERENCIAS

1. Twardella D, Chang-Claude J., "Studies on radiosensitivity from an epidemiological point of view – overview of methods and results" *Radiother Oncol,* **62**, p.249-260 (2002).
2. Popanda O, Ebbeler R, Twardella D et al., "Radiation-induced DNA damage and repair in lymphocytes from breast cancer patients and their correlation with acute skin reactions to radiotherapy", *Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys.*, **55 (5)**, p. 1216 – 1225 (2003).
3. Bourguignon MH, Gisone PA, Perez MR, Michelin S, Dubner D, Di Giorgio M, Carosella ED, "Genetic and epigenetic features in radiation sensitivity. Part I: Cell signalling in radiation response", *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging* **32 (2)**, p. 229-246 (2005).
4. Bourguignon MH, Gisone PA, Perez MR, Michelin S, Dubner D, Di Giorgio M, Carosella ED, "Genetic and epigenetic features in radiation sensitivity. Part II: Implications for clinical practice and radiation protection", *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging,* **32 (3)**, p. 351-368 (2005).
5. Criterios propuestos por el Grupo Cooperativo "Criterios Comunes de Toxicidad" European Organization Radiation Treatment of Cancer (EORTC) y Radiation Therapy Oncology Group (RTOG)
6. Peter Ru, "The cutaneous radiation syndrome", *Advances in Biosciences,* **94,** p. 237-240 (1994)
7. Fenech, M., "The in vitro micronucleus technique", *Mutat. Res.*, **455**, p.81-95 (2000).
8. Singh N.P, Mc Coy MT, Tice RR., Schneider EL. "A simple technique for quantitation of low levels of DNA damage in individual cells" *Exp. Cell Res*., **175**, p. 184-191 (1988).
9. Tice RR., "The single cell gel/comet assay: a microgel electrophoretic technique for the detection of DNA damage and repair in individual cells", *Environmental mutagenesis*, D.H.Phillips and S.Venitt, eds. Oxford, 315-339 (1995).

10. Końca K, Lankoff A, Lisowska H, Kuszewski T, Góźdź S, Koza Z, Wojcik A., "A cross-platform public domain PC image-analysis program for the comet assay", *Mutat. Res*., **534**, p.15-20 (2003).
11. Olive PL, Banáth JB, Durand RE, "Heterogeneity in radiation induced DNA damage and repair in tumor and normal cells measured using the comet assay", *Radiat. Res*., **122**, p. 86-94 (1990).
12. Ejchart A, Sadlej-Sosnowska N, "Statistical evaluation and comparison of comet assay results", *Mutat. Res*., **534**, p. 85-92 (2003).
13. Di Giorgio M, , Busto M, Vallerga M, Sardi, M, "DNA repair capacity as predictive radiation sensitivity test. Inferences for clinical practice and radiation protection", Radiaton Research Society – Memorias de la 47 Memoria Anual de American Society for Therapeutic Radiology and Oncology, Denver – Colorado – USA, 16-20 de octubre de 2005.

Panorama de la gammagrafía industrial en Argentina. Experiencia regulatoria en materia de radioprotección

Ermacora, M.G. y Alonso, M.T.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Panorama de la Gammagrafía Industrial en Argentina Experiencia Regulatoria en Materia de Radioprotección

Marcela Gisela Ermacora y María Teresa Alonso
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Es de conocimiento general el alto factor de incidencia a nivel mundial de accidentes radiológicos debidos a la práctica de gammagrafía industrial. Factores tales como el movimiento constante de fuentes radiactivas de actividad significativa y las presiones de trabajo a las cuales son sometidos los operadores aparecen como las causas primordiales de situaciones accidentales.
El propósito de este trabajo es presentar los aspectos principales de la reglamentación argentina en materia de seguridad radiológica para controlar esta práctica y de esta manera contribuir a reducir los riesgos asociados. Con el fin de lograr este objetivo, se realiza una reseña de las actividades regulatorias llevadas a cabo en los últimos años en la República Argentina con la intención de verificar el cumplimiento de la normativa vigente. Por otra parte, a los efectos de presentar el estado de situación en nuestro país de esta técnica de ensayos no destructivos, se describen aspectos tales como el número de empresas que poseen Licencias de Operación vigentes en la actualidad para operar equipos de gammagrafía y distribución geográfica de las mismas, como así también se detalla el número de permisos individuales vigentes. Asimismo, se presenta un histograma que incluye una estimación de la dosis máxima y promedio recibida por la totalidad de los operadores con motivo de dicha práctica durante los últimos años. Del mismo modo, se muestra una distribución de equipos y contenedores discriminados por marca. Por otro lado, se describen algunos incidentes ocurridos en Argentina durante los últimos años, se mencionan las causas que condujeron a dichos sucesos y su relación con el incumplimiento a la normativa vigente, así como sus consecuencias y las medidas adoptadas para remediarlas.
Por último, se destaca la importancia de la capacitación y el entrenamiento en la promoción de una fuerte cultura de la seguridad, elemento clave en todo emprendimiento.

1. INTRODUCCIÓN

La gammagrafía industrial es una técnica de ensayo no destructivo, destinada al control de calidad de materiales, muy utilizada en las industrias siderúrgica, naval, nuclear, petrolera, etc.[1]. Se utilizan fuentes de radiación gamma selladas, principalmente de ^{192}Ir, ^{60}Co, ^{137}Cs y ^{75}Se, siendo el primer radionucleido mencionado el de uso predominante en nuestro país. Estas fuentes selladas son alojadas en unidades fijas, móviles o portátiles. En Argentina, este último tipo de unidades son las más utilizadas en las prácticas de gammagrafía.

El objetivo de este trabajo es presentar los aspectos principales de la reglamentación argentina para controlar esta práctica y reducir los riesgos asociados, aportar algunos datos sobre la situación actual de la gammagrafía en nuestro país, describir algunos incidentes ocurridos en Argentina durante los últimos años y destacar la importancia de la capacitación y el entrenamiento en la promoción de una fuerte cultura de la seguridad.

2. EL CONTROL Y LA FISCALIZACIÓN EN LA ARGENTINA

La Ley N° 24.804 [2], denominada Ley Nacional de la Actividad Nuclear, sancionada el 2 de abril de 1997, y su Decreto Reglamentario 1390/98, establece que el Estado Nacional fijará la política nuclear y ejercerá las funciones de regulación y fiscalización por medio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Entre otras funciones, esta Ley confiere a la ARN la competencia de dictar normas regulatorias sobre seguridad radiológica y transporte de material radiactivo; otorgar, suspender y revocar licencias y permisos; y realizar inspecciones y evaluaciones regulatorias.

En particular, el artículo 16 de la mencionada Ley faculta a la ARN para aplicar sanciones, las que deberán estipularse según la gravedad de la falta en apercibimiento, o multa que deberá ser aplicada en forma proporcional a la severidad de la infracción y en función de la potencialidad del daño, hasta suspensión de una licencia, permiso o autorización o su revocación. Asimismo, este artículo faculta a la ARN a establecer los procedimientos para la aplicación de sanciones que correspondan por la violación de normas que dicte en ejercicio de su competencia, asegurando el principio del debido proceso. El régimen de sanciones funciona como último eslabón de la cadena de seguridad. En efecto, si el sistema es realmente efectivo y si las entidades responsables ejercen plenamente sus responsabilidades, la aplicación de sanciones y multas debería ser sólo en casos excepcionales. En tal sentido, una función regulatoria no formal de la ARN es concientizar a las Entidades Responsables y a los Responsables Primarios de su responsabilidad por la seguridad, para que cada vez hagan más suya la cultura de la seguridad. [3]

2.1. Normativa Vigente

En el caso particular de gammagrafía industrial, los requisitos que deben ser cumplidos en materia de seguridad radiológica en este campo de aplicación están establecidos en la Norma AR 7.9.1 Revisión 1 “Operación de equipos de gammagrafía industrial” [4]. Otras normas de aplicación relacionadas son: AR 7.11.1 Revisión 1 “Permisos individuales para operadores de equipos de gammagrafía industrial” [5], AR 10.16.1 Revisión 1 “Transporte de materiales radiactivos” [6] y AR 10.1.1 Revisión 3 “Norma Básica de Seguridad Radiológica” [7].

Asimismo, en caso de incumplimiento a la normativa vigente, se aplica el “Régimen de Sanciones para Instalaciones Clases II y III, Prácticas No Rutinarias y Transporte de Materiales Radiactivos”, en vigencia desde el 31 de agosto de 2002 por Resolución del Directorio de la ARN Nº 32/02. [8]

En el caso particular de la Norma AR 7.9.1, la misma establece criterios generales y criterios

particulares para la operación tanto para áreas abiertas como para recintos de irradiación. Asimismo establece requerimientos en relación con el instrumental de radioprotección, con los controles, mantenimiento y reparación de todos los elementos relacionados con las tareas de gammagrafía, con las fuentes selladas, con el transporte de fuentes radiactivas y con la documentación, registros e informes a ser enviados a la ARN.

A continuación se detallan algunos de los aspectos incluidos en la normativa relacionados principalmente con los registros que los titulares de licencia deben poseer y los informes que los mismos deben enviar a la ARN. Otros aspectos contenidos en la misma serán desarrollados bajo el apartado de inspecciones regulatorias.

Es fundamental efectuar el seguimiento de las fuentes. Es por ello que la Norma AR 7.9.1 establece un plazo de cinco días para que el titular de licencia comunique toda compra, venta, alquiler, préstamo o baja de las mismas. Se dispone de una base de datos, la cual permite conocer en cada momento en qué empresa se halla determinada fuente. De esta manera, la fuente es seguida desde la entrega hasta la disposición final en el área de gestión de residuos o hasta que sean exportadas a su destino de origen en el caso de las fuentes que hubieran sido importadas. Asimismo, el titular de licencia debe mantener un registro de movimiento que permita identificar en qué equipo se encuentra cada fuente y su ubicación en el lugar de las prácticas.

Por otra parte, cada pérdida o robo de fuentes debe ser declarado a la ARN, según lo requerido en el criterio 62. a. de la Norma AR 7.9.1.

En relación con la vigilancia radiológica individual, la misma comprende el uso de dosímetros integradores de lectura directa y diferida. En este sentido, el titular de licencia debe notificar a cada operador de su correspondiente informe dosimétrico mensual y enviar a la ARN los informes anuales de dosimetría.

El desempeño de los laboratorios de dosimetría personal es evaluado por la participación de los mismos en encuestas de intercomparación dosimétrica.

En la Figura 1 se presenta un histograma que incluye una estimación de la dosis máxima y promedio anual recibida por los trabajadores con motivo de dicha práctica durante los últimos años. Del análisis de los datos surge que aproximadamente el 80 % de los trabajadores recibe una dosis inferior a 2 mSv en el intervalo de un año, valor que corresponde a un 10 % del límite de dosis anual establecido para trabajadores.

La reglamentación relacionada con los trabajadores está contemplada particularmente bajo la Norma AR 7.11.1, que tiene en cuenta la capacitación y entrenamiento, así como la aptitud psicofísica.

Existe una institución que dicta un curso cuyo contenido fue aprobado por la ARN, que incluye los siguientes temas: conceptos generales sobre las radiaciones ionizantes, interacciones de la radiación con la materia, principios de detección de la radiación, fundamentos de dosimetría de las radiaciones, efectos biológicos de las radiaciones, criterios y normas de protección radiológica, reglamentación sobre el uso de fuentes y su transporte, fundamentos de cálculo de blindajes, conocimiento de los diferentes tipos de equipos, procedimientos a seguir en caso de

emergencias, evaluación de accidentes y cultura de la seguridad. El certificado se entrega luego de haber aprobado una evaluación escrita y oral ante una mesa evaluadora integrada por una persona con conocimientos en radioprotección, personal con experiencia en la operación de estos equipos, un médico y personal de la ARN. La presentación de dicho certificado ante la ARN forma parte de los requisitos para la habilitación de operadores de equipos de gammagrafía industrial. Por otra parte, a los fines de obtener la renovación de un permiso individual debe ser aprobado un curso de actualización.

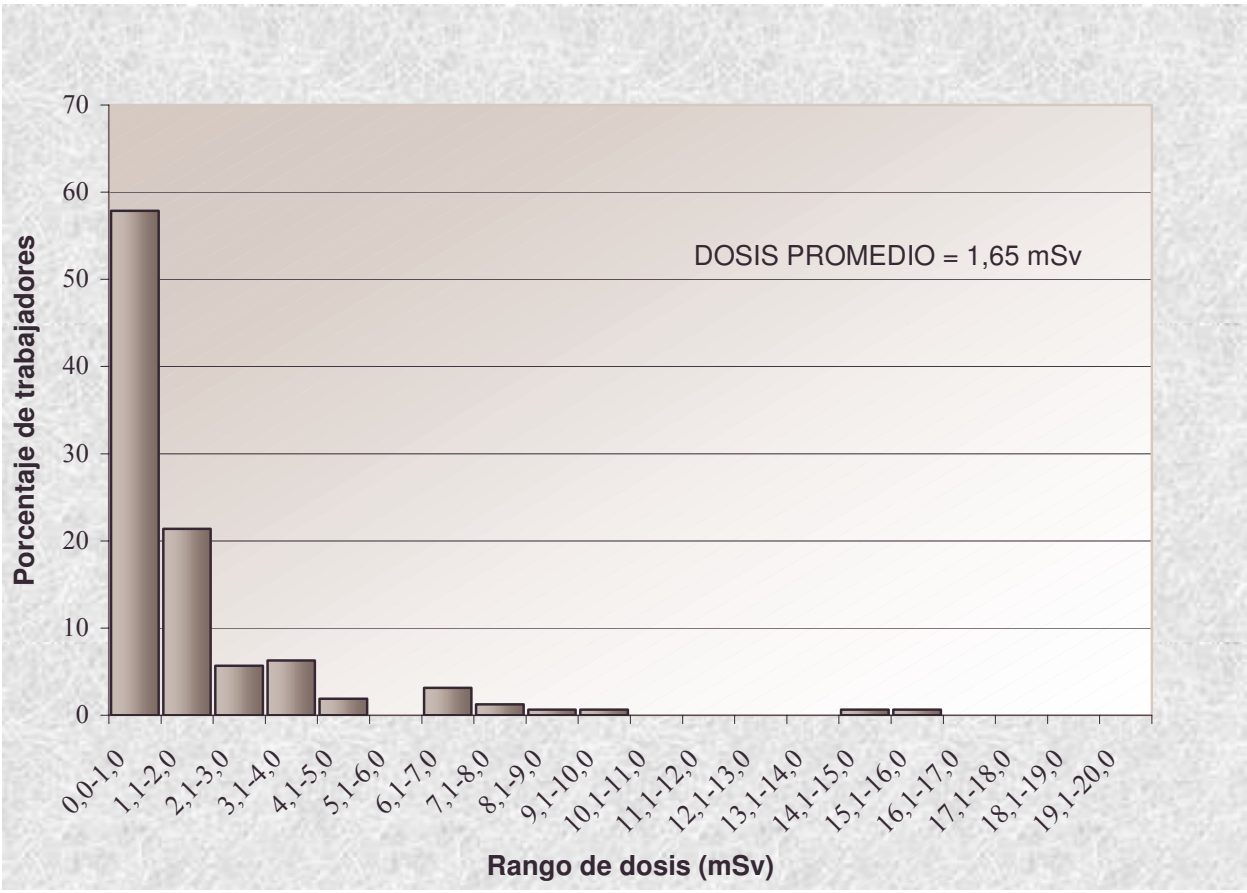


Figura 1. Distribución porcentual de las dosis recibidas por los trabajadores

Asimismo, es necesario asegurarse que el operador esté en buen estado de salud con una buena condición física y psicológica. La Norma AR 7.11.1 establece que para solicitar o renovar un permiso individual, el operador debe presentar un certificado de aptitud psicofísica aprobado por el médico examinador. La Guía regulatoria AR 5 Revisión 0: "Recomendaciones generales para la obtención y renovación de permisos individuales para operadores de gammagrafía industrial"[9] formula algunos criterios que pueden ser tenidos en cuenta por el médico para efectuar una evaluación de la aptitud psicofísica de un solicitante de permiso individual para operar equipos de gammagrafía industrial. Es muy importante que las prácticas de gammagrafía se realicen en equipos de dos o tres personas por razones de seguridad. La normativa argentina

establece que como mínimo debe haber dos personas operando.

Actualmente hay 236 permisos individuales vigentes en nuestro país. Dichos permisos son renovables cada 3 años. Durante el año 2005 fueron otorgados 30 permisos individuales nuevos.

Por otra parte, el transporte de equipos de gammagrafía con sus fuentes de radionucleidos gamma emisores está bajo la reglamentación general sobre el transporte de materiales radiactivos contemplado en la norma AR 10.16.1.

2.2. Inspecciones Regulatorias

Con el objetivo de verificar el cumplimiento de los requerimientos de la normativa vigente en materia de radioprotección la ARN lleva a cabo inspecciones.

La frecuencia recomendable de la inspección es anual, teniendo en cuenta que los equipos poseen fuentes radiactivas de considerable actividad y que en su mayoría son portátiles. No obstante, la cantidad de inspecciones puede ser modificada a criterio.

Durante el año 2005 se han totalizado 60 inspecciones, habiéndose realizado 7 de ellas en campo y las restantes en los depósitos de las empresas habilitadas en ese período en nuestro país.

Actualmente hay 61 empresas con Licencia de Operación vigente en Argentina.

En la Figura 2 se muestra la distribución geográfica de empresas de gammagrafía en nuestro país.

En el caso particular de gammagrafía industrial se pueden clasificar las inspecciones en dos tipos: inspecciones de depósito e inspecciones de campo.

2.2.1. Inspecciones de depósito

A continuación se describen los principales aspectos verificados durante las inspecciones en los depósitos en función de corroborar el cumplimiento de la normativa y se hace referencia a algunas características de los mismos.

2.2.1.1. Lugar de guarda del equipamiento

Se verifica la correcta señalización y protección física y se mide la tasa de dosis en las inmediaciones del mismo.

2.2.1.2. Equipo

Un equipo de gammagrafía industrial consta de un contenedor de alojamiento y transporte del material radiactivo (proyector), una fuente radiactiva, un telemando y un tubo guía.

Se verifica el registro de inventario de equipos y fuentes y los certificados emitidos por los fabricantes que identifican a los mismos, contrastándolos con los datos que posee la ARN en su base de datos, la cual es actualizada con las notificaciones de transferencia de equipos y fuentes

que el titular de licencia debe remitir. Del mismo modo se examina el registro de movimientos con el fin de tener conocimiento sobre la ubicación de los equipos con sus respectivas fuentes en los sitios donde las prácticas son llevadas a cabo.

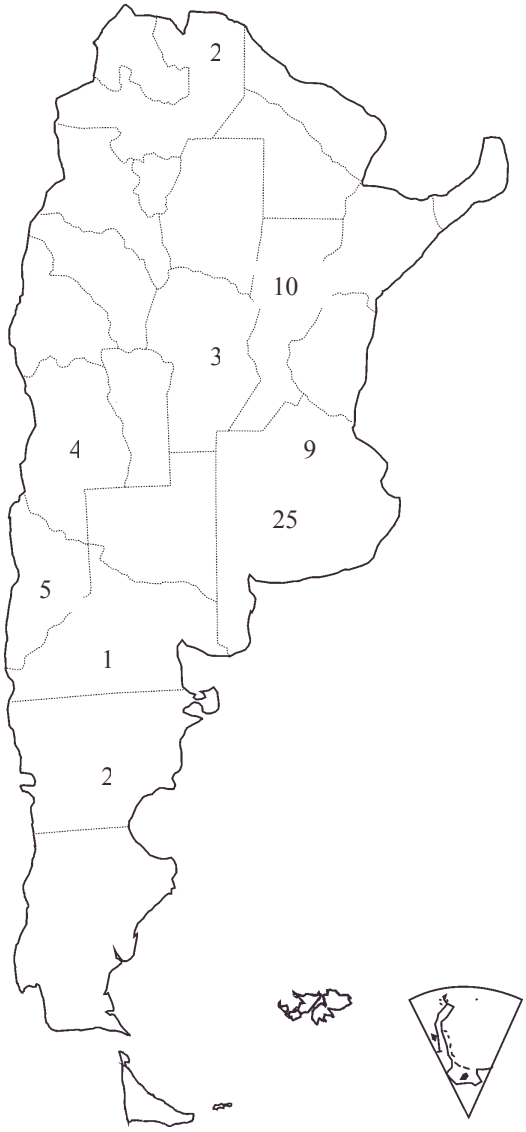


Figura 2. Distribución geográfica de empresas de gammagrafía

Por otra parte, se controla que el responsable de la Licencia cuente con el manual de operación y mantenimiento, así como con un registro que incluya los controles realizados sobre cada equipo.

Se mide la tasa de dosis en la superficie exterior de los proyectores, y se verifica que los mismos estén correctamente identificados mediante dos o más placas metálicas con la siguiente información grabada o estampada en forma visible: marca, modelo y número de serie, radionucleido contenido, máxima actividad del radionucleido autorizado en el proyector, dirección del fabricante, símbolo normalizado de radiación y la palabra “RADIACTIVO”.

Asimismo, se examina otra placa, adosada a cada proyector o contenedor, que muestre el símbolo químico y número másico del radionucleido contenido, la actividad, fecha de calibración, nombre del fabricante, modelo y número de serie de la fuente.

La fuente radiactiva está formada por material radiactivo de alta actividad y se encuentra contenida dentro de cápsulas de acero inoxidable selladas, calificada como material radiactivo en forma especial y como fuente sellada para el uso específico. La misma se encuentra dentro de un portafuente, cuyo extremo no activo sobresale en parte del contenedor, y en el mismo se encuentra grabado el número de serie de la fuente en el caso de portafuentes descartables, o un número que puede no coincidir, pero que consta en el certificado de la fuente, en el caso de portafuentes reutilizables. Ese número es verificado durante la inspección, controlándose que coincida con el certificado de la fuente emitido por el fabricante.

En la Argentina hay actualmente un fabricante y un importador de fuentes.

Por otro lado, se examina el accionamiento de la llave de cierre del contenedor y el estado de los telemandos, tubos guía y demás accesorios. Una prueba muy importante es la que se efectúa con el calibre correspondiente a cada diseño de equipo, con el cual se controla el estado de los conectores. En este sentido, si las conexiones entre cable y portafuente se encontraran desgastadas o dañadas existiría la probabilidad de que una maniobra brusca produjera el desenganche de la fuente.

A continuación se muestra en la Figura 3 un detalle de los equipos de gammagrafía discriminados por marca más utilizados por las empresas de nuestro país.

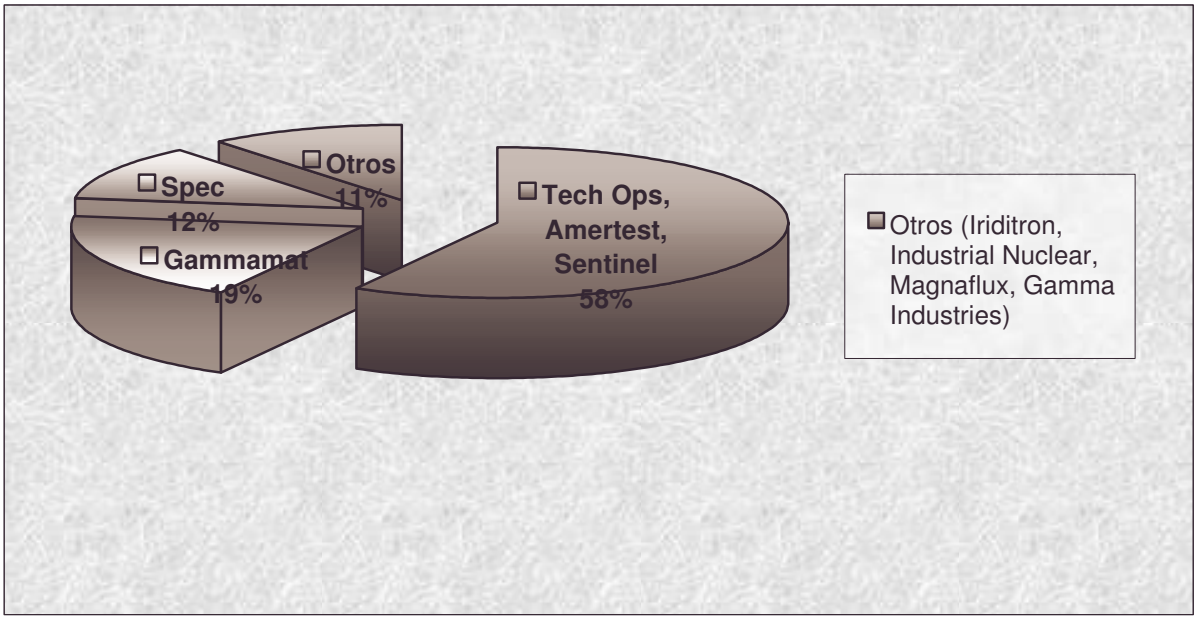


Figura 3. Tipos de equipos de gammagrafía discriminados por marca

2.2.1.3. Instrumental de radioprotección

Se verifica la disponibilidad y funcionamiento del instrumental de radioprotección mínimo establecido por la norma AR 7.9.1, que consiste en medidores de radiación portátiles cuantitativos que puedan medir tasas de dosis equivalente ambiental entre 0 y 100 mSv/h como mínimo, monitores portátiles con indicación acústica cuya tasa de repetición de pulsos sea proporcional a la tasa de dosis, dosímetros individuales integradores de lectura directa (tipo lapicera o similar) y dosímetros individuales de lectura diferida.

Asimismo, se examina el registro del inventario del instrumental en su haber y el de las calibraciones, controles y mantenimientos efectuados y los registros dosimétricos del personal.

2.2.1.4. Procedimientos de operación, de actuación en emergencias y de transporte

Se controla que todos los procedimientos exigidos por la normativa, tanto los de operación y de transporte como los de actuación en casos de emergencias, estén a disposición.

2.2.2. Inspecciones de campo

En las inspecciones de campo se efectúan algunos de los controles mencionados anteriormente y se agregan otros que se detallan a continuación.

2.2.2.1. Zona de trabajo

Se realiza una inspección visual del área de trabajo, se verifica la señalización de la zona y el monitoreo de los vallados, así como la disposición de elementos para actuación en casos de emergencia.

El riesgo mayor en la operación normal en este tipo de prácticas es la irradiación externa de miembros del público o del personal ocupacionalmente expuesto. Con el objeto de evitar los riesgos, que están relacionados con los altos niveles de radiación cuando las fuentes son proyectadas, existen procedimientos durante la operación que consisten en la demarcación y vallado de la zona de trabajo. La señalización se realiza con carteles que indican el uso de material radiactivo y el vallado mediante soga o cinta. No obstante, el operador deberá ejercer un control visual de manera de verificar que no haya ninguna persona no autorizada dentro de la zona controlada.

Cabe aclarar que la normativa regulatoria argentina no establece un límite de tasa de dosis para la delimitación de áreas de vallado, sino que deja a criterio del operador el establecimiento de dicho límite para cada caso particular, teniendo en cuenta para los cálculos de distancias el factor de ocupación, que suele ser muy bajo en los sitios donde las prácticas son llevadas a cabo. Por otro lado, con la utilización de elementos blindantes, como colimadores, estas distancias se reducen considerablemente permitiendo asimismo disminuir las dosis recibidas por el personal ocupacionalmente expuesto.

2.2.2.2. Trabajadores

Se verifica el seguimiento de los procedimientos de operación, dando particular importancia a la

verificación, por parte del operador, del correcto reingreso de la fuente al proyector.

Se controla que intervenga un mínimo de dos personas en la operación (un operador y un ayudante), y se constata que al menos una de ellas posea permiso individual vigente para esta práctica, otorgado por la ARN. Asimismo se comprueba el uso del instrumental de protección radiológica tanto del operador como de su ayudante.

Es relevante resaltar la suma importancia que reviste la capacitación y el entrenamiento de los operadores, ya que gran parte de los incidentes que pueden derivar en accidentes se deben a factores humanos.

Por ejemplo, en el año 2004, en nuestro país, durante una de las inspecciones de rutina al depósito de una instalación se detectó que uno de sus equipos registraba una medición de tasa de exposición injustificadamente elevada, descubriéndose luego que se debía a que la fuente de ^{192}Ir se encontraba en posición invertida dentro del canal en S del proyector, es decir que no se encontraba adecuadamente blindada. Esto pone de manifiesto el no haber chequeado el correcto traspaso, habiendo incurrido en incumplimiento de lo establecido en la norma AR 7.9.1. Esto evidencia asimismo la falta de entrenamiento por parte del operador que realizó la maniobra.

2.2.2.3. Transporte

Los contenedores con el material radiactivo se denominan bultos. Los bultos de transporte utilizados en gammagrafía industrial son del tipo B(U) o A. El tipo de bulto requerido es dependiente de la actividad que deba transportar y en cualquiera de los dos casos, antes de su aprobación como tales, especímenes de los mismos deben ser sometidos a exigentes ensayos. El titular de licencia debe poseer el certificado de aprobación por parte de la autoridad competente.

Se verifica que el transporte de los bultos se realice de acuerdo a las normas de transporte vigentes, convenientemente etiquetados de acuerdo a las tasas de dosis que producen, con la documentación correspondiente y en vehículos señalizados y adecuados para tal fin, con las trabas mecánicas necesarias para evitar su desplazamiento.

El transporte más crítico es aquél que es realizado por el operador, que viaja de un sitio a otro, en general en su propio vehículo. Esta clase de transporte da lugar a riesgos de pérdida (o extravío) o robo. Otro riesgo son los accidentes de tránsito.

Cabe destacar dos episodios ocurridos en nuestro país en los años 2001 y 2003.

El 9 de junio de 2001, en la ciudad de Neuquén, se produjo el extravío en la vía pública de un equipo de gammagrafía industrial conteniendo una fuente radiactiva de ^{192}Ir con una actividad de 1,96 TBq. El equipo, que era transportado en la parte trasera abierta de una camioneta, sujetado a la caja del vehículo con una soga, cayó del mismo sin que lo advirtiera el conductor mientras se dirigía a la obra donde prestaría servicios. Poco después lo recogió un albañil en la vía pública y al cabo de dos horas y media lo dejó depositado en el patio trasero de la vivienda de su hija. Por ese entonces, hacía media hora que la empresa de gammagrafía había notificado del hecho a la ARN, por lo que ésta le requirió a la misma, propietaria del equipo, que diera alerta a la población a través de los medios de difusión masivos. La familia que tenía el equipo tomó

conocimiento, a través de la televisión, del aviso de alerta a la población. Poco después un integrante de la familia se comunicó con personal de la empresa de gammagrafía para informarle que tenía en su poder el equipo extraviado. Finalmente, ocho horas después del extravío, la empresa recuperó el equipo. La ARN a través de su Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas (SIER), llegó al lugar –a 1000 km de Buenos Aires- aproximadamente una hora después de haber sido recuperado el equipo y verificó el estado seguro del mismo y que la fuente radiactiva se encontraba alojada en su interior. Se reconstruyeron los hechos y preventivamente se tomaron muestras de sangre para efectuar dosimetría citogenética de las tres personas del público involucradas, sin que se hubieran observado efectos de las radiaciones sobre las mismas.

El segundo caso ocurrió en la ciudad de Río Grande, Tierra del Fuego, el día 19 de noviembre de 2003. La ARN recibió un llamado telefónico de un operador de una empresa de gammagrafía industrial, que realizaba trabajos en un gasoducto del lugar, denunciando el extravío de un equipo de gammagrafía con una fuente de ^{192}Ir de actividad 0,24 TBq a la fecha de ocurrido el hecho. El equipo era transportado en una camioneta alquilada, en la caja abierta, y sobre un carro con ruedas. Personal del SIER de la ARN se hizo presente en el lugar del hecho al día siguiente. Inmediatamente se realizó una conferencia de prensa para dar amplia difusión a todos los medios de comunicación locales. La ARN se abocó a la búsqueda del equipo, con la colaboración de la Policía de Tierra del Fuego, Gendarmería Nacional, Policía Federal, Defensa Civil, Prefectura Naval, el Juzgado Provincial y el Juzgado Federal. Todos los llamados recibidos denunciando sobre el equipo en cuestión fueron investigados sin excepción. En todo momento se mantuvo contacto con el Centro de Control de Emergencias de la ARN en Buenos Aires, para evacuar consultas técnicas y jurídicas, así como para solicitar apoyo adicional. Paralelamente, se realizó el asesoramiento de todos los servicios médicos de la ciudad, públicos y privados, dejando copias de dos instructivos: “Cómo reconocer y dar una rápida respuesta a una radiolesión accidental” (OIEA-OMS) y “Guía práctica para la rápida identificación de fuentes radiactivas y equipos que las contienen” (ARCAL-OIEA). Las tareas estratégicas específicas coordinadas con la Brigada de Investigaciones de la Policía Judicial dieron los resultados esperados y se recibió un llamado telefónico a las 03:30 h del domingo 23 de noviembre en la Seccional de la Policía Judicial, diciendo que había sido visto el equipo en cuestión en el Barrio Austral en Río Grande. Junto con personal policial, el grupo de intervención se dirigió allí y realizó una verificación visual reconociendo el equipo en un contenedor de residuos. La zona se encontraba vallada por la Policía 20 m alrededor del contenedor. El grupo de la ARN procedió a realizar las mediciones correspondientes y verificó que el punto de máxima exposición era de 60 μSv/h, valor compatible con la actividad de la fuente ubicada en su lugar de guarda dentro del equipo. Las mediciones de contaminación resultaron negativas. Se procedió a realizar una conferencia de prensa ante los medios de información periodísticos locales dando por finalizada la emergencia.

Estos hechos no condujeron a exposiciones peligrosas porque en todos estos casos la fuente permaneció confinada en el proyector/contenedor. Sin embargo, esta clase de incidentes puede tener serias consecuencias si la fuente fuera extraída del contenedor y tomada por una persona durante varias horas.

Una evaluación de estos eventos permite identificar como la causa principal la falta de acatamiento estricto de la reglamentación vigente en materia de transporte. Sin embargo, es importante destacar que el respeto de la normativa en relación con la inmediata comunicación a la ARN sobre los mencionados incidentes ha permitido evitar consecuencias mayores. La

implementación de la difusión a través de los medios de comunicación masiva con el fin de alertar a la población ha jugado un rol muy importante.

3. CONCLUSIONES

El análisis de las situaciones que han terminado en incidentes o accidentes demuestran que los mismos se producen principalmente por desconocimiento de los efectos de la radiación, falta de mantenimiento preventivo, no seguimiento de los procedimientos de operación o falta de seguridad en el transporte. Todo esto está contemplado en la normativa argentina.

Por todo lo expuesto, el respeto de la normativa vigente en nuestro país ha permitido limitar el número de accidentes relacionados con la práctica de gammagrafía industrial.

Sin embargo, es relevante destacar los siguientes puntos, que contribuyen a una mejora continua promoviendo el arraigo de la Cultura de la Seguridad.

Promoción de la comunicación de situaciones accidentales ocurridas por parte de los usuarios. Esto ha permitido intervenir y conducir las situaciones de emergencia eficientemente en el caso de involucrar áreas públicas.

Difusión de información radiológica, incluyendo lecciones aprendidas, en el ámbito de las actividades industriales, promoviendo de esta manera la integración de la radioprotección con la seguridad e higiene laboral en general. Al respecto, la ARN realiza reuniones informativas dirigidas a personal supervisor de industrias contratistas de empresas de gammagrafía industrial.

La capacitación de los operadores de gammagrafía se realiza mediante la aprobación de un curso. No obstante, es importante reforzar el entrenamiento de los trabajadores en sus compañías. Asimismo, es recomendable realizar una evaluación de los tiempos de trabajo, de manera de evitar que las presiones puedan inducir a descuidos en el seguimiento de los procedimientos de operación.

En conclusión, se sugiere prestar especial atención a los puntos destacados relacionados con la difusión de información, la capacitación continua y el reentrenamiento, de modo de contribuir a una mayor conciencia de una Cultura de Seguridad.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece a la Licenciada Susana Papadópulos por la colaboración brindada en la revisión del presente trabajo.

REFERENCIAS

1. Ermacora, Marcela, “Experiencia Regulatoria Argentina en Gammagrafía Industrial en materia de Radioprotección”, *Actas de la XXXII Reunión Anual, Asociación Argentina de*

Tecnología Nuclear (AATN), Memorias en CDROM, Buenos Aires, Argentina, 21 al 25 de noviembre de 2005, en trámite de publicación.
2. *"Ley Nacional de la Actividad Nuclear" Ley N° 24.804*, Boletín Oficial de la República Argentina, Buenos Aires, Argentina (1997).
3. Autoridad Regulatoria Nuclear, *Informe Anual 2004*, ARN, Buenos Aires, Argentina (2005).
4. Autoridad Regulatoria Nuclear, *"Operación de equipos de gammagrafía industrial" Norma AR 7.9.1 Revisión 1*, ARN, Buenos Aires, Argentina (2002).
5. Autoridad Regulatoria Nuclear, *"Permisos individuales para operadores de equipos de gammagrafía industrial" Norma AR 7.11.1 Revisión 1*, ARN, Buenos Aires, Argentina (2002).
6. Autoridad Regulatoria Nuclear, *"Transporte de materiales radiactivos" Norma AR 10.16.1 Revisión 1,* ARN, Buenos Aires, Argentina (2001).
7. Autoridad Regulatoria Nuclear, *"Norma Básica de Seguridad Radiológica" Norma AR 10.1.1 Revisión 3,* ARN, Buenos Aires, Argentina (2001).
8. Autoridad Regulatoria Nuclear, "*Régimen de Sanciones para Instalaciones Clases II y III, Prácticas No Rutinarias y Transporte de Materiales Radiactivos"*, ARN, Buenos Aires, Argentina (2002).
9. Autoridad Regulatoria Nuclear, *"Recomendaciones generales para la obtención y renovación de permisos individuales para operadores de gammagrafía industrial", Guía AR 5 Revisión 0,* ARN, Buenos Aires, Argentina (2002).

Resultados de la participación de la ARN en el programa de evaluación de la calidad del EML-DOE desde 1995 hasta 2004

Equillor, H.E.; Serdeiro, N.H.; Fernández, J.A.; Gavini, R.M.;
Grinman, A.D.R.; Lewis, E.C., Palacios, M.A.; Bonino, N.O.
Diodati, J.M. y Medici, M.A.

Publicado como: PI 1/06 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

RESULTADOS GLOBALES DE LA PARTICIPACIÓN DE LA ARN EN EL PROGRAMA DE EVALUACIÓN DE LA CALIDAD DEL EML- DOE DESDE 1995 HASTA 2004

Equillor, H.E.; Serdeiro, N.H.; Fernández, J.A.; Gavini, R.M.; Grinman, A.D.R.; Lewis, E.C., Palacios, M.A.; Bonino, N.O; Diodati, J.M. y Medici, M.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Buenos Aires, República Argentina

RESUMEN

En este informe se presentan los resultados obtenidos por los laboratorios de la Autoridad Regulatoria Nuclear en mediciones de emisores alfa, beta y gamma, en cuatro tipos de matriz, en el marco del Programa de Evaluación de Calidad (Quality Assessment Program) organizado por el Laboratorio de Mediciones Ambientales (Environmental Measurements Laboratory) de los Estados Unidos de América, correspondientes a 19 ejercicios del período 1995-2004.

1. INTRODUCCIÓN

Con el objetivo de mantener y mejorar la calidad de las mediciones que se llevan a cabo rutinariamente como parte de los programas de monitoreo ambiental u ocupacional, la Autoridad Regulatoria Nuclear de la República Argentina (ARN) participa en programas de intercomparación de resultados. Uno de ellos es el Programa de Evaluación de Calidad (Quality Assessment Program, QAP) organizado por el Laboratorio de Mediciones Ambientales (Environmental Measurements Laboratory, EML) de los Estados Unidos, que se realiza semestralmente, y en el que la ARN interviene desde el año 1995.

Publicaciones anteriores detallan, de manera parcial [1-7], los resultados obtenidos desde el año 1995 hasta el 2004 inclusive. En este informe se presentan los resultados globales de los 19 ejercicios, correspondientes al mencionado período, en que la ARN participó.

2. DESCRIPCIÓN

2.1 El Programa de Evaluación de Calidad del EML

El EML [8], es una entidad gubernamental que hasta el año 2003 dependía del Department of Energy (DOE) de los EEUU y actualmente del Department of Homeland Security (DHS).

El programa QAP implica mediciones de emisores alfa, beta y gamma, y se aplica a cuatro matrices de tipo ambiental: agua, filtro, vegetal y suelo. Para cada intercomparación el EML envía un total de seis muestras, conteniendo una amplia variedad de radionucleidos en concentraciones de nivel ambiental (alrededor de 52 radionucleidos por ejercicio).

Han participado de este programa más de 150 laboratorios por cada ejercicio de intercomparación. La lista completa de los laboratorios participantes puede consultarse en el *apéndice 1*.

Este programa requiere la realización de mediciones utilizando distintas técnicas: espectrometría gamma, espectrometría alfa, centelleo líquido, detectores de ZnS, y fluorimetría para la determinación de masa de uranio.

En la Tabla 1 se detallan los tipos de muestra y los diferentes radionucleidos que se analizan, para cada matriz:

Tipo de muestra	Cantidad de radionucleidos	Radionucleido
AGUA 1	14	^{3}H, ^{55}Fe, ^{60}Co, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{234}U, ^{238}U, U (Bq), U (μg), ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{241}Am
AGUA 2	2	Alfa Total, Beta Total
FILTRO 1	16	^{54}Mn, ^{144}Ce, ^{57}Co, ^{60}Co, ^{90}Sr, ^{106}Ru, ^{125}Sb, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{234}U, ^{238}U, U (Bq), U (μg), ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{241}Am
FILTRO 2	2	Alfa Total (Gross alpha), Beta Total (Gross beta)
VEGETAL	8	^{40}K, ^{60}Co, ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{241}Am, ^{244}Cm
SUELO	16	^{40}K, ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{226}Ra, ^{234}Th, ^{212}Pb, ^{212}Bi, ^{214}Pb, ^{214}Bi, ^{228}Ac, ^{234}U, ^{238}U, U (Bq), U (μg), ^{239}Pu, ^{241}Am

Tabla 1. Tipos de muestras y radionucleidos involucrados en el programa QAP.

2.2 Criterio de evaluación

En el *apéndice 2* se describe el método de evaluación de la performance utilizado por el EML [9]. De acuerdo a esta metodología estadística, los resultados se clasifican en:

Aceptados	Aceptados con reservas	Rechazados
Clase **A**	Clase **W**	Clase **N**

El EML ajusta los límites de aceptación o de control (control limits) en función de los resultados de incomparaciones anteriores, por lo que estos varían con cada intercomparación. A título ilustrativo en el *apéndice 3* se indican los límites de control publicados por el EML, correspondientes a la intercomparación número 58, para la matriz agua.

3. RESULTADOS

3.1 Resultados generales

En las Figuras 1 y 2 se muestra una comparación entre los resultados de la ARN y los obtenidos por todos los laboratorios en el período 1995-2004. Los datos de los dos últimos ejercicios

no fueron incluidos en el promedio de todos los laboratorios porque a la fecha del presente informe no se encuentran aun disponibles en la página web del EML.

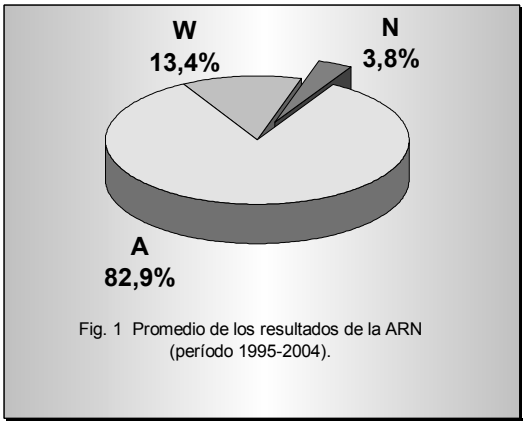


Fig. 1 Promedio de los resultados de la ARN (período 1995-2004).

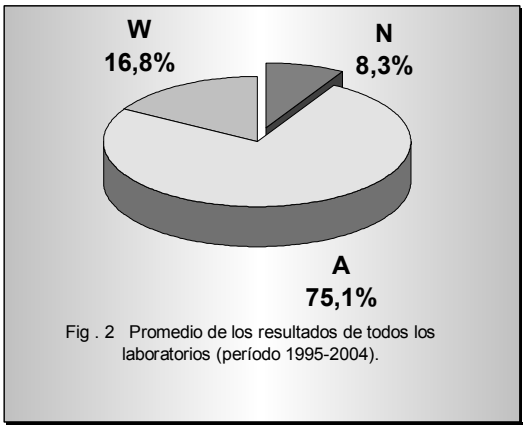


Fig . 2 Promedio de los resultados de todos los laboratorios (período 1995-2004).

En la Tabla 2, se presenta una comparación entre los resultados de la ARN y los obtenidos por el conjunto de todos los laboratorios, basados en el análisis realizado por el EML [10-29]:

Año	QAP (*)	n (**)	Clase A		Clase W		Clase N	
			ARN %	Todos los laboratorios %	ARN %	Todos los laboratorios %	ARN %	Todos los laboratorios %
1995	42	35	54,3	67	34,3	22	11,4	11
1995	43	18	94,4	70	5,6	21	0	9
1996	44	33	81,8	74	3,0	19	15,2	7
1996	45	29	72,4	69	13,8	21	13,8	10
1997	46	28	53,6	70	39,3	20	7,1	10
1997	47	36	77,8	77	16,7	14	5,6	9
1998	48	43	90,7	75	9,3	16	0	9
1998	49	41	87,8	77	12,2	13	0	10
1999	50	40	85,0	77	15,0	15	0	9
1999	51	49	87,8	74	6,1	17	6,1	9
2000	52	43	86,0	73	14,0	18	0	9
2000	53	47	93,6	76	6,4	16	0	9
2001	54	45	84,4	79	15,6	16	0	5
2001	55	44	93,2	81	6,8	14	0	5
2002	56	40	85,0	79	12,5	14	2,5	7
2002	57	41	80,5	79	4,9	14	14,6	7
2003	58	40	85,0	79	15,0	15	0	6
2003	59	30	86,7	-- (a)	13,3	-- (a)	0	-- (a)
2004	60	36	80,6	-- (a)	19,4	-- (a)	0	-- (a)
Promedio:			**82,9**	**75,1 (b)**	**13,4**	**16,8 (b)**	**3,8**	**8,3 (b)**

Total de análisis informados: 718

Tabla 2. Resultados de la participación de la ARN, comparados con los resultados del conjunto de los laboratorios participantes

(*) Quality Assessment Program. Número dado por el EML a cada ejercicio de intercomparación.
(**) Número de resultados informados por la ARN. .
(a) Hasta la fecha, los datos no están disponibles en la pagina web del EML.
(b) Los promedios se obtuvieron considerando los 17 datos disponibles.

El promedio del porcentaje de resultados clase A, en los nueve años y medio en que la ARN participó en los ejercicios de íntercomparación organizados por el EML, fue muy satisfactorio tanto desde el punto de vista del porcentaje de resultados aceptados (clase A) que fue 82,9% (promedio de todos los laboratorios: 75,1%), así como también al ser considerado el conjunto de clase A + W, aceptados y aceptados con reservas, que fue 96,3%. Además, el promedio de los resultados clase N (rechazados) fue tan solo de 3,8% (promedio de todos los laboratorios: 8,3%).

Los resultados clase A y A + W de la ARN, y los de todos los laboratorios, han sido graficados en las Figuras 3 y 4 para mostrar su evolución en el tiempo:

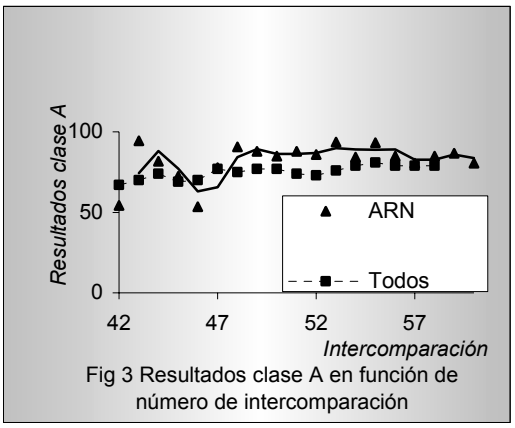


Fig 3 Resultados clase A en función de número de intercomparación

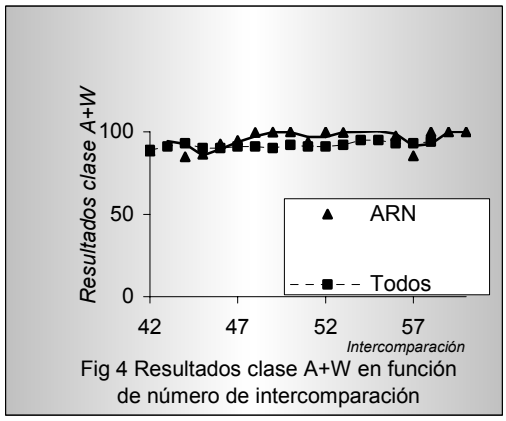


Fig 4 Resultados clase A+W en función de número de intercomparación

3.2 Resultados según el tipo de radionucleido emisor

Los resultados clasificados según el tipo de emisor se ofrecen en la Tabla 3:

Emisor	n	Clase A		Clase W		Clase N	
		n_A	n_A%	n_W	n_W%	n_N	n_N%
Alfa	366	295	80,6	53	14,5	18	4,9
Beta	68	54	79,4	12	17,6	2	2,9
Gamma	284	246	86,6	31	10,9	7	2,5

Tabla 3. Distribución de los resultados de la ARN, de acuerdo con el tipo de radionucleido emisor.

n: número de resultados totales informados por la ARN.

n_A%, n_W%, n_N%: porcentaje de resultados informados por la ARN con relación al número total de datos informados (n).

La Figura 5 muestra la distribución, en porcentaje, del número de datos informados según el tipo de emisor:

La diferencia en el número de datos informados n, es consecuencia de los distintos requerimientos del EML para cada una de las matrices.

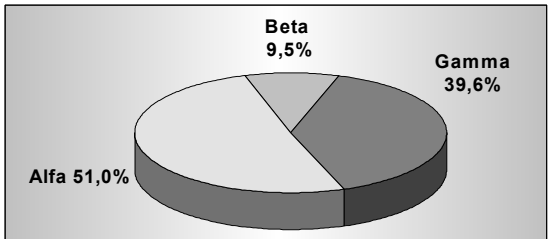


Fig. 5 Número de datos informados por la ARN, en porcentaje, según el tipo de radionucleido emisor (período 1995-2004).

3.3 Resultados según el tipo de matriz

En la Tabla 4 se presentan los datos distribuidos según el tipo de matriz:

Matriz	n	Clase A		Clase W		Clase N	
		n_A	n_A%	n_W	n_W%	n_N	n_N%
Filtro	212	179	84,4	19	9,0	14	6,6
Suelo	189	155	82,0	30	15,9	4	2,1
Vegetal	120	95	79,2	22	18,3	3	2,5
Agua	197	166	84,3	25	12,7	6	3,0

Tabla 4. Distribución de los resultados de la ARN, de acuerdo con el tipo de matriz y la calificación obtenida

n: número de resultados totales informados por la ARN

n_A%, n_W%, n_N%: porcentaje de resultados informados por la ARN con relación al número total de datos informados (n).

En este caso, se observa muy poca variación de los porcentajes de resultados clase A, W y N, para las distintas categorías de matriz. La Figura 6 muestra la distribución, en porcentaje, del número de datos informados según el tipo de matriz:

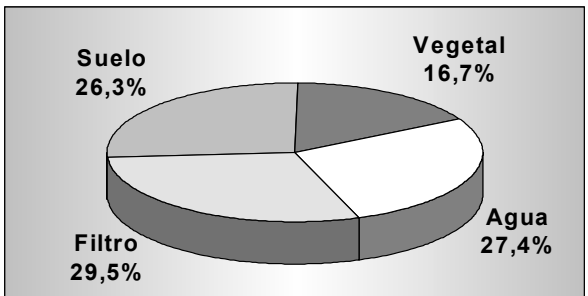


Fig. 6 Número de datos informados por la ARN, en porcentaje, según el tipo de matriz (periodo 1995-2004).

3.4 Resultados globales

La Figura 7 muestra todos los resultados obtenidos por la ARN en los últimos 10 años:

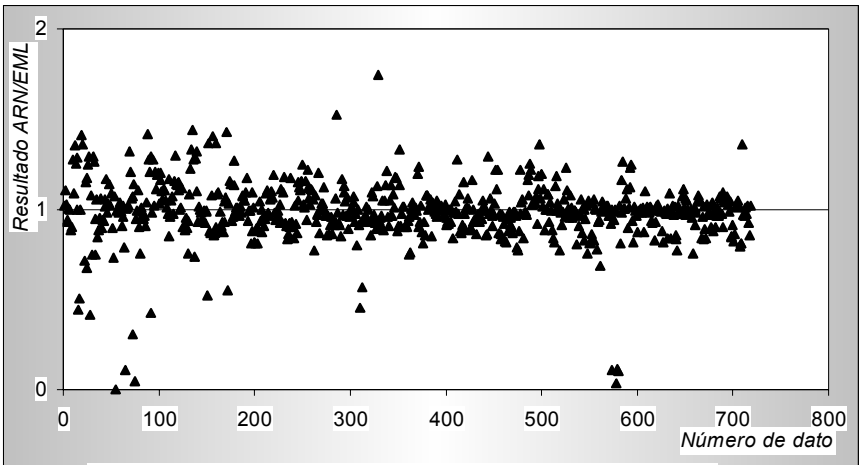
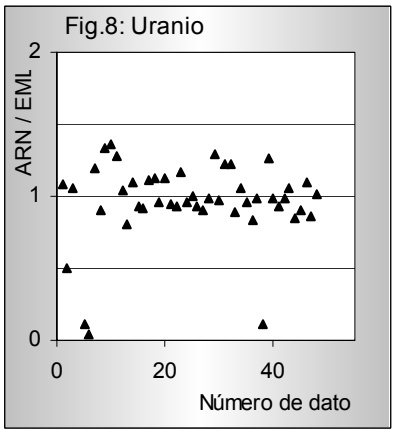
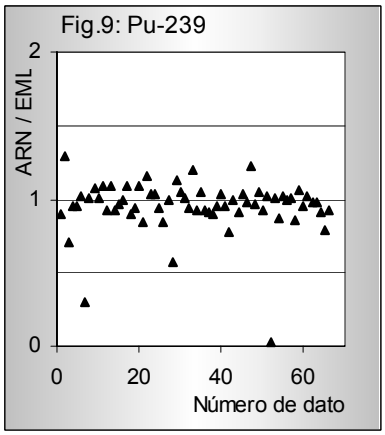


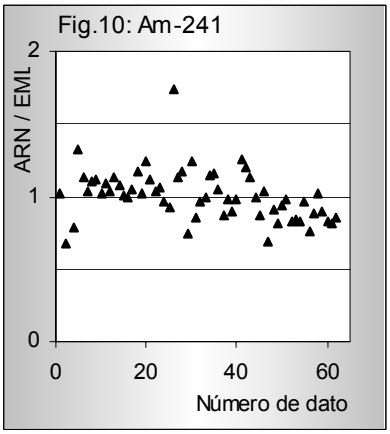
Fig 7 Resultados de la ARN en relación al resultado del EML desde 1995 a 2004

3.5 Resultados por radionucleido

En las Figuras 8 a 16 se muestran los resultados correspondientes a los radionucleidos más relevantes en el período considerado:







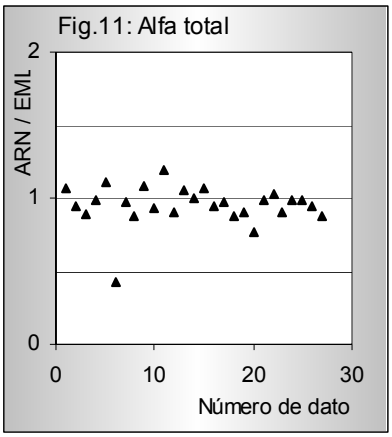


Fig.11: Alfa total
ARN / EML
2
1
0
0
10
20
30
Número de dato

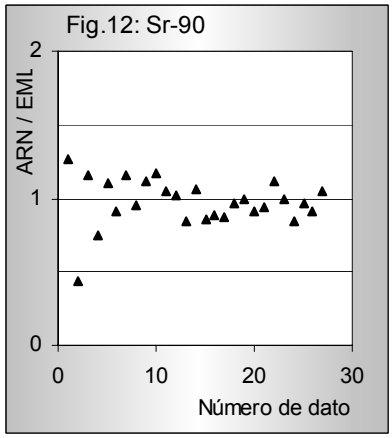


Fig.12: Sr-90
ARN / EML
2
1
0
0
10
20
30
Número de dato

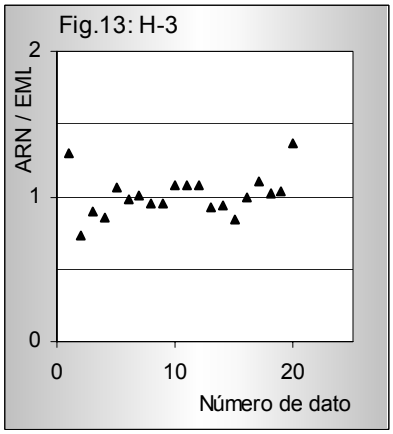


Fig.13: H-3
ARN / EML
2
1
0
0
10
20
Número de dato

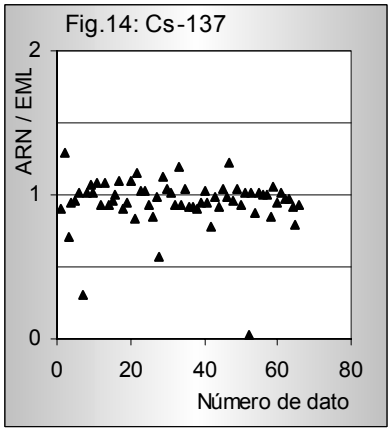


Fig.14: Cs-137
ARN / EML
2
1
0
0
20
40
60
80
Número de dato

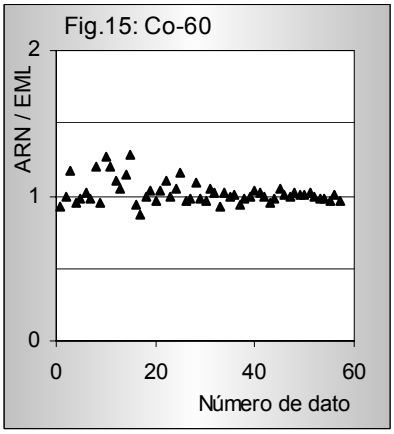


Fig.15: Co-60
ARN / EML
2
1
0
0
20
40
60
Número de dato

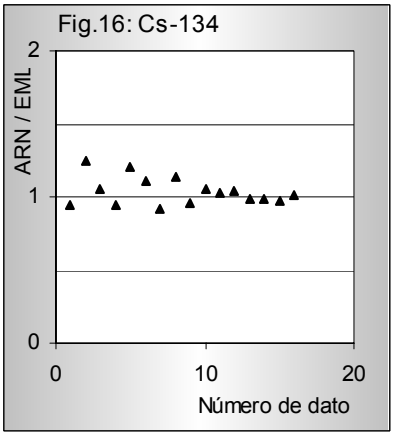


Fig.16: Cs-134
ARN / EML
2
1
0
0
10
20
Número de dato

En el *apéndice 4* se presenta una tabla con los promedios de los resultados de todos los radionucleidos analizados, en relación al EML.

4. CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos por los laboratorios de la ARN han sido muy satisfactorios teniendo en cuenta que el promedio de resultados clase A (aceptados) fue 82,9% (promedio de todos los laboratorios: 75,1%), con valores individuales de hasta 94,4%, y el promedio de resultados clase N (no aceptados) fue de solo 3,8% (promedio de todos los laboratorios: 8,3%), con valores de cero en 11 oportunidades. Si se consideran los resultados aceptados como la suma de clase A + clase W, el promedio resulta de 96,3%.

Por otra parte, desde el punto de vista del número de resultados informados, la ARN ha producido, en el período considerado, 718 resultados, es decir a razón de casi 38 resultados por ejercicio de íntercomparación.

5. REFERENCIAS

1. "Resultados de la participación de la ARN en el programa de garantía de calidad del EML-DOE período 2002-2004" , Publicación interna ARN PI-5/04, 2004.

2. "Results of the ARN participation in the Quality Assessment Program of the EML-DOE during period 2000-2001, Publicación interna ARN PI 3/03, 2003.

3. "Resultados de la participación de la ARN en el programa de garantía de calidad del EML-DOE", Publicación interna ARN PI-1/02, 2002.

4. "Participación de la ARN en el programa de EML- USDOE para la evaluación de la calidad de las mediciones radioquímicas-período 1998-2000", V Regional Congress on Protection and Safety, IRPA, 2001.

5. Participation of ARN-Argentina in the Quality Assessment Program, EML-USDOE since 1995 to 1999",NRC5, 5 International Conference on Nuclear and Radiochemistry, Switzerland, 2000.

6. "Participación de la ARN en el programa de garantía de calidad del EML - DOE", Jornadas sobre P.R. y S.N., S.A.R., 2000.

7. "Resultados de la participación de la ARN en el programa de garantía de calidad del EML-DOE período 1995-1999", Publicación interna ARN PI-2/00, 2000.

8. http://www.eml.doe.gov

9. http://www.eml.doe.gov/qap

10. http://www.eml.doe.gov/qap/reports

11. QAP60 Results.

12. QAP59 Results.

13. QAP58 Report, Summary of results EML-621, Greenlaw, Berne, 2003.

14. QAP42 Report, Summary of results, 1995.

15. QAP57 Report, Summary of results EML-618, Greenlaw, Berne, 2002.

16. QAP56 Report, Summary of results EML-617, Greenlaw, Berne, 2002.

17. QAP55 Report, Summary of results, EML-615, Greenlaw, Berne, 2001.

18. QAP54 Report, Summary of results, EML-613, Greenlaw, Berne, 2001.

19. QAP53 Report, Summary of results, EML-611, Greenlaw, Berne, 2000.

20. QAP52 Report, Summary of results, EML-608, Greenlaw, Berne, 2000.

21. QAP51 Report, Summary of results, EML-605, Greenlaw,1999.

22. QAP50 Report, Summary of results, EML-604, Greenlaw,1999.

23. QAP49 Report, Summary of results, EML-600, Greenlaw,1998.

24. QAP48 Report, Summary of results, EML-596, Greenlaw, Minick,1998.

25. QAP47 Report, Summary of results, EML-594, Greenlaw,1998.

26. QAP46 Report, Summary of results, EML-591, Greenlaw,1997.

27. QAP45 Report, Summary of results, EML-587, Sanderson, Greenlaw,1997.

28. QAP44 Report, Summary of results, 1996.

29. QAP43 Report, Summary of results, 1995.

30. http://www.eml.doe.gov/qap/about/limits.cfm

APÉNDICE 1

Lista de laboratorios que han participado en el programa QAP	
1	3M, Empore Disks, St. Paul, MN
2	Aberdeen Proving Ground, Aberdeen, MD
3	Accu-Labs Research Inc., Golden, CO
4	Accura Analytical Labs, Norcross, GA
5	Air Force Analytical Lab (AFIERA/SDRR)
6	American Radiation Services of New Mexico, Los Alamos
7	American Radiation Services, Inc., Baton Rouge
8	Analytical Chemistry Laboratory, Argonne National Lab
9	Antech Ltd.-Waltz Mill Site
10	Argonne National Laboratory
11	Argonne West National Lab
12	ATG, Kingston, TN
13	ATL International inc., Germantown, MD
14	Atomic Energy Control Board, Ottawa, Canada
15	**Autoridad Regulatoria, Buenos Aires, Argentina**
16	B&W Nuclear Envir. Services, Leechburg, PA
17	B&W Nuclear Envir. Services, Lynchburg, VA
18	Babcock & Wilcox of Ohio, Mound, Miamisburg, Ohio
19	Barringer Labs
20	Battelle Memorial Institute, Columbus, OH
21	Battelle Pacific Northwest National Laboratory
22	Bechtel Hanford-Radiological Counting Facility
23	Becquerel Laboratories Inc., Mississauga, Ontario, Canada
24	Bedford Institute of Oceanography, Dartmouth. Nova Scotia, Canada
25	Bettis Atomic Power Lab, West Mifflin, PA
26	Bhabha Atomic Research Centre, India
27	Brookhaven National Laboratory, Upton, NY
28	BWX Technologies, Inc, Naval Nuclear Fuel Division, Lynchburg, VA
29	California State Dept. Health Serv.,Sanitation & Radiation Laboratory
30	Carlsbad Environmental Monitoring Research Center, NM
31	CEA/SACLAY - SPR/SRSE
32	China Institute for Radiation Protection
33	Datachem Laboratories, Salt Lake City
34	Defence Research Establishment of Sweden (FOA)
35	Dept. of Environmental Health and Safety, NC State University
36	Duke Engineering & Sciences Environmental Lab, Westboro, MA
37	Duke Engineering Services Hanford
38	Duke Power Co., Env. Cener/MG03A2
39	Earthline Technologies, Ashtabula, OH
40	Energy Laboratories, Inc., Casper, WY
41	Envirocare of Utah
42	Environmental Evaluation Group, Carlsbad, NM
43	Environmental Radiation Lab, Off. of Public Health Labs. Seattle
44	Enviro-Test Laboratories, Casper, WY
45	Fermi Lab, Batavia, IL
46	Fernald WPRAP Field Office, Ohio
47	FGL Environmental, Santa Paula, CA
48	Florida Dept of Health & Rehab. Serv., Orlando
49	Florida Mobile Emergency Radiological Laboratory, Orlando
50	Florida State University, Tallahassee
51	Fluor Daniel Fernald, Inc., Ohio
52	Freshwater Institute Radiochemistry Winnipeg, Manitoba, Canada
53	General Engineering Labs, Charleston, SC
54	Gentilly-2 Nuclear Power Plant, Quebec Canada
55	Georgia Institute of Technology
56	Georgia Power Company Environmental Lab
57	Grand Junction Office Analytical Laboratory
58	GTS Duratek, Oak Ridge, TN
59	Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

60	Institute of Occupational and Radiological Health, Serbia
61	Institute of Oceanology PAN, Poland
62	Institute of Radiation Protection and Dosimetry, IRD/ CNEN, Brazil
63	ISU Environmental Assessment Laboratory, Pocatello, ID
64	Jacobs Engineering, Oak Ridge, TN
65	JAF Environmental Laboratory, New York Power Authority
66	Jefferson Lab, Newport News, VA
67	Jozef Stefan Institute, Slovenia
68	Knolls Atomic Power Lab, Schenectady
69	Korea Atomic Energy Research Institute
70	Korea Institute of Nuclear Safety
71	Kori Nuclear Station, Pusan, Korea
72	Laboratory of Radiochimica CREN-U of Zacatecas, Mexico
73	Lawrence Berkeley Lab UCB
74	Lawrence Livermore Laboratory, California
75	Lawrence Livermore National Lab, Waste
76	LLNL Chemistry and Material Science/Environmental
77	LMITCO/INEL, Scoville
78	Lockheed Martin Energy Systems, Oak Ridge
79	Lockheed Martin Energy Systems, Y-12 Plant, Oak Ridge
80	Lockheed Martin Energy Systems, Y-12 Plant, Oak Ridge
81	Lockheed Martin Idaho Technical Corp., Analytical Laboratory
82	Lockheed Martin, Pikton, OH
83	Los Alamos National Lab, ES&H
84	Los Alamos National Laboratory, NM
85	Maine Health & Environmental Testing Laboratory
86	Manufacturing Sciences Corporation, Oak Ridge
87	Mason & Hanger-Silas Mason Co., Inc., Battelle Pantex, Amarillo, TX
88	Massachusetts Institute of Technology
89	Metropolitan Water Reclamation District of Greater Chicago
90	Mississippi State Department of Health, Jackson
91	National Radiation Laboratory, New Zealand
92	Naval Reactors Facility Chemistry, Scoville, ID
93	Naval Reasearch LAb, Washington,DC
94	New Brunswick Power Corporation HPELAB
95	New Mexico Department of Health, Albuquerque
96	New World Technology, Livermore, CA
97	NJ Department of Health and Senior Services
98	Nuclear Fuel Services, Erwin, TN
99	Nuclear Technology Services, Inc., Roswell, GA
100	OBG Laboratories, East Syracuse, NY
101	Ohio Dept Of Health Laboratory, Columbus
102	Oregon Health Division Radiation Controls Section, Portland
103	ORISE RSAT/ESSAP, Oak Ridge
104	ORNL Radioactive Material Analysis Lab
105	ORNL, Radiobioassay Lab
106	Outreach Laboratory, Broken Arrow, OK
107	Pacific Northwest National Laboratory
108	PA-DEP Bureau of Radiation Protection, Harrisburg
109	Pakistan Institute of Nuclear Science & Technology
110	Paragon Analytics, Inc, Fort Collins, CO
111	Princeton Plasma Physics Lab
112	Radiation Control Program, Jamaica Plain, MA
113	Radiation Protection Bureau, Ontario, Canada
114	Radiation Protection Service Laboratory, Ontario, Canada
115	Rock Island Arsenal, Illinois
116	Rocketdyne Propulsion & Power, Canoga Park, CA
117	Rocky Flats Environmental Tech Site, Colorado
118	Rontgen Technische Dienst bv, The Netherlands
119	Sandia Labs Radioactive Sample Diag. Prog., NM
120	Sanford Cohen Associates, Inc., Montgomery, AL
121	Savannah River Ecology Lab
122	Savannah River Environmental Laboratory
123	Savannah River Plant
124	SC Dept. of Health and Environment Control Radiological Lab

125	SC DHEC, Aiken, South Carolina
126	Scientific Production Association, Russia
127	Severn Trent Laboratories - Richland
128	Severn Trent Laboratories - St. Louis
129	Southwest Laboratory of Oklahoma
130	Southwest Research Institute, San Antonio, TX
131	Stanford Linear Accelerator Center
132	State Health Radiation Protection Section, Madison, WI
133	State Lab of Public Health, North Carolina
134	Syrian Arab Republic Atomic Energy Commission
135	Taiwan Power Company, Taipei, Taiwan
136	Taiwan Radiation Monitoring Center
137	Technical University, Budapest, Hungary
138	Teledyne Brown Engineering Environmental Services, Knoxville, TN
139	Teledyne Isotopes Midwest Lab, Northbrook, IL
140	Texas A&M University, Dept of Nuclear Engineering
141	Texas Dept. of Health/Laboratories, Austin
142	The University of the South Pacific, Fiji Islands
143	Thermo Nutech Albuquerque Lab, NM
144	Thermo NUtech Oak Ridge Laboratory
145	Thermo Nutech Rocky Flats Plant, Golden
146	Thermo NuTech, Richmond, CA
147	Tracer Technologies International, Inc., Cleveland
148	Unitech, Springfield, MO
149	United States Enrichment Corporation, Paducah, KY
150	Universite Laval
151	University of Istanbul, Turkey
152	UNLV, Dept of Health Physics
153	US Army Proving Ground, Yuma, AZ
154	US Army Research Laboratory, Aberdeen Proving Ground
155	US EPA NAREL, Montgomery, AL
156	US EPA, Las Vegas
157	US NRC Region I Laboratory, PA
158	USACHPPM, Aberdeen Proving Ground, MD
159	USGS/NWQL, Arvada, CO
160	V. G. Khlopin Radium Institute, St. Petersburg, Russia
161	Washington Public Power Supply System, Richland
162	Waste Management Federal Services of Hanford
163	Waste Management Services of Hanford, Inc., 222S Lab
164	Waste Stream Technology, Buffalo, NY
165	Water Resources Research Centre (VITUKI), Hungary
166	Wayne Interim Storage Site, NJ
167	Weldon Springs Site, St Charles, MO
168	West Valley Nuclear Services
169	West Valley Radiation Protection
170	WIPP Site, Westinghouse Electric Corp.
171	Wisconsin State Lab of Hygiene

APÉNDICE 2

Para la evaluación de la performance analítica de los participantes se calcula una distribución de frecuencias de todas las mediciones reportadas, relativas al valor del EML, de los 10 años previos, para cada par analito/matriz.

- El criterio para una performance *aceptable* (“aceptable”), **Clase A**, comprende aquellos resultados que se encuentran entre el percentil 15 y el 85 de la distribución acumulativa normalizada, lo que corresponde al 70% de las mediciones históricas.

- La performance *aceptable con reservas* (“acceptable with warning”), **Clase W**, comprende aquellos resultados que se encuentran entre el percentil 85 y el 95, y entre el percentil 5 y el 15 de la distribución acumulativa normalizada, correspondiente al 20% de las mediciones históricas.

- La performance *no aceptable* (“not aceptable”), **Clase N**, comprende aquellos resultados menores al percentil 5 y mayores al 95 de la distribución acumulativa normalizada, correspondiente al 10% de las mediciones históricas.

APÉNDICE 3

La siguiente tabla muestra los límites de control en agua utilizados por el EML, expresados como una relación entre las mediciones reportadas, en los 10 años previos, respecto al resultado del EML (LAB/EML) para varios radionucleidos.

Emisor	Nucleido	LAB / EML			
		Clase W			
		Límite inferior	Clase A		Límite superior
			Límite inferior	Límite superior	
Alfa	^{241}Am	0,79	0,90	1,19	1,41
	^{238}Pu	0,74	0,90	1,10	1,20
	^{239}Pu	0,79	0,90	1,10	1,20
	U (Bq)	0,75	0,87	1,18	1,33
	U (µg)	0,80	0,90	1,11	1,24
	Gross Alpha	0,58	0,79	1,13	1,29
Beta	^{90}Sr	0,69	0,84	1,15	1,34
	^{3}H	0,78	0,90	1,32	2,45
	Gross Beta	0,61	0,81	1,29	1,43
Gamma	^{60}Co	0,80	0,90	1,10	1,20
	^{137}Cs	0,80	0,90	1,12	1,22

Intercomparación número 58, matriz agua.

APÉNDICE 4

Nucleido	Cantidad de muestras	Media ARN / EML	Número de resultados aceptados (A+W) %	Nucleido	Cantidad de muestras	Media ARN / EML	Número de resultados aceptados (A+W) %
^{228}**Ac**	11	0,9981	100	^{54}**Mn**	22	1,0460	86,4
^{241}**Am**	62	1,0397	96,8	^{63}**Ni**	1	1,0540	100
Alfa Total	27	0,9514	96,3	^{212}**Pb**	11	0,9954	100
Beta Total	15	0,9786	100	^{214}**Pb**	9	0,9770	100
^{212}**Bi**	10	0,9802	100	^{238}**Pu**	48	0,9853	93,8
^{214}**Bi**	10	1,0310	100	^{239}**Pu**	66	0,9521	95,5
^{144}**Ce**	5	0,9898	100	^{226}**Ra**	1	1,1720	100
^{244}**Cm**	12	0,9928	100	^{106}**Ru**	3	0,9840	100
^{57}**Co**	11	1,0370	81,8	^{125}**Sb**	7	1,0370	100
^{60}**Co**	57	1,0220	98,2	^{90}**Sr**	27	0,9737	96,3
^{134}**Cs**	16	1,0370	100	^{234}**Th**	1	1,0810	100
^{137}**Cs**	74	1,0115	100	^{234}**U**	39	0,9816	94,9
^{55}**Fe**	5	0,7646	80	^{238}**U**	39	0,9541	94,9
^{3}**H**	20	1,0093	100	**U** (Bq)	48	0,9621 (1)	91,7
^{40}**K**	37	1,0007	97,3	**U** (μg)	24	1,0215	95,8
			Total muestras:		718		

(1) Exceptuando QAP44, filtro.

Certificación internacional del diseño de reactores nucleares de potencia. Una propuesta de la U.S. NRC

Felizia, E.R.

Publicado como: PI 2/06 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

CERTIFICACIÓN INTERNACIONAL DEL DISEÑO DE REACTORES NUCLEARES DE POTENCIA. UNA PROPUESTA DE LA U.S. NRC

Felizia, E.R.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

La United States Nuclear Regulatory Commission (NRC) anunció recientemente la certificación de diseño (*design certification*, ver Cuadro I) de los proyectos de reactores nucleares de potencia ABWR [1], System-80 Plus [2] y AP-600 / AP-1000 [3]. Asimismo, en el marco de una reunión celebrada en Washington en marzo de 2005 sobre reactores de IV[a] generación (Senior Regulators`Meeting on the Generation IV Initiative), el Presidente del Directorio de la NRC abogó por la adopción de un proceso multinacional que establezca requerimientos apropiados de seguridad compatibles con el desarrollo de las actuales tecnologías en el campo nuclear, señalando como modelo a seguir para tal proceso, la "NRC`s 10 CFR Part 52 design certification process" (Referencia 1.1).

En la misma reunión mencionada, el Directeur Général de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, France, se refirió a dos casos de cooperación internacional -WENRA[4] y el proyecto EPR [5] - y utilizó el término "armonización (*harmonizing*) de los objetivos de seguridad (safety goals) más allá de las fronteras nacionales" (Referencia 1.2). Señaló principalmente el consenso logrado entre las autoridades regulatorias de Francia y Alemania, diseñadores y expertos, para la fijación de los objetivos de seguridad del reactor de potencia EPR a construirse en la primera década del siglo XXI en Olkiluoto, Finlandia.

La iniciativa propuesta por el funcionario de la autoridad regulatoria norteamericana involucra exclusivamente a los diseños de reactores nucleares de IV[a] generación (ver Cuadro III). Estos diseños se encuentran actualmente en la fase conceptual y no es fácil prever su desarrollo futuro. No obstante, las ideas implícitas en dicha iniciativa no carecen de interés y merecen ser comentadas.

FUNDAMENTOS DE LA PROPUESTA DE LA NRC

La industria nuclear no puede permanecer indiferente al proceso de globalización que se ha instalado en estos últimos años a escala planetaria. Por una parte, se observa una tendencia a la especialización en los suministros de mayor relevancia en relación con centrales nucleares de potencia, como por ejemplo la provisión de proyectos de nuevos diseños avanzados por Estados Unidos de América y Europa, de generadores de vapor por España, de recipientes de presión por Japón y de turbogrupos por Alemania. Por otra parte, han ocurrido cambios importantes en la mayoría de los países industriales que inciden en la actividad nucleoeléctrica, tales como la desregulación de los mercados eléctricos, el surgimiento de fuentes de generación de energía no nuclear -como el gas- altamente competitivas y la necesidad de alcanzar niveles de seguridad de excelencia (sindrome pos-Chernobyl) y de aceptación por parte del público.

[1] Advanced Boiling Water Reactor diseñado por GE Nuclear Energy.
[2] Diseñado por Combustion Egineering, Inc.
[3] Advanced Passive 600 y Advanced Passive 1000 diseñados por Westinghouse Electric Company.
[4] Western European Nuclear Regulators` Association.
[5] European Pressurized water Reactor.

Estas y otras cuestiones tales como los altos costos financieros asociados a los extensos plazos de construcción, montaje y licenciamiento de estas complejas instalaciones, la extensión del período de vida útil de las plantas y la inserción de nuevas tecnologías - principalmente instrumentación digital y sistemas de control - forzaron a la comunidad nuclear a efectuar una revisión profunda de la mayoría de los aspectos relacionados con la seguridad, desarrollo y explotación de centrales nucleares.

La interacción entre países en el campo de la actividad nuclear no es novedad. En efecto, la Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA) lleva casi cinco décadas promoviendo la participación y cooperación internacional en aplicaciones pacíficas de la energía nuclear. Otros organismos, como por ejemplo el Grupo Internacional Asesor en Seguridad Nuclear (INSAG), desarrollan criterios compartidos de seguridad nuclear. Desde 1998 se realizan periódicamente las reuniones de revisión entre países contratantes de la Convención de Seguridad Nuclear, otra iniciativa de alcance multinacional. El representante de la NRC propone, sin embargo, avanzar más en el proceso de "internacionalización", estableciendo un ámbito de colaboración multinacional en relación con los requerimientos de diseño de nuevos reactores y los procesos y normativa de licenciamiento, fundado en objetivos de seguridad comunes y compartiendo, entre los países participantes, la experiencia de miles de reactor-año de operación.

Como primer paso, según el punto de vista del representante de la NRC, la comunidad internacional debería unificar la inmensa acumulación de experiencia operativa y el vasto conocimiento acuñado en tecnología nuclear para desarrollar objetivos de seguridad comunes, aplicables a los nuevos diseños de reactores nucleares. Estos objetivos serían fijados utilizando la mejor información proveniente de la industria nuclear y de la experiencia regulatoria, con el fin de asegurar el máximo nivel de protección del público y del ambiente. El segundo paso sería la identificación de los aspectos claves a tener en cuenta en la certificación de los nuevos diseños de reactores nucleares avanzados; para ello deberían utilizarse como herramientas principalmente el Análisis Probabilístico de Seguridad [6] (APS), complementado con el tradicional enfoque(determinístico) de defensa en profundidad, y la experiencia en licenciamiento y en operación acuñada en cada país.

Finalmente, y siempre según el punto de vista del representante de la NRC, así como la industria nuclear internacional compite en la economía global, la comunidad internacional de reguladores podrá compartir un proceso regulatorio común, los resultados de la investigación, la experiencia operativa y, principalmente, una estrategia regulatoria y un entendimiento apropiado de las nuevas plantas que deberán licenciar.

COMENTARIOS SOBRE LA PROPUESTA DE LA NRC

La propuesta de la NRC inaugura una nueva etapa en la "internacionalización" de la energía nuclear -muy probablemente necesaria para una plena reactivación de la industria nuclear- que podría calificarse como etapa pos-convención nuclear. La estandarización mejoraría la competitividad de la energía nucleoeléctrica, se ganaría transparencia y por consiguiente una mayor aceptación por parte del público, una favorable posición ante los desafíos ambientales, un intercambio fecundo de la experiencia operativa a nivel mundial y perspectivas inmejorables para la investigación y el desarrollo en física nuclear, nuevos materiales, etc.

Promovería, al menos en principio, una "risk-based decision making nuclear community"[7]

dado que el primer paso del proceso de certificación internacional de diseño es el establecimiento de objetivos de seguridad comunes para lo cual es necesario - acorde a lo expresado por el representante de la NRC - una política común de aceptación del riesgo radiológico. Este sería un logro significativo que hasta ahora no ha podido concretar ningún organismo o convención internacional.

[6] Probabilistic Safety (Risk) Assessment en Inglés.
[7] Una comunidad donde las decisiones se toman teniendo en cuenta los riesgos involucrados.

En los casos en que un país decide construir varias centrales nucleares de un mismo tipo(por ejemplo Francia, cuando inició años atrás su amplio programa de generación nucleoeléctrica), es razonable proceder a una única evaluación de la seguridad del diseño, ya que éste se repite en todas las unidades; no así de las características del sitio y de sus interacciones con la instalación, dado que éstas dependen del sitio de emplazamiento elegido para cada unidad.

Por otra parte, la certificación de diseño traería como consecuencias la concentración del negocio nuclear y claras ventajas competitivas para algunos diseños de reactores nucleares, incluso los de III^{a} generación. En efecto, un país que no hubiere participado en el proceso de certificación de diseño y decidiere construir una central nuclear, se enfrentaría a las dos opciones siguientes: a) comprar un diseño no certificado, lo que implica mayor inversión, o b) comprar un diseño certificado, lo cual le impide el acceso al paquete tecnológico (este caso sería equivalente a comprar "súper-llave en mano").

Sería prematuro prever el modo y la oportunidad en que esta inciativa será implementada; no obstante, cualquiera sea la modalidad del proceso, un aspecto crucial a tener en cuenta es la garantía de independencia de criterio de las autoridades regulatorias de los países que acepten el desafío de participar en dicho proceso de certificación internacional. Este aspecto es relevante, puesto que la compatibilización de políticas de aceptación del riesgo radiológico - paso necesario para el establecimiento de objetivos de seguridad comunes- no podrá dejar de considerar los factores socio-económicos propios de cada país participante.

RECONOCIMIENTOS

El autor agradece al Ing. Nicolás Riga los valiosos comentarios e información suministrada en relación con la reunión en Washington, los que contribuyeron a la elaboración de este trabajo.

REFERENCIAS

1. Senior Regulators`Meeting on the Generation IV Initiative. Washington, March 2005:

1.1. Exposición de Mr. Nils Diaz, Presidente del Directorio de la U.S. NRC.

1.2. Exposición del Dr. André-Claude Lacoste, Directeur Général de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, France.

2. "The Westinghouse AP1000 - Final Design approved". By Howard J. Brusch - Nuclear News, November 2004.

3. U.S. Code of Federal Regulations (CFR) Title 10, Part 52. "Early Site Permits, Standard Design Certification, and Combined Licenses for Nuclear Power Plants". April 18. 1989.

Las opiniones expresadas en este trabajo son propias del autor y no reflejan necesariamente los puntos de vista de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

CUADRO I

Proceso de Certificación de Diseño de la NRC

En 1989 la NRC emitió una regulación que establece alternativas al proceso de licenciamiento en dos etapas previsto en el 10 CFR Part 50, "Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities". Esta regulación (Referencia 3) posibilita la aprobación de sitios de emplazamiento de centrales nucleares independientemente de un diseño, de diseños independientemente de un sitio, y referenciar un sitio o diseño aprobados o una combinación de ambos en una solicitud de licencia para construir una central nuclear.

El proceso de certificación de diseño permite resolver todas las cuestiones de seguridad asociadas al diseño de una central nuclear Los aspectos relacionados con el sitio de emplazamiento no están incluídos en la certificación de diseño. En el caso de nuevos diseños para los cuales no se cuente con experiencia operativa, la respuesta de los sistemas de seguridad en condiciones de operación y accidentales debe demostrarse mediante prototipos y pruebas apropiadas a escala. El solicitante de una certificación de diseño debe acompañar su solicitud con un estudio de APS de la instalación. Al concluir su evaluación la NRC inicia una etapa ("rulemaking") en la que el público tiene la oportunidad de revisar el diseño presentado para aprobación.

En 1986 la NRC estableció una política de objetivos de seguridad (Safety Goal Policy), la cual incluye niveles aceptables del riesgo radiológico asociado a la operación de centrales nucleares. El marco regulatorio en relación con estos objetivos incluye: integridad de barreras, frecuencias límites de eventos iniciantes, confiabilidad de sistemas de protección, y una estrategia basada en el riesgo para el manejo de situaciones de emergencia ("risk-informed accident management").

El U.S. Code of Federal Regulations (CFR) Title 10, Part 52 establece las siguientes definiciones:

Standard design: diseño suficientemente detallado y completo como para que pueda ser aprobado según los requisitos de la Parte B del 10 CFR y el cual es aplicable a múltiples unidades o a múltiples sitios sin que sea necesario repetir la revisión en cada caso.

Standard design certification, design certification, certification: aprobación del diseño estándar de una central nuclear.

Combined license combinación de una autorización para construir y una licencia para operar una instalación nuclear en las condiciones establecidas en la Parte C del 10 CFR.

CUADRO II

Reactores Nucleares de III[a] Generación

La certificación internacional propuesta por la NRC apunta exclusivamente a los futuros diseños de reactores nucleares de potencia denominados de IV[a] generación, en tanto que las certificaciones otorgadas hasta el momento por la autoridad regulatoria norteamericana (referencia 2) se aplican a diseños de III[a] generación, cuyas características de seguridad más sobresalientes son las siguientes:

- Empleo de sistemas de seguridad pasivos, es decir, sistemas cuyo funcionamiento no depende del suministro de energía eléctrica o mecánica. Estos sistemas utilizan fenómenos naturales tales como la gravedad, la evaporación, la condensación y la convección.

- Ausencia de maquinaria rotante en los sistemas de seguridad, como por ejemplo bombas, ventiladores y motores eléctricos o térmicos. La impulsión de fluídos se logra mediante acumuladores estáticos de presión o convección natural.

- Frecuencia anual de daño al núcleo menor que 10^{-6} (en las plantas actualmente en operación esta frecuencia se ubica entre 10^{-4} y 10^{-5}).

Los diseños de III[a] generación preven además una significativa reducción del período de fabricación de componentes y de construcción y montaje en obra, lo cual contribuye a la reducción de los costos financieros. Esto se logra mediante la aplicación de tres tipos de técnicas de construcción modulares: modularización estructural, mecánica y de tuberías. La modularización implica, además de la estandarización en la fabricación, montaje e inspección de componentes, el logro de niveles óptimos de calidad en todas estas etapas así como una reducción en las cargas de mantenimiento, pruebas periódicas y vida útil de componentes y sistemas en la etapa de operación. En obra, la modularización contribuye a reducir tiempos de montaje con la consiguiente disminución de la dotación de personal temporario empleado.

La certificación del diseño y las técnicas de modularización ayudan a comprimir los plazos en el proceso de licenciamiento de reactores nucleares de potencia de III[a] generación, lo que redunda en menores costos financieros y, finalmente, mayor competitividad frente a otras fuentes alternativas de generación de energía.

CUADRO III

Reactores Nucleares de IV[a] Generación [8]

Gas-cooled fast reactor system (GFR)

El sistema GFR utiliza un proceso de fisión con neutrones rápidos, gas helio a modo de refrigerante e incorpora un ciclo de combustible cerrado. Puede utilizarse para la generación nucleoeléctrica, la producción termoquímica de hidrógeno o de calor para uso industrial o doméstico. El reactor de referencia tiene una potencia de 288 MW_e, alta temperatura del helio a la salida del núcleo (850 ºC) y se acopla a una turbina de gas de ciclo Brayton directo. Se preven varios tipos de combustible, teniendo en cuenta las altas temperaturas de operación y la capacidad de retención de productos de fisión: compuestos cerámicos, partículas y elementos combustibles con vainas de compuestos cerámico y actínidos. El sistema GFR de referencia incluye una planta de tratamiento de combustible irradiado y de fabricación de elementos combustibles, ambas integradas. La combinación de fisiones con neutrones rápidos con el reciclado total de actínidos minimiza la generación de residuos radiactivos de larga vida; también posibilita la utilización de materiales fértiles como por ejemplo el uranio empobrecido ("depleted uranium").

Lead-alloy liquid metal-cooled fast reactor system (LFR)

El sistema LFR utiliza un proceso de fisión con neutrones rápidos, plomo o un eutéctico plomo-bismuto a modo de refrigerante e incorpora un ciclo de combustible cerrado para la conversión de uranio fértil y la gestión de actínidos. Las diferentes opciones incluyen una "batería" con potencias entre 50 y 150 MW_e y muy largos períodos entre recargas de combustible, un sistema modular con potencias entre 300 y 400 MW_e y una planta monolítica de 1200 MW_e. El combustible contiene uranio fértil y transuránicos. La refrigeración se efectúa por convección natural, con temperaturas de salida del núcleo entre 550 y 800 ºC (en este último caso el sistema es apto para la producción termoquímica de hidrógeno). La "batería" es apta para pequeñas plantas que alimentan a redes reducidas y para países en desarrollo que no poseen una infraestructura de ciclo de combustible, con la posibilidad de producir hidrógeno y agua potable además de energía eléctrica.

Molten salt reactor system (MSR)

El sistema MSR utiliza un proceso de fisión con neutrones epitérmicos, una sal fundida mezclada con el combustible en circulación e incorpora un ciclo de combustible completo con reciclado de actínidos. En este reactor el combustible, en fase líquida, es una mezcla de sodio, circonio y fluoruro de uranio. La sal fundida circula a través de los canales de grafito (moderador) del núcleo, por lo cual la fisión ocurre con neutrones que poseen energías en el rango epitérmico. El calor generado en la sal fundida (primario) se transfiere, mediante intercambiadores de calor, al refrigerante secundario y de éste al refrigerante terciario o sistema de conversión de energía. La planta de referencia tiene una potencia de 1000 MW_e. La temperatura de salida del refrigerante primario es del orden de 700 a 800 ºC. El sistema de combustible en fase líquida del MSR permite la adición de actínidos, tales como el plutonio, y no requiere fabricación de elementos combustibles. La sal fundida posee excelentes cualidades para la transmisión de calor y una muy baja presión de vapor, lo cual reduce las tensiones mecánicas sobre el recipiente de presión y tuberías del circuito primario.

Sodium liquid metal-cooled fast reactor system (SFR)

El sistema SFR utiliza un proceso de fisión con neutrones rápidos, sodio a modo de refrigerante e incorpora un ciclo de combustible cerrado para la conversión de uranio fértil y la gestión de actínidos. Se preven dos opciones:

[8] Basado en "The six generation IV concepts"
U.S. Deparment of Energy (DOE), Nuclear News, november 2002.

- Tipo intermedio con una potencia entre 150 y 500 MW_e; combustible constituido por uranio, plutonio y otros actínidos y circonio en aleación metálica, con un ciclo basado en procesos pirometalúrgicos integrado al reactor.

- Tipo mediano a grande con una potencia entre 500 y 1500 MW_e; combustible constituido por mezcla de óxidos de uranio y plutonio, con un ciclo basado en procesos acuosos avanzados en una instalación centralizada que abastecería a varios reactores SFR.

Este diseño provee una eficaz gestión de residuos radiactivos, en particular del plutonio y otros actínidos. Entre los aspectos positivos del sistema se destacan: una gran inercia térmica, amplio margen a la ebullición, refrigerante primario a presión atmosférica y circuito intermedio de sodio entre el primario radiactivo y el agua del circuito de conversión de energía. Puede utilizar como combustible tanto material físil como fértil, incluso uranio empobrecido.

Supercritical water-cooled reactor system (SCWR)

El SCWR es un sistema que utiliza agua liviana como refrigerante, en condiciones de presión y temperatura que exceden las del estado crítico. Esta característica termodinámica del refrigerante permite alcanzar alta eficiencia en la conversión de energía. La parte convencional se simplifica considerablemente dado que el refrigerante no cambia de fase en el reactor. La planta de referencia tiene una potencia de 1700 MW_e; la presión y temperatura del primario a la salida del núcleo es de 25 MPa y 510 ºC respectivamente. Utiliza óxido de uranio como combustible y sistemas de seguridad pasivos similares a los de reactores de agua hirviendo ("boiling water) de III^a generación. El sistema SCWR ofrece dos opciones para el ciclo de combustible, acordes al diseño del núcleo: 1) ciclo abierto; proceso de fisión con neutrones térmicos y b) ciclo cerrado; proceso de fisión con neutrones rápidos y reciclado total de actínidos basado en el procesamiento acuoso avanzado en una instalación centralizada.

Very high temperature gas-cooled reactor system (VHTR)

El VHTR es un sistema que utiliza gas helio como refrigerante y grafito como moderador. La temperatura del refrigerante a la salida del núcleo del reactor es de 1000 ºC; razón por la cual este sistema es apto para la producción termoquímica de hidrógeno y de calor para la petroquímica u otros usos industriales. La planta de referencia tiene una potencia de 600 MW_t. Aunque este sistema ha sido diseñado principalmente para el suministro eficiente de calor para una amplia gama de usos industriales, también puede ser utilizado para la co-generación de energía eléctrica. El sistema ofrece asimismo la posibilidad de adoptar ciclos de uranio/plutonio.

Individual Radiation Sensitivity: Implications in Medical Practice

Gisone, P.A.; Dubner, D.L.; Pérez, M. del R.;
Michelin, S.C.; Di Giorgio, M. y Bourguignon, M.

Presentado en: Second European of IRPA (International Radiation Protection Association).
París, Francia, 15-19 mayo 2006

INDIVIDUAL RADIATION SENSITIVITY: IMPLICATIONS IN MEDICAL PRACTICE

Gisone P[1], Dubner D[1], Pérez MDR[1], Michelin S[1], Di Giorgio M[1], Bourguignon M[2]

[1]Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

[2]Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection
France

Important advances in radiotherapy and nuclear medicine towards better treatment modalities and safer applications have taken place in recent years. Progress in medical imaging, better tumour targeting and optimization of radiation delivery have allowed for dose escalation and improved patient outcome. However, the tolerance of normal tissues constitutes the limiting factor for dose escalation in therapeutical uses of ionizing radiation (IR).

Patients vary considerably in their normal tissue response to IR even after similar treatments. As many as 5% of cancer patients develop severe effects to external radiation therapy in normal tissues within the treatment field: they may include acute effects such as erythema and desquamation of the exposed skin and mucosa that appear during or directly after radiotherapy, late effects developed months or years later, such as fibrosis and telangiectasia and cancer induction. Several patient and treatment related factors are known to influence the variability of side effects, however up to a 70% of the total variance of normal tissue radiation response remained unexplained [31]. Thus, individual sensitivity to IR, i.e. hypersensitivity to carcinogenic risks (stochastic effects) and hypersensitivity to deterministic effects, is becoming an important issue in oncology and raises questions regarding the underlying mechanisms.

The mechanisms of DNA repair, the signalling pathways involved in radiation sensitivity and non-targeted effects are key aspects, essential to understanding radiation effects at genetic level. Moreover, human genetic diseases that combine higher incidence of cancer and hypersensitivity to IR are associated with defects in cell response to DNA damage. Therefore, much interest has raised during the last years in the developing of predictive tests capable to detect in advance such hypersensitive conditions.

The goal of this presentation is to review the possible mechanisms involved in genetic and epigenetic susceptibility of cells to radiations, including DNA repair machinery and cell signalling pathways. Then, human genetic disorders related in varying degree to an increase sensitivity to IR will be highlighted. The main tests capable to detect in advance cell sensitivity will be analysed and ethical issues regarding the genetic testing will be considered. Finally recommendations to be applied by medical professionals will be proposed.

A. DNA REPAIR PATHWAYS

The main forms of DNA damage induced by IR include single (SSBs) and double strand breaks (DSBs), sugar and base modifications, oxidative damage of bases, interstrand cross-links, DNA-proteins cross-links and locally multiply damaged sites (LMDS) [1]. The most dangerous of these damages are the DSBs and LMDS because they can initiate mutagenesis, genomic instability and carcinogenesis.The response of the cell to DNA damage results in either tolerance or repair.

A.1. DNA damage tolerance

In damage-tolerance mechanism, the replication machinery bypasses the sites of base damage, allowing normal DNA replication and gene expression to proceed downstream of the damage. It is a translesion DNA synthesis (TLS). Since mutations to the DNA sequence are incorporated, this mechanisms is responsible for most of damage-induced point mutations and is thus particularly relevant for oncogenesis [9].

A.2. DNA damage repair

There is a variety of DNA repair mechanisms to cope with all kind of DNA damages and in many cases removal of the same damage may involve several alternative pathways, that is very important for DNA repair under the most unfavorable conditions.

- ***Single step DNA repair:*** The simplest repair processes directly reverse the damage: for example the enzyme O^6 alkylguanine-alkylltransferase (AGAT) directly removes methyl groups induced in DNA by alkylating carcinogens.

- ***Excising base mechanisms of DNA repair:*** Three mechanisms named base excision repair (BER), nucleotide excision repair (NER), and mismatch repair (MMR) operate for excising damaged bases by splicing out the damaged region, inserting new bases to fill the gap, and ligating the pieces [9].

Base excision repair (BER) and SSBs repair: The main lesions subjected to BER are oxidized DNA bases due to cellular metabolism or arising from exposure to exogenous agents, including IR. Other base modifications repaired are methylation, deamination and hydroxylation. The main enzymes involved in this pathway are: DNA glycosylases, a DNA endonuclease (APE1), a phosphodiesterase, a DNA polymerase (DNA polβ) and finally a DNA ligase (XRCC1-ligase3 complex). Some steps of BER may also be used to repair SSBs. The only difference is the presence of Poly(ADP-ribose) polymerase (PARP) that, together with XRCC1, DNA polβ and ligase3, constitues a nick sensor which detect and repair SSBs.

Nucleotide excision repair (NER): NER repair removes bulky DNA adducts, cyclobutane pyrimidine dimers (CPDs), intrastrand cross-links and large chemical adducts generated from exposure to genotoxic agents that cause distortion of the double helix. Two NER subpathways exist: global genome NER (GG-NER) and transcription-coupled repair (TCR). In NER at least 13 proteins are involved. Among the proteins of GG-NER, XP proteins are the products of the gene which deficit is responsible for xeroderma pigmentosum. Among the proteins of TCR, Cockayne Syndrome proteins A and B (CSB and CSA) are involved in the Cockayne Syndrome (Table 1).

Mismatch repair (MMR): MMR removes nucleotides mispaired by DNA pol and insertion/deletion loops that result from slipagge during replication of repetitive sequences or during recombination [12]. The recognition of mismatches and single-base loops is performed by the hMutSα complex composed by the MSH2 and MSH6 proteins, whereas hMutSβ (MSH2 and MSH3) recognizes insertion/deletion loops. A number of proteins are implicated in the excision of the new strand past the mismatch and re-synthesis steps, including exonuclease I [10], DNA pol δ and factors such as proliferating cell nuclear antigen (PCNA), replication protein A (RPA) and replication factor C (RFC) [13]. MMR components also interact functionally with NER, recombination and translesion repair.

- ***DSBs repair pathways***

DSBs repair pathways include homologous recombination (HR) and non-homologous end-joining (NHEJ). The two repair processes employ entirely separate protein complexes, are error-free and error-prone respectively and function in complementary ways to effect the repair.

Non Homologous End Joining: NHEJ brings about the ligation of two DSBs without the requirement for an undamaged partner and extensive homologies between the recombining ends [32]. The first step in NHEJ is the binding to the damaged DNA of a heterodynamic complex consisting of the proteins Ku70 and Ku80, thus protecting DNA from exonuclease digestion. Thereafter, the Ku heterodimer associates with the catalytic subunit of DNA-dependent protein kinase (DNA-PKcs) forming the active DNA-PK holoenzyme [4]. Once bound to the DSBs, DNA-PK displays protein Ser/Thr kinase activity and the substrates *in vivo* likely include X-ray repair cross-complementing gene 4 (XRCC4) and replication factor A2. XRCC4 forms a stable complex with DNA ligase IV and DNA-PKcs may play a critical role in recruiting the ligase to the lesion site. Most DSBs generated by mutagenic agents cannot be directly religated and some limited processing and /or DNA polymerization must take place. Consequently, NHEJ is rarely error-free and sequence deletions of various lengths are usually introduced. The nucleolytic processing may be performed by the MRE11-RAD50-NBS1 complex. A protein involved in processing overhangs during NHEJ is the Artemis protein. The NHEJ pathway occurs in all cell cycle phases, but particularly in G_0-G_1. Mutations of the genes for DNA ligase IV are associated to the Ligase IV

Syndrome genetic disease. Characteristically, the cells of these patients show pronounced radiosensitivity, suggesting that NHEJ is the dominant pathway for the removal of radiation-induced DSBs. Furthermore, several enzymes of the NHEJ pathway play a role in the V(D)J recombination, which occurs in developing B and T lymphocytes to provide the basis for the antigen-binding diversity of the immunoglobulin and T-cell receptor proteins. This is the reason by which mutations in these genes are also associated with immunodeficiency syndromes.

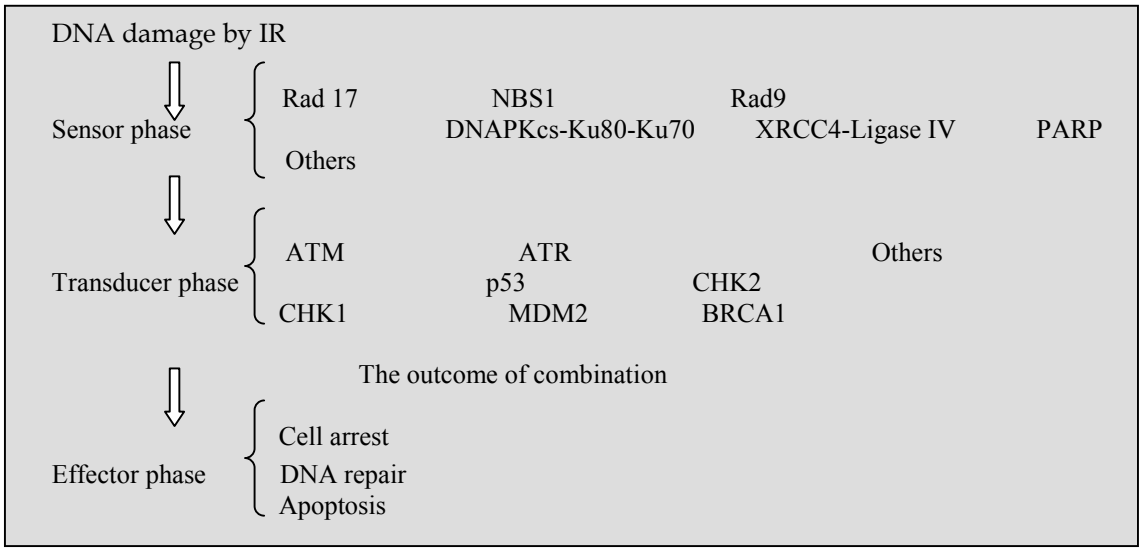
Homologous recombination: HR requires undamaged DNA molecule that contains a homologous DNA sequence which is used as a template; thus HR is of importance during S and G_2 phases of the cycle. HR starts with nucleolytic resection of the DSB by the MRE11-RAD50-NBS1 complex, forming a 3' single stranded DNA fragment to which RAD52 binds. RAD52 competes with the Ku complex for the binding to DNA ends. This may determine whether the DSB is repaired via the HR or the NHEJ pathway. RAD52 interacts with RAD51. These events are influenced by the other members of the RAD50 group of proteins and by a DNA pol that copies information from the undamaged partners. HR involves the simultaneous action of large numbers of the same molecules, which are found to be concentrated in radiation–induced nuclear foci. These depend on and also include the breast cancer proteins 1 and 2 (BRCA1 and BRCA2). Recent evidences implicate BRCA2 directly or indirectly in nuclear translocation of RAD51 [12]. Defects in genes belonging to the RecQ family of DNA helicases, which play a role in regulating HR, are described as the cause of the Bloom Syndrome and Werner's Syndrome hereditary diseases. Mutations in genes that are involved in HR often cause only modest or no radiation hypersensitivity.

B. GENES AND SIGNALING PATHWAYS INVOLVED IN RADIATION SENSITIVITY

Two chains of events take place in the irradiated cell: (a) radiation-induced DNA damage recognised by the sensory monitoring system, leading to recruitment of DNA repair enzymes, followed by restoration of higher-order DNA structure, and (b) the initiation of signalling cascades and the resulting activation of transcription of specific groups of genes, cell cycle arrest and/or apoptosis.

- ***Nuclear sensors of DNA damage***

The general cascade of IR response may be summarized as follows:



Poly (ADP-ribose) polymerase (PARP): Upon binding to DNA strand breaks PARP catalyses a rapid poly (ADP-ribosylation) of proteins involved in DNA repair, such as p53 and DNA-PK, thereby protecting genomic integrity. Another proposed role for PARP is preventing illegitimate recombination by occupation of the strand break site during the interval needed for recruitment of repair enzymes [29].

DNA-dependent protein kinase (DNA-PK) and other protein complexes: DNA-PK is involved in NHEJ. It has been implicated in genomic surveillance, detection and signalling of DNA damage and cell-cycle control. In a similar way, two potentially cooperating complexes, RAD17-RFC and RAD1-RAD9-HUS1

are in the center of interest in the study of sensors of DNA damage. Other proteins such as the MRE11-RAD50-NBS1 complex and the BRCA1 protein have been implicated in the sensing of DSBs. NBS1, the product of the gene that is responsible for Nijmegen breakage syndrome, forms a complex with MRE11 and RAD50, which localizes to DSBs within 30 minutes after cellular exposure to IR.

The p53 protein: One of the key proteins in checkpoint pathways is the tumour suppressor p53, which coordinates DNA repair with cell cycle progression and apoptosis. Activation of p53 following irradiations leads to: a) its accumulation due to an increase in its nuclear half-life and b) binding to specific DNA sequences within the regulatory regions of certain genes, resulting in transcriptional activation or silencing. These effects lead to the transcription of a large number of genes, among them the *p21 Waf1/cip1*, an inhibitor of CDK4-Cyclin E kinase that mediates the cell cycle arrest in G1 [22]. The p53 stability is regulated by its binding with murine double minute 2 (MDM2), which induces its proteasome-mediated degradation. Phosphorylations of p53 and MDM2 by ATM disrupts the binding of MDM2 with p53 and protects p53 from ubiquitination and degradation.

Ataxia-telangiectasia mutated (ATM) and ataxia-telangiectasia related (ATR) protein: ATM, the product of the ataxia-telangiectasia mutated gene, is the main determinant of the early checkpoint response induced by IR, whereas ATR, the product of *ATM* related gene, participates later to process IR induced lesions. ATR, specifically activated after DSB, phosphorylates CHK1 [20] and ATM phosphorylates CHK2 kinases, which in turn phosphorylate p53. At the same time, p53 and MDM2 are phosphorylated by ATM, promoting p53 accumulation by protecting it from degradation. In adition to CHK1 and CHK2, other targets of ATM and possibly also ATR include BRCA1 [15] and NBS1. ATM is the causative gene of ataxia-telangiectasia (AT). Homozygotic AT patients present hypersensitivity to deterministic effects of IR.

Extranuclear damage sensor systems

Protein kinase cascades: Lesions of cell membranes by IR can result in the activation of Protein Kinase-C (PKC), the family of Mitogen-Activated Protein Kinase (MAPKs) [6], the ceramide pathway and other signal transduction pathways. Three families of MAPKs have been identified: a) extracellular receptor-activated kinases (ERKs), b) c-Jun N-terminal kinase/stress-activated protein kinase (JNK/SAPK) and c) p38. Activation of MAPKs results in the phosphorylation and activation of transcription factors and their consequent responses: proliferation, apoptosis or differentiation. Overexpression of the activated JNK/SAPK is linked to induction of apoptosis after exposure to gamma rays and other genotoxins [29].

Other proteins involved in signal transduction: signalling pathways that normally start at various plasma membrane receptors become activated in the irradiated cell. This kind of activation does not require *de novo* protein synthesis [29]. Factors other than DNA damage may stimulate translocation of p53 to the nucleus. One of these factors, Bcl-2, is a protein able to prevent cellular damage inflicted by reactive oxygen species (ROS). The proteins coded by several oncogenes are implicated in the extracellular modulation of the response to IR, e.g., those pathways involving Ras and Raf proteins. *c-Myc* proto-oncogene under certain conditions is another potential genetic modifier of cellular radiosensitivity. Although dominant oncogenes usually enhance radioresistance, some of them may confer increased radiosensitivity [6].

Ceramide: A biphasic increase of radiation-induced ceramide, which is a signal for apoptotic death in some cell types, involves two independent signalling pathways. The first transitory increase observed within few minutes after irradiation results from hydrolysis of sphingomyelin via sphingomyelinase activation at membrane level. The second wave appears several hours after irradiation, when *de novo* synthesis of ceramide results from DNA damage-dependent activation of ceramide synthase that involves ATM requiring a nuclear signalling pathway involving ATM. Thus, ceramide could play a central role in the crosstalk between nuclear DNA and cell membrane as targets for IR induced damage [14].

Growth factor/cytokine signalling pathways: Various growth factors and cytokines present in the cell microenvironment can inhibit apoptosis, resulting in enhanced cell survival and decrease radiosentivity. The best studied is Insulin-like growth factor-1 (IGF-1). The activated IGF receptor transduces an antiapoptotic signal via a set of domains on the intracellular portion of the receptor. Interleukin-1 (IL-1) can block or enhance apoptosis of various normal and tumour cell types via signalling through the activated type I IL-1 receptor. TNF-alpha can protect against whole body irradiation as well as modulate the radiosensitivity of tumour cells *in vitro*. It is due in part to induction of expression of other cytokines

(IL-1, IL-6) and to activation of the survival-promoting transcription factor nuclear factor kappa B (NF-κ-B) [18].

C. IMPLICATIONS OF NON-TARGETED AND DELAYED EFFECTS IN RADIOSENSITIVITY

A central dogma in radiation sciences has been that energy from radiation must be deposited into the cell nucleus to generate a biological effect, named targeted effect. Recent studies have demonstrated non-targeted effects that appear in neighbour cells not directly exposed or in the progeny of a previously irradiated cell. These non-targeted effects are bystander effect and genomic instability (GI), with a crucial importance in radiosensitivity [28].

Genomic Instability

Genomic instability (GI) is a term used to describe a phenomenon that results in the accumulation of multiple changes required to convert a stable genome of a normal cell to unstable genome characteristic of a tumour. GI may also be used to describe the increase rate of acquisition of alterations in the genome [24]. Radiation-induced GI arises at delayed times after exposure and manifests in the progeny of exposed cells many generations after the original insult.

- ***End-points of genomic instability***

Delayed reproductive cell death: the progeny of irradiated cells shows reduced clonogenic survival compared with unirradiated cells. Several types of chromosomal rearrangements (e.g. dicentric chromosomes) are generally involved in delayed reproductive death in normal cells.

Chromosomal instability: Dicentric chromosomes are generally not compatible with the survival of normal cells but other cytogenetic changes (e.g. translocations, inversions and insertions) are not cytotoxic in terms of cell death. However, these events may initiate the cascade of destabilizing steps associated with chromosomal instability.

Gene amplification : It is a process by which specific gene regions are altered during cell propagation and drug selection, supposedly by unequal sister chromatide exchange, deletion and reintegration of genomic sequences and / or chromosome breakage by fusion.

Delayed mutations: Most mutations induced by IR are large deletions multi-locus and usually include specific genes and adjacent genomic regions. The mechanisms for directly induced mutations compared to late-arising mutations are different. More than 70% of the directly induced mutations involve total or partial deletions, whereas the great majority of delayed mutations appear to involve point mutations [19].

- ***Initiating events leading to genomic instability***

Experimental evidence argues against DBSs being the only initiator of instability [33]. It has been proposed that an initiation event or events involving the activation of signal transduction pathways and leading to alternative gene expression, may be responsible in part for radiation-induced genomic instability [16]. Induction of the activated *Ras* oncogene leads to rapid instability in the genome of mouse fibroblasts as detected within one cell cycle [5]. RAD18 contributes to maintenance of genomic stability through post-replication repair mechanisms. Dysfunction of RAD18 greatly increases the frequency of homologous and illegitimate recombination. Radiation-induced overexpression of C-Myc alters G_1 /S arrest.GI induced by C-*myc* protooncogene has been communicated. The H2AX histone has been associated to GI. In mammalian cells H2AX is rapidly phosphorylated by ATM and possibly DNA-PKcs upon the induction of DSBs by IR. In this context the γH2AX isoform may play a role in the recruitment of BRCA1, RAD51 and perhaps other DNA repair factors and therefore in the maintenance of genomic stability [2]. Different pathways are involved in the initiation and maintenance of GI.

- ***Interstitial telomere repeat-like sequences and genomic instability***

Telomere-like repeat sequences $(TTAGGG)_n$ are present in discrete bands at distinct interstitial chromosomal sites, and are considered as hot spots for recombination, breakage and chromosomal fusion,

raising the possibility that these interstitial telomeres may contribute to delayed chromosomal instability [27].

- ***Dose-rate and LET in genomic instability***

While a dose independence has been demonstrated following exposure to low LET radiation, a dose-dependent increase in chromosomal aberrations in human marker chromosome 4 was evident using iron ion (high LET) [17]. High LET radiation appears to be more efficient at inducing end-points of GI in a dose-dependent manner and is also able to inducing GI at much lower doses than low LET radiation.

- ***Radiation-induced genomic instability in vivo***

Transmissible GI has been observed after irradiation *in vivo* followed by culture *in vitro* and vice-versa. GI assessed *in vivo* after *in vivo* irradiation using different models is more controversial. Persistent chromosomal instability has been communicated in acute myeloid leukemia and myelodysplastic syndrome patients among heavily exposed atomic bomb survivors [26].

Bystander Effects

The bystander effect deals with the ability of cells affected by an agent to convey manifestations of damage to other cells not directly targeted by the agent or necessarily susceptible to it *per se.* There are at least two different types of mechanisms involved in bystander effect: those mediated by cell-to-cell gap junction communication and those induced by secreted soluble factors [7].

Bystander effect in vitro can be divided into four sub-categories not mutually exclusive.

Bystander effect after cytoplasmatic irradiation: cytoplasmatic irradiation using a microbeam of single α particles capable of putting an exact number of particles in subcellular compartments, doubled the spontaneous mutation frequency [7].

Bystander effects after low fluences of α particle irradiation: an increase in sister chromatid exchange frequency has been observed in ~ 30% of cells even though less that 1% of the cells were traversed by an α particle [8].

Bystander effects after irradiation with a charged particle microbeam: by using a single cell microbeam, it is possible to estimate bystander effects in unirradiated cells. One α particle *per nuclei*, the lowest possible dose of high-LET radiation, effectively elicits a bystander response in different cell types [3].

Bystander effects after transfer of medium from irradiated cells It has been demonstrated a significant reduction in plating efficiency in unirradiated cells that received culture medium from irradiated cultures [25]. Irradiation can lead to secretion of factors by irradiated cells that can reduce cloning efficiency predominantly by stimulating apoptosis, increasing neoplastic transformation or inducing GI in non-irradiated cells.

Oxidative stress and Inherited Radiosensitivity

Free radicals may be involved in the generation of GI both as initiating events and perpetuating mechanisms. In cultures where induced GI has been demonstrated, a significant increase in intracellular oxidants, oxidative DNA base damage and vulnerability to free radical-mediated membrane superoxide production has been established [30]. On the other hand, mechanisms of signal transduction by ROS involve alterations in cellular redox state and oxidative impairments of proteins. Intracellular signalling production of free radicals and cytokines are features of inflammatory responses and have the potential for both bystander mediated and persistent damage [21]. Nitric oxide (NO) at low concentration may modulate radiosensitivity protecting against radiation-induced apoptosis [11]. Similarly, NO may mediate in bystander effects following ionising radiation exposure, e.g., NO secreted by irradiated donor cells could modulate the radiosensitivity of non-irradiated recipient cells [23]. Likewise, the presence of a NO specific scavenger in culture medium was capable to inhibit the bystander effect observed by using charged particle microbeam.

Radiobiological implications of non-targeted effects of ionizing radiation

Since these non-targeted effects essentially amplify the biological effectiveness of a given radiation exposure, the target for radiation-induced damage may be greater than the precise volume irradiated. One obvious conclusion is that it must be necessary to consider both direct and indirect effects in models of radiation-induced carcinogenesis, and therefore when evaluating radiation risks. Another important point may be related to the notion of tolerance of tissues around the tumour target in radiation therapy. Non-targeted effects may influence the responsiveness of these tissues by increasing the risk of detrimental effects.

Non-targeted effects must be considered in assessing risks in the following cases: a) low-fluence of high LET radiation (e.g. radon), where only a small fraction of the cell population would be hit. b) therapeutical utilization of low fluences of high LET (e.g. boron neutron capture therapy/BNCT)

D. HUMAN DISEASES ASSOCIATED WITH RADIOSENSITIVITY

There are numerous genetic diseases associated with hypersensitivity to radiations. In some diseases the genetic abnormality affects a signalling pathway and the hypersensitivity to IR appears with a secondary cancer after radiation therapy (Table 1). In other diseases the genetic abnormality affects the DNA damage repair mechanisms (Table 2).

Table 1. Hypersensitivity to ionising radiations as evidenced by second cancers

Disease	Defective mechanisms	Mutated gene	Inheritance pattern	Main features ancer predisposition
Non-polypoid colon carcinoma syndrome (HNPCC)	MMR	hMSH2, hPMS2 and hMSH6.	autosomal dominant	Extracolonic cancers of the endometrium, ovary,excretory urinary tract, stomach, biliary tract, small intestine.
Familial breast cancers	HR	BRCA1 or BRCA2	autosomal dominant	Breast, braion, leukaemis, sarcoma. Fybroblasts exhibit increased rate of spontaneous mutations and increased radiosensitivity.
Li-Fraumeni syndrome (LFS)	DSBs cell signalling	TP53	autosomal dominant	Highly susceptible to both spontaneous and radiogenic cancers. Risk of subsequent development of a second primary malignancy
Familiar retinoblastoma	DSBs cell signalling	Rb gene	Autosomal recessive	High risk of developing a second cancer in the irradiation field: sarcpma, melanoma.brain tumour
Nevoid basal cell carcinoma syndrome (NBCCS)	Tumour suppressor function	PTCH	autosomal dominant	Characterised by cutaneous basal cell carcinomas. Risk to develop other type of tumours in the radiotherapy field

Table 2. Genetic disorders associated with a defective response to DNA damage

Disease	**Defective Mechanism**[a]	**Mutated gene**	**Sensitivity to**[b]	
			UV	**Ionising radiation**
Xeroderma pigmentosum	NER (+/- TCR)	*XP-A, XP-B, XP-C, XP-D, XP-E, XP-F, XP-F/ERCC1, XP-G*	(+++)	?
Trichothiodystrophy	NER/TCR	TFIIH-related *XP-D* and *XP-B*	(++)	?
Xeroderma pigmentosum variant	TLS	*hRAD30*	(+)	(+)
Ataxia-telangiectasia homozygote	DSB cell signalling	*ATM* (-/-)		(++++)
Ataxia-telangiectasia heterozygote	DSB cell signalling	*ATM* (+/-)		(+)
AT-like disorder	DSB cell signalling	*hMRE11*		(++++)
Nijmegen breakage syndrome	DSB cell signalling	*NBS1* (nibrin)		(++++)
Fanconi anaemia	Cross-linking repair and HR	*FANC-A, FANC-B, FANC-C, FANC-D1/BRCA2, FANC-D2, FANC-E, FANC-F, FANC-G*		(++)
Bloom's syndrome	HR/TLS	*BLM* RecQ helicase	(+)	?
Wiedemann-Rautenstrauch syndrome	Neonatal progeria	WRS		?
Hutchinson-Gilford syndrome	Progeria infantum	*HGPS* (lamin A)	(++)	(++)

Ligase IV	NHEJ	Ligase IV		++++
Cockayne Syndrome	NER/TCR (youthful progeria)	CS-A and CS-B	(++)	(?)
Werner's syndrome	HR/TLS (adult progeria)	*WRN* RecQ helicase	(+)	(+)
Seckel syndrome	DSB cell signalling	*ATR*		(+++)
Dyskeratosis congenita	Telomere metabolism	Dyskerin /hTR		++
Severe combined immunodeficiency	V(D)J/NHEJ	Artemis		(+++) (RS-SCID)

a Abbreviations: NER, nucleotide excision repair; TCR, transcription coupled repair; DSB, double-strand break; HR, homologous recombination; TLS, trans-lesion synthesis; NHEJ, non-homologous end joining.

b Increasing number of +'s means increasingly greater radiosensitivity. Query symbol (e.g. ?) means probably radiosensitive, but not demonstrated.

E. THE RADIATION SENSITIVITY TESTS

A number of tests have been described and used to assess individual radiosensitivity. They may be useful as predictive assays of patient response to radiotherapy, to tailor patient's treatment for a higher probability of cure. Radiation sensitivity tests can be performed either on tumour cells or on normal cells (table 3).

Table 3. Radiosensitivity assays of tumour and normal cells

CELLULAR TYPE		ASSAY	ASSAY TIME
TUMOR CELLS		Clonogenic assay	28 days
		CAM (Cell adhesive matrix assay)	21 days
		MTT (capacity to reduce a tetrazolium compound)	1-2 months
NORMAL CELLS	LYMPHOCYTE FIBROBLASTS KERATINOCYTES	Clonogenic assay (early cell passage)	2-3 months
		Evaluation of residual DNA double strand breaks through pulsed field gel electrophoresis (PFGE) in dermal fibroblasts or keratinocytes	23-134 days
		Evaluation of DNA damage and repair through comet assay (alkaline or neutral conditions),	72 hours
		Evaluation of radiation-induced apoptosis in CD4 and CD8 T-lymphocytes through flow cytometry (fluorescence), TUNNEL and DNA fragmentation.	24-96 hours
		Cytogenetic tests (in lymphocytes): dicentric chromosomes, micronucleus, translocations (Fluorescence in situ hybridization -FISH-), DNA fragments (Premature Chromosome Condensation –PCC- and FISH)	3-5 days

At present, none of the existing test systems by themselves can fully predict clinical reaction to radiation to allow an individualisation of radiotherapy. Tests on a blood sample (not on a biopsy) should be easy to perform, to manage and to interpret. They should produce reliable results in a short time (less than one or two weeks) and at a reasonable cost. Future assays for clinical radiosensitivity should be based on genotype, rather than phenotypic aspects such as cellular radiosensitivity or subcellular damage endpoints. Recent advances in genetics and molecular biology would provide the tools to unravel the genetic basis of clinical normal tissue radiosensitivity.

F. ETHICAL ISSUES AND GUIDELINES

▪ *Ethical issues*

The identification of genetic and epigenetic susceptibility to radiations is going to develop more because it is needed to optimise radiation therapy. Thus, further development of genetic testing might results in the possible discrimination of individuals due to their genetic characteristics. There is a global international consensus on a principle of non-genetic discrimination [35]. Genetic testing is permitted only for medical purpose or medical research. Person's consent must be obtained in writing prior to the realisation of the test, and the person must be informed of the nature and the goal of the testing. Data must remain confidential at all times. At work, medical investigations should be restricted only to the health

status of the worker, and genetic testing can be used only to detect abnormalities due to the exposure to genotoxic agents

On the basis that the number of cases of hypersensitive individuals do not lead to measurable distortion to population risk estimates after exposure to IR, ICRP has stated that the present (severe) rules for radioprotection therefore do not need to be modified [34]. However, the same document pointed out that «For the future, special consideration of the impact of susceptibility is likely to apply to the rise of radiations for therapy…», and this for two rather obvious reasons: first, the higher rate of hypersensitive cases in a cancer patient population, and second, the high doses that should be delivered to cure malignant tumours (the dose levels being in these cases 1000 to 10000 times higher that those considered in current radioprotection).

- ***Guidelines for the oncologists***

Since hypersensitivity to IR exists in about 5% of patients, oncologists must pay attention to its possibility in any given patient. Therefore, the following recommendations can be formulated:

- Do not ignore known hyper-radiosensitive syndromes, essentially AT-homozygotes, Nijmegen breakage syndrome homozygotes and Fanconi anemia patients, even if they are rare.

- Beware of a few more frequent diseases, systemic sclerosis, Behcet's disease and diabetes with some degree of radiosensitivity.

- Pay attention to a family history of cancers. Familial disorders predisposing to cancer could also predispose to radiation-induced second cancers and clinical hyper-radiosensitivity.

- Be particularly careful with children with cancer and a family history of cancer.

- Beware of unusual early reactions during radiation therapy. Severe acute toxicity can correlate with increased late toxicity and also with an increased tumour radiosensitivity. Adaptation of total dose could be proposed to particularly severe cases

- Do not hesitate to propose the presently available radiosensitivity tests, even suboptimal, to unusual specific cases when needed either prospectively or retrospectively.

REFERENCES

1. Averbeck, D. Cancer Radiother. 4: 335-354 (2000)
2. Bassing, C.H., Chua, K.F. et al. Proc. Natl. Acad. Sci. USA 99: 8173-8178 (2002)
3. Belyakov OV, Folkard M. Et al. Br J Cancer; 84: 767-774 (2003)
4. Christmann, M.,Tomicic, M., et al. Toxicology 193: 3-34 (2003)
5. Denko, N.C., Giaccia, A.J. et al.. Proc. Natl. Acad. Sci. USA 91: 5124-5128 (1994)
6. Dent, P., Yacoub, A., et al. Radiat .Res. 159: 283-300.(2003)
7. Djordjevic, B. Bioessays 22: 286-290 (2000)
8. Folkard, M., Vojnovic, B. Et al. Int. J. Radiat. Biol.72: 375-385 (1997)
9. Friedberg, E. Nature 421: 436-440. (2003)
10. Genschel, J., Bazemore, L.R. et al. Biol. Chem. 277: 13302-13311(2002)
11. Gisone P., Robello E. et al. Neurotoxicology (2006) In press
12. Hoeijmakers, J.H. Nature 411: 366-374. (2001)
13. Jiricny, J., Nyström-Lahtti, M. Curr. Opin. Genet. Dev.10: 157-161 (2000)
14. Kolesnick, R., Fuks, Z.. Oncogene 22: 5897-5906 (2003)
15. Li, S., Ting, N.S.. et al Nature.406: 210-215 (2000)
16. Limoli, C.L., Morgan, W.F. 1995. Radiat Res.1895-1995. Hagen V, Jung H, and Streffer C.Eds.Vol 2 Universitatsdruckerei H Sturtz AG, Wurzburg.(1995)
17. Limoli, C.L., Pomai, B. Et al. Adv. Space Res. 25: 2107-2117 (2000).
18. Linard, C., Marquette, C.. et al. Int. J. Radiat. Biol.Phys. 58: 427-434 (2004)
19. Little, J.B. Radiat .Res. 140: 299-311 (1994)
20. Liu, Q., Guntuku, S. et al. Genes Dev. 14: 1448-1459 (2000)
21. Lorimore, S.A., Wright, E.G. Int. J. Radiat. Biol. 79: 15-25 (2003)
22. Lukas, C., Bartkova, J. et al. Cancer Res. 61: 4990-4993 (2001)
23. Matsumoto, H., Hagashi, S. et al. Radiat. Res. 155: 387-396.(2001)
24. Morgan, W. Radiat. Res. 159: 567-580. (2003)
25. Mothersill, C., Seymour, C.B. Radiat. Res, 158: 626-633 (2002)
26. Nakanishi, M., Tanaka,K. Et al. J. Radiat. Res. (Tokyo) 40: 159-167 (1999)
27. Obe, G., Pfeiffe, P. Et al. Mutat. Res. 504: 17-36 (2002)
28. Preston, R.J. Toxicol. Appl. 207: 550-556 (2005)
29. Rosen, E.M., Fan, S., et al. Oncology 14: 741-766 (2000)
30. Tulard, A., Hoffschir, F. Et al. Free Rad. Biol. Med. 35: 68-77 (2003)
31. Turreson, I., Nyman, J. et al . Int. J. Radiat. Oncol. Biol. Phys. 36: 1065-1075. (1996)
32. Willers, H.,Dahm-Daphi, J. and Powell, S.N. . Br. J. Cancer 90: 1297-1301 (2004)
33. Wojcik, A., Bonk, K.. et al. Radiat. Res.145: 119-127 (1996)
34. ICRP Publication N° 79, 1998, Annals of the International Commission on Radiological Protection: Pergamon Press, Elmsford, New York.
35. UNESCO.1997. 29th General Conference. The Universal Declaration on the Human genome and Human Rights

Mediciones de Tenorm en una empresa relacionada con la industria petrolera

Gnoni, G.A. y Canoba, A.C.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Mediciones de Tenorm en una empresa relacionada con la industria petrolera

Gnoni Gabriela y Canoba Analía

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Algunas industrias en sus procesos concentran radionucleidos naturales. Entre estas industrias se encuentra la industria del gas y el petróleo. Estos materiales naturalmente radiactivos concentrados por ciertas industrias se conocen como TENORM (technologically enhanced naturally occurring radioactive material).
Como parte de un proyecto que tiene por objetivo determinar posibles contaminaciones con materiales TENORM en la industria, se realizó una evaluación a una empresa relacionada con la industria petrolera. La empresa provee equipos y sistemas utilizados en los pozos de producción. En la planta se procede al armado con componentes nuevos o con partes recuperadas de equipos usados.
Se realizaron mediciones de tasa de dosis en el lugar. En primer lugar se realizó un monitoreo de screening, a fin de detectar puntos calientes. En aquellos casos en que no se detectaran puntos calientes, se seleccionaron piezas para medir en contacto, considerando su procedencia, función e inspección visual de las mismas. La tasa de dosis medida en la mayoría de las piezas se encontraba dentro de los niveles de fondo de radiación. Se encontraron algunas piezas con tasa de dosis mayores al fondo y solamente casos aislados que resultaron hasta diez veces mayor al mismo. La dosis anual efectiva estimada en forma conservativa, solo considerando la vía de exposición externa, a partir del valor más elevado medido fue igual a 0,6 $mSv.a^{-1}$, valor alejado del límite de dosis establecido para trabajadores (20 $mSv.a^{-1}$) y también menor al límite de dosis establecido para público (1 $mSv.a^{-1}$).
Se tomaron muestras de costras, barros, agua de lavado y arenas de limpieza para el posterior análisis en el laboratorio. Las muestras fueron analizadas por espectrometría gamma y la concentración de uranio por fluorimetría. A partir de las mediciones realizadas en los laboratorios, se confirmó que los radionucleidos involucrados son el Ra-226 y Ra-228 y que el uranio no se concentra en las incrustaciones presentes en las piezas analizadas, en concordancia con el hecho que el uranio no se moviliza en los procesos de extracción de petróleo.
Las concentraciones de isótopos de radio medidas en algunas muestras superaron los valores de exención establecidos de la BSS 115.
Finalmente, se sugirieron procedimientos para realizar tareas de limpieza y/o mantenimiento, así como la forma correcta de almacenamiento de piezas contaminadas mientras permanezcan en la instalación, a fin de reducir las dosis ocupacionales.

1. INTRODUCCIÓN

Se conoce como NORM (naturally occurring radioactive material) a los materiales radiactivos de origen natural. Ciertos minerales contienen niveles significativos de radionucleidos naturales que son extraídos y procesados junto a otros elementos. El procesamiento posterior de estos materiales puede hacer aumentar la concentración de estos radionucleidos.

Algunas industrias en su procesamiento concentran estos radionucleidos naturales pudiendo causar algún riesgo a las personas si no son controladas. Estos materiales naturalmente radiactivos que son concentrados por ciertas industrias se llaman TENORM (technologically enhanced naturally occurring radioactive material). Es importante destacar que a pesar de la diferencia conceptual entre NORM y TENORM, muchas veces se utilizan el término NORM para referirse a TENORM.

Los TENORM se encuentran en algunas corrientes de efluentes y de residuos generados en industrias no nucleares; por ejemplo desechos de metales, barros, escorias, fluidos. Estos materiales, los productos derivados y los productos finales del procesamiento pueden aumentar la exposición tanto de los trabajadores como de los miembros del público. La fuente más importante de radiactividad en los TENORM se debe a la presencia de los isótopos producto del decaimiento del uranio y el torio [1-3].

La existencia de materiales radiactivos de origen natural en formaciones geológicas de interés petrolífero está ampliamente documentada. Los materiales conteniendo radionucleidos de origen natural encontrados en los campos petroleros se hallan en las formaciones subterráneas, o reservorios de gas y de petróleo, originados en la era Jurásica. Tanto en el caso de la industria del petróleo como en la del gas, las técnicas de forzado de la salida a la superficie del material crudo incluyen la recirculación de agua que luego es extraída junto con el petróleo y el gas. Los materiales NORM son típicamente transportados a la superficie junto con el agua de recirculación. Se producen cambios de presión y descenso de la temperatura, lo que provoca la precipitación de sulfatos y carbonatos en las tuberías y en las superficies internas de los equipos. La similitud química del radio con el bario lleva a la coprecipitación selectiva en barros e incrustaciones de los isótopos del radio. Las incrustaciones y los barros resultantes, en general contienen radio y otros productos de la cadena de decaimiento del uranio y del torio. El material radiactivo natural que no forma incrustaciones, aparece en las piletas de recepción de agua de purga. Otros radionucleidos de interés, particularmente en los equipos de gas, son el gas radón y el ^{210}Pb, que suele formar una fina capa sobre la superficie interna de los equipos de procesamiento [4-5].

Los principales aspectos de protección radiológica relacionados con las incrustaciones y barros son la irradiación gamma del personal y la contaminación interna originada en la remoción de las mismas.

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), a través de la Gerencia Apoyo Científico Técnico, desarrolla, con fines evaluativos, un proyecto de investigación y desarrollo referido a la influencia de los materiales radiactivos de origen natural, NORM y TENORM en industrias no nucleares de Argentina.

Como parte de este proyecto, en el presente trabajo se detallan los resultados del primer estudio realizado en una empresa relacionada con la industria petrolera. Posteriormente se continuó realizando mediciones a otras plantas gasíferas y petroleras.

2. DESCRIPCIÓN DE LA PLANTA

La empresa evaluada forma parte de siete empresas pertenecientes a una compañía que se dedica al suministro de productos y servicios para las tareas relacionadas con todas las etapas involucradas en la explotación de reservorios de gas y petróleo. Esta empresa en particular se dedica a proveer sistemas de bombas y componentes relacionados utilizados en los pozos de producción. Posee certificación ISO 9001 y 9002.

En esta planta se realizan procedimientos de montaje de equipos utilizados en la explotación de gas y petróleo, ya sea con componentes nuevos o con partes recuperadas de equipos usados. Los equipos a reciclar que llegan a la planta son acopiados en el sector denominado Playa de Descarga. Luego pasan al sector llamado Desensamble, donde se procede al lavado y se realizan tareas relacionadas con la recuperación y restauración de partes. Las partes aptas para ser reutilizadas se almacenan en el sector denominado D&I (Almacenamiento e Inventario) a la espera de seguir al sector Ensamble. El sector Ensamble y el sector D&I se clasifican como sectores "limpios" ya que a ellos no llegan equipos contaminados con materiales NORM. Las partes rechazadas vuelven al sector Playa de Descarga a la espera de destino final (ser eliminados como residuo o ser vendidos a terceros como chatarra).

En el esquema a continuación se da detalles de la distribución de los distintos sectores de la planta.

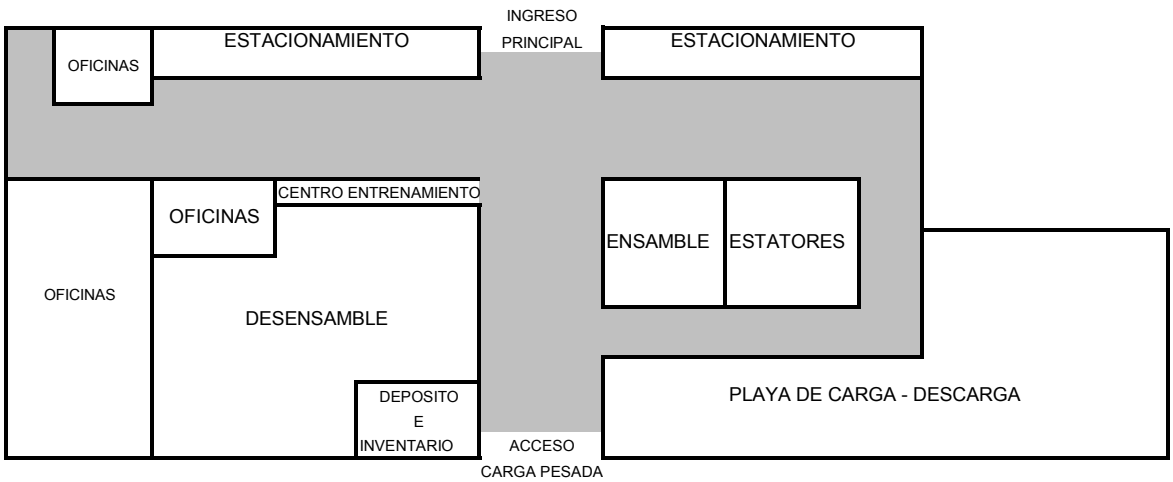


Figura 1. Esquema de la planta de la empresa

3. MEDICIONES REALIZADAS

Con el fin de determinar si en esta empresa existen sectores y/o equipamiento contaminados con materiales NORM, se acordaron los sectores a monitorear con el Responsable de Higiene y Seguridad. Los lugares seleccionados fueron el sector destinado a Desensamble y la Playa de Descarga. Esto se realizó sobre la base del análisis de los planos del lugar y las actividades realizadas en cada sector de la empresa.

El sector de Desensamble fue seleccionado debido a que en este lugar se realizan tareas de mantenimiento de partes de equipos usados provenientes de los pozos petroleros, por lo cual son susceptibles a la contaminación. El material (caños, bombas, separadores) se encontraba dispuesto en canastos y estanterías. Los tubos de mayor longitud se encontraban almacenados en el piso en un sector predeterminado.

La Playa de Descarga fue seleccionada debido a que en este lugar se recibe el equipamiento usado y se almacena el material rechazado. En este caso, parte del material a medir eran tubos de longitud considerable, montados sobre soportes. Las piezas de menor tamaño se encontraban dispuestas en canastos.

Se realizaron mediciones in situ y se tomaron muestras para ser analizadas posteriormente en los laboratorios de la ARN.

3.1. Mediciones in Situ

Se realizaron mediciones de tasa dosis en las zonas previamente definidas. Se utilizaron los siguientes equipos de medición:

–Un detector marca BICRON 2138 SERIE B488G con sonda asociada de INa(Tl)
–Un detector Geiger- Müller marca AUTOMESS 2174 SERIE 81872; factor de calibración: 1 c/s = 0,7 μGy/h

En primer lugar se realizaron mediciones de fondo tanto en el interior del edificio como en el exterior del mismo. Los valores medidos fueron de 0.1 a 0.2 μSv/h.

Posteriormente se realizaron mediciones de screening de la tasa de dosis en forma de un barrido de cada área (aproximadamente a 1 metro de distancia entre el detector y las superficies a analizar). Este screening fue de carácter cualitativo, y se realizó con el fin de detectar valores de tasa de dosis que superaran el fondo de radiación natural, para luego realizar mediciones puntuales y detalladas de los eventuales puntos calientes. En el caso que no se detectaran puntos calientes a 1 metro de distancia, se seleccionaron piezas para medir en contacto en base a la procedencia y función de las piezas (información suministrada por personal de planta) y por inspección visual de las mismas (presencia de costras). En aquellos casos posibles, las piezas fueron medidas no sólo en su superficie externa sino también en su superficie interna (con una sonda).

En el sector Desensamble, las mediciones de screening no resultaron ser mayores al fondo.

En el sector Playa de Descarga, algunas mediciones de screening resultaron ser mayores al fondo. En estos puntos, se fue reduciendo en forma continua la distancia entre detector y superficie, hasta llegar a realizar mediciones en contacto.

En la siguiente tabla se detallan los valores medidos de tasa de dosis en contacto.

Tabla I. Mediciones en el sector de Desensamble

PIEZA	**VALOR en contacto con la pieza (μSv/h)**
Camisas de bomba*	0.1
Rotores, difusores, cabezales y ejes de bombas*	0.1 – 0.2
Ejes*	0.1 – 0.2
Caños de alojamiento*	0.2 – 0.4
Acoples de eje*	0.2 – 0.3
Caños de alojamiento del separador de gas*	0.3
Solvente para limpieza de ejes	0.1
Apoyo de desarmado	0.2
Tubo guía de sello	0.3
Centralizador	0.5
Base del separador	0.5
Cuerpo de succión	0.5
Tubo guía de sello	0.6
Inductor de separador de gas	2.4
Separador de gas 2, parte externa	3.0
Cabezal de separador de gas 1 parte externa	3.0
Cabezal de separador de gas 2, parte externa	3.4
Separador de gas 1, parte externa	5.9
Separador de gas 1, parte interna	14.2
Separador de gas 2, parte interna	20.0
Cabezal de separador de gas 2, parte interna	28.2

* Valores obtenidos de mediciones realizadas a un conjunto de piezas idénticas.

Tabla II. Mediciones en la Playa de Descarga

PIEZA	**VALOR en contacto con la pieza (μSv/h)**
Motor	1.0
Difusor impulsor de bombas 3 extremo A	2.0 – 3.0
Difusor impulsor de bombas 1	3.0

Difusor impulsor de bombas 2, extremo B	7.0
Difusor impulsor de bombas 3 extremo B	7.0
Difusor impulsor de bombas 2, extremo A	30.0

A continuación se muestran fotos de piezas con presencia de costras. Las figuras 2 y 3 corresponden a fotos de distintas piezas medidas en el sector Desensamble. Las figuras 4 y 5 corresponden a fotos de piezas que se encontraban en la Playa de Descarga. La figura 4 corresponde a la foto de la pieza denominada "Difusor impulsor de bombas 2, extremo A", cuya medición de tasa de dosis en contacto arrojó un valor de 30 μSv/h, mayor valor medido en toda la planta (Tabla II). La figura 5 corresponde a la foto de la pieza denominada "Motor", cuya medición de tasa de dosis en contacto arrojó un valor de 1 μSv/h (Tabla II).

Figura 2. Piezas con costras en el sector Desensamble

Figura 3. Piezas con costras en el sector Desensamble

Figura 4. Piezas con costras en la Playa de Descarga (Difusor impulsor de bombas 2, extremo A)

Figura 5. Piezas con costras en la Playa de Descarga (Motor)

3.2. Medición de radionucleidos naturales en los laboratorios de la ARN

Se tomaron muestras de costras, barros, agua de lavado y arenas de limpieza para el posterior análisis en el laboratorio. Las muestras de costras y barros fueron tomadas en especial de aquellas piezas cuyas mediciones en contacto resultaron ser mayores al fondo natural de radiación y además, de las cuales era posible extraer el material a analizar.
Las muestras fueron las siguientes:

1- Barro extremo tubo: difusor impulsor de bombas 2, extremo A
2- Cabezal de separador de gas (sweep test)
3- Impulsor y difusor de bombas (sweep test)
4- Agua de lavado
5- Costra cabezal separador de gas: cabezal de separador de gas 2, parte interna
6- Costras de bombas: motor
7- Arena usada
8- Arena nueva

En primer lugar, las muestras fueron analizadas por espectrometría gamma. El equipamiento utilizado fue detectores de GeHp marca Canberra, modelo GX2518 de 30 % de eficiencia.

Tabla III. Resultados obtenidos de la espectrometría gamma realizada a las muestras

Muestra	Geometría de medición	Ra-228 Bq/g	Ra-226
1	Pote de plástico	608	480 Bq/g
2	Planar	ND	< 1.2 Bq/cm2
3	Planar	ND	< 1.2 Bq/cm2

4	Pote de plástico	ND	< 1.0 Bq/cm2
5	Planar	1670	1270Bq/g
6	Vial de vidrio	115	87 Bq/g
7	Pote de plástico	ND	< 0.1 Bq/g
8	Pote de plástico	ND	< 0.2 Bq/g

Notas:

- La espectrometría gamma confirma que los radionucleidos descendientes de ambos isótopos de radio se encuentran en equilibrio con sus progenitores.
- ND: radionucleido no detectado.

Luego se realizó la determinación de la concentración de uranio por fluorimetría en un equipo Jarrel Ash.

Tabla IV. Resultados de la fluorimetría realizada a las muestras

Muestra	URANIO
1	1.1 ± 0.3 µg/g
2	NM
3	NM
4	< LD (LD= 3.5 µg/l)
5	< LD (LD= 0.4 µg/g)
6	0.7 ± 0.3 µg/g
7	1.1 ± 0.5 µg/g
8	1.9 ± 0.8 µg/g

Nota:

- NM: muestra no medida.
- LD: límite de detección.

4. ANÁLISIS DE LOS RESULTADOS

4.1. Radiación externa

Se detectaron valores de tasa de dosis mayores al fondo sólo en algunas piezas aisladas. El valor máximo medido fue de 30 µSv/h. Con fines de estimar la dosis ocupacional máxima que recibiría un trabajador en esta empresa, se plantea un escenario conservativo, teniendo en cuenta el tiempo de permanencia real en los sectores considerados. Se asume un factor de ocupación de 20 horas por año, que surge de considerar que un trabajador estará en contacto con este material 5 minutos al día durante 240 días trabajados en un año y además se considera una irradiación homogénea en todo el cuerpo, sin utilizar un factor de atenuación. La dosis efectiva estimada en un año de esta forma sería igual a 0,6 $mSv.a^{-1}$. Cabe señalar que este cálculo se basa en los valores encontrados el día de la evaluación, que pueden no coincidir con los valores de otros días, debido a que el stock de piezas presentes tiene procedencias diversas y es variable en el tiempo.

4.2. Incorporación

La incorporación (inhalación e ingestión de material radiactivo) es una vía de exposición que

toma importancia durante la realización de tareas de limpieza de piezas, en las cuales se pueden generar aerosoles. En esta ocasión no fue evaluada esta vía debido a que en el momento en que se realizaron las mediciones la planta no realizaba tareas de este tipo.

4.3. Análisis de muestras

Los análisis por fluorimetría muestran que el uranio no se concentra en las incrustaciones presentes en las piezas analizadas, en concordancia con el hecho que el uranio no se moviliza en los procesos de extracción de petróleo.

Los análisis de las muestras por espectrometría gamma confirmaron que los radionucleidos involucrados son de origen natural y que provienen de las cadenas de desintegración del U-238 y Th-232. Los radionucleidos que se concentran en estos procesos son los isótopos del radio (Ra-226 y Ra-228).

Las concentraciones de isótopos de radio medidas en las muestras 1, 5 y 6 superan los valores de exención establecidos en la BSS 115 [6] (10 Bq/g para Ra-226, 10 Bq/g para Ra-228).

5. CONCLUSIONES

En general, la tasa de dosis medida en la mayoría de las piezas se encontraba dentro de los niveles de fondo de radiación. Se encontraron algunas piezas con tasa de dosis mayores al fondo y solamente casos aislados que resultaron hasta diez veces mayor al mismo. La dosis anual efectiva estimada en forma conservativa a partir del valor más elevado medido es igual a 0,6 mSv. a^{-1}, valor alejado del límite de dosis efectiva establecido para trabajadores (20 mSv. a^{-1}) y también menor al límite de dosis efectiva establecido para público (1 mSv. a^{-1}) [6]. Por lo tanto, considerando solamente la vía de exposición externa, no habría problemas de exposición ocupacional.

Para aquellas piezas con valores de tasa de dosis superiores al fondo, sería importante definir la forma correcta de almacenamiento mientras permanezcan en la instalación, a fin de reducir las dosis ocupacionales. Como la empresa realiza la venta de piezas a terceros sería aconsejable previamente proceder a la limpieza y tratamiento de las mismas para que el nivel de tasa de dosis se reduzca. Para esto se deberían utilizar procedimientos con ciertas consideraciones a la hora de realizar las tareas de limpieza y/o mantenimiento, ya sea para reutilizar estos materiales o venderlos a terceros. A tal fin se recomendó a la empresa una serie de puntos a tener en cuenta a la hora de manipular materiales NORM basándose en bibliografía internacional [7-8].

Las mediciones de concentración de uranio confirman que este radionucleido no se moviliza en los procesos de perforación y extracción de pozos petroleros.

A partir de las mediciones realizadas en los laboratorios, se confirma que los radionucleidos involucrados en este tipo de industria son el Ra-226 y Ra-228, los que se encuentran en las series de decaimiento de los elementos naturales U-238 y Th-232 respectivamente.

Las concentraciones de isótopos de radio medidas en algunas de las muestras analizadas superan los valores de exención establecidos en la BSS 115. Estas muestras corresponden a barros y

costras obtenidos de las superficies de diferentes piezas. Las muestras de agua de lavado y arenas utilizadas para limpieza, así como los sweep test realizados, se encuentran por debajo de los valores de exención mencionados.

Cabe señalar que no se puede garantizar que las mediciones realizadas ese día sean representativas de la situación de la empresa debido a que el stock de piezas presentes tiene procedencias diversas y es variable en el tiempo. Por otro lado, para contar con una estimación más precisa de la dosis que reciben los trabajadores sería conveniente colocar detectores TLD al personal durante un lapso de tres meses y realizar una evaluación completa de la incorporación de radionucleidos.

AGRADECIMIENTOS

Queremos expresar nuestro agradecimiento al Lic. Eduardo Quintana, quien participó en la realización de las mediciones in situ, al Sr. Hugo Ciallella, al Lic. Jorge Fernández y al Sr. Miguel Palacios, quienes realizaron las mediciones en los laboratorios de la ARN.

REFERENCIAS

1- J. Hipkin y R. A. Payner, "Radiation Exposures to the Workforce from Naturally Occurring Radioactivity in Industrial Processes", *Radiation Protection Dosimetry* , **Vol. 36, N° 2/4**, p.97-100 (1991).
2- J. S. S. Penfold, S. F. Mobbs, J. P. Degrange y T. Schneider, *Radiation Protection 107: Establishment of reference levels for regulatory control of workplaces where materials are processed which contain enhanced levels of naturally-occurring radionuclides*, Office for Official Publications of the European Commnunities, Luxembourg (1999).
3- Reed, G., Holland, B. and McArthur, A, "Evaluating the Real Risks of Radioactive Scale in Oil and Gas Production", *First International Conference on Health Safety and Environment, El Hague, The Netherlands, 10-14 Nov. 1991,* SPE **23383,** p. 549-558 (1991).
4- European Commission, *Radiation Protection 95. Reference levels for wokplaces processing materials with enhanced levels of naturally occurring radionuclides*, Office for Official Publications of the European Commnunities, Luxembourg (1999).
5- K. P. Smith, G. P. Williams and C. L. Tebes, *"Radiological dose assessment related to management of naturally occurring radioactive materials generated by the petroleum industry"*, Environmental Assessment Division, Argonne National laboratory, Illinois, USA(1996).
6- IAEA, *Colección Seguridad N° 115*: *Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra las radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación*, IAEA,Viena, Austria (1997).
7- American Petroleum Institute, *Bulletin on Management of Naturally Occurring Radioactive Materials in Oil & Gas Production,* (Bul E2), API Official Publication, Dallas, USA (1992).
8- IAEA, Safety Reports Series N° *34 Radiation Protection and Management of Radioactive Waste in the Oil and Gas Industry,* IAEA, Viena, Austria (2003).

Neutron Spectrometry in Mixed Fields: Characterisation of the RA-1 Reactor Workplace

Gregori, B.N.; Carelli, J.L; Cruzate, J.A.;
Papadópulos, S. and Kunst, J.J.

Presentado en: Second European of IRPA (International Radiation Protection Association).
París, Francia, 15-19 mayo 2006

Neutron Spectrometry in Mixed Fields: Characterisation of the RA-1 Reactor Workplace

B. Gregori; J. Carelli; J.A. Cruzate; S. Papadópulos; Kunst, J.J.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

The characterisation of the neutron spectra in workplaces of the Argentine reactor No.1 (RA-1) has been carried out by using a neutron spectrometric system based on a set of moderated spheres with ^{3}He detector.

The neutron response matrix was calculated using the MCNPX 2.5e code and ENDF/B-VI library in the energy range between thermal neutron and 100 MeV. The neutron spectrum was unfolded by using the UMG suit code. The validation of the spectrometric system was performed at Commissariat à l´Energie Atomique, (CEA)-Cadarache (France) with of ^{252}Cf and AmBe sources.

The spectral fluence of the field in the selected points of the facility (RA-1) is presented. The ambient dose equivalent -H*(10)- and the personal dose equivalent -Hp(10)- have been derived from the neutron fluence, by applying ICRP-74 recommended fluence to dose conversion factors.

Introduction

The characterisation of the neutron spectrum of a workplace is an essential dosimetric tool to improve the assessment of the personal equivalent dose and the ambient dose equivalent [1]. In addition, if the operational conditions of the facility are well defined, the set of field spectra obtained may be used as a reference to compare the performance of different types of neutron detectors [2-3]. Despite of difficulty of doing both measurements at the same time, the irradiations conditions can be evaluated by independent methods such as the control of the reactor power, the identical material distribution in the place, and to assure the same measurement position.

Neutron survey meters and personal dosimeters calibrated using reference fields such as ^{252}Cf and AmBe sources do not always yield correct measurements in a workplace neutron field if this spectrum is significantly different from that of the radiation reference.

The aim of this work is to present the characterization of the workplace neutron spectra of the RA-1 research reactor facility applying the Bonner Sphere Spectrometry System (BSS) and the LOHUI82 [4], GRAVEL [5] and MAXED [6] unfolding codes. The ambient dose equivalent and the personal dose equivalent are calculated using the ICRP74 [7] conversion factors.

The results of the spectrometric system's validation carried out CEA- Cadarache (France) with of ^{252}Cf and AmBe sources are also shown.

Materials and Methods

The Bonner sphere spectrometric system (BSS)

The spectrometric system used is composed of nine polyethylene moderating spheres (density range: 0.952 to 0.982 g.cm^{-3}) with diameters ranging from 3 to 12 inches. The laboratory has designed its own set of spheres and commissioned its fabrication. The calibration of the BSS´s sphericity and density were performed at the Instituto Nacional de Tecnología Industrial (INTI).

The thermal neutron detector, ^{3}He-filled spherical SP9 type proportional counter with 1.25" diameter and 400 kPa nominal pressure (Centronic), is placed in the centre of each sphere. The electronic chain is used to acquire and analyse the output spectrum.

The count rate M_i from the sphere (i) in a given neutron field is obtained by integration of the product of the spheres´ response function $F_i(E)$ with the neutron fluence spectral distribution ϕ_E (E). The use of a

number of spheres of different diameters in an unknown neutron field leads to the following set of equations:

$$M_i = \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F_i(E)\,\Phi_E(E)\,dE \qquad i = 1, \ldots, N_d$$

where N_d is the number of spheres.

The resolution of the system with respect to $\phi_E\ (E)$ was performed by applying the following unfolding codes: LOUHI and UMG suit (MAXED and GRAVEL).

The dosimetric quantities, Hp(10) and H*(10) were calculated from the neutron spectral distributions according to ICRP74. In the case of MAXED solutions, the uncertainty of both these values and the solution spectrum were calculated.

The BSS matrix response

The BSS matrix response was performed applying MCNPX 2.5e code [8] with the cross sections library ENDF/B-VI [9]. The response was calculated for 312 monoenergetic energies in the range of thermal neutron to 100 MeV in parallel beam geometry.

The simulation was done for the commercial detector used in the system; neither air gap between the detector and the sphere nor additional Krypton gas was considered. The density's variation of the spheres was included in the calculation.

The BSS verification

The BSS was irradiated in CEA - Cadarache with ^{252}Cf and AmBe sources. The sources were placed at 75 cm from the sphere centre and at 3.2 m from the floor. The shadow cone technique was used in order to account for the scattered radiation.

Each sphere-detector set, the bare detector and the bare detector under Cd filter, were irradiated five times, for a time period long enough to get very low uncertainties (<2%). The measurements of bare detector and bare detector under Cd filter were not considered because of its low statistics.

The experimental irradiation conditions of the BSS, with the real pressure value (128 kPa) [10], were simulated with the MCNPX 2.5e code. These results agree well with the BSS measurements carried out for the aforementioned radiation sources. The relationship in the response and the uncertainty obtained, considering the complete BSS, are:

AmBe, 0.99 ± 14% (N=9, k=2),

^{252}Cf, 1.03 ± 10% (N=9, k=2).

where N is the number of spheres used and k is the coverage factor.

The standard deviations on the dosimetric quantities were less than 10% for both sources.

Figure 1 presents the comparison between the ISO 8529 [11] and the unfolded spectrum for AmBe respectively.

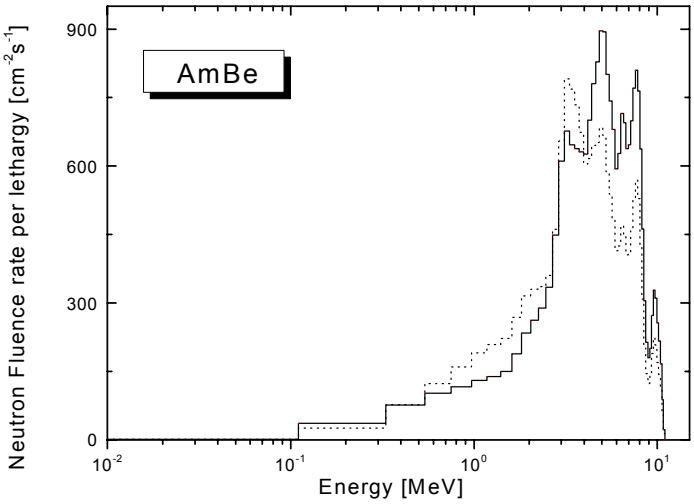


Figure 1. The experimental neutron spectrum (dotted line) unfolded by MAXED code, and the ISO standard spectrum for AmBe (line) as function of neutron energy.

Figure 2 shows the comparison between the ISO 8529 and the unfolded spectrum for ^{252}Cf respectively.

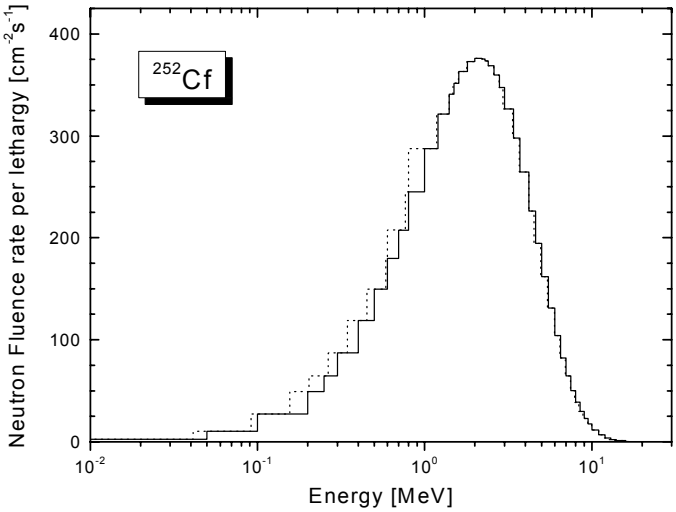


Figure 2. The experimental neutron spectrum (dotted line) unfolded by MAXED code, and the ISO standard spectrum for ^{252}Cf (line) as function of neutron energy.

The measured workplace fields

The measurements described in this work have been performed in Argentine research reactor RA-1. This open tank reactor works at 40kW with 20% enriched uranium fuel.

The two measurement points selected are located inside the containment, in areas only used by personnel occupationally exposed. The points have been chosen in order to have a representative set of different typical neutron spectra at the workplace of this facility.

The detector's centre, inside each sphere of the BSS, was placed at the same marked position, 1 m from the floor. At each point, measurements have been performed with different commercial neutron monitors. The records of the control room have been evaluated and the power was practically constant.

Results and Discussion

The neutron spectra obtained in the present work are shown in Figure 3.

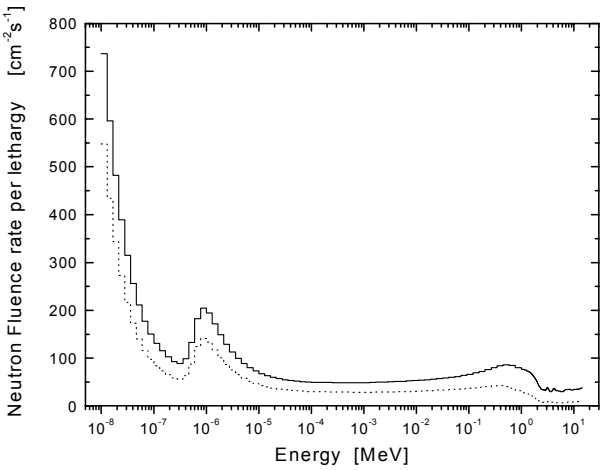


Figure 3. Neutron spectra distribution for the point 6 (line) and 12 (dotted line) of the RA-1 reactor facility, by applying MAXED unfolding code as function of neutron energy.

The mean energy is 0.28 MeV and 0.13 MeV for points 6 and 12 respectively.

The quantities evaluated, using three different unfolding codes are presented in Table 1.

Position	Unfolding code	Fluence rate [n/s]	H*(10) [μSv/h]	Hp(10) [μSv/h]
point 6	LOUHI82	756	150	133
	GRAVEL	869	176	185
	MAXED	877±19%	173±38%	182±37%
point 12	LOUHI82	457	64	58
	GRAVEL	562	76	80
	MAXED	544±20%	73±40%	77±39%

Table 1: The dosimetric quantities (fluence rate, ambient equivalent dose rate and personal equivalent dose rate) unfolded by different codes (LOUHI, MAXED and GRAVEL) for the point 6 and point 12 of the RA-1 reactor facility.

As may be observed, the maximum difference due to the unfolding codes in the fluence rate and in the ambient dose equivalent rate is less than 20%, meanwhile in the personal dose equivalent rate is less than 40%. This value of the discrepancy depends on the selection of the guess spectrum used in the first step for iterative adjustment in unfolding codes (1/Energy, in our case) and agrees with results from other authors [12].

Conclusions

Investigations of dosimetric characteristics of the RA-1 neutron fields have been carried out by BSS measurements. Three unfolding codes have been applied to the neutron measurements. The dosimetric quantities have been calculated with uncertainties less than 40%, which are low according to radiation protection requirements.

The BSS has been tested in well-known neutron fields. The overall results obtained with the AmBe and ^{252}Cf are satisfactory. The neutron spectra unfolded from the spheres´ measurements agree well with ISO standards.

Acknowledgment

The authors are grateful to Dr H. Muller and Dr T. Bolognese of the Institut de Protection et Sûreté Nucléaire, Commissariat à l´Energie Atomique, Cadarache (France) for the irradiation and to the working group team at RA-1 reactor of Comisión Nacional de Energía Atómica (Argentina) for their cooperation**.**

References

[1] Aroua, A.; Boschung, M.; Cartier, F.; Grecescu, M.; Pretes, S.; Valley, J.F.; Wernli, Ch. Characterisation of the Mixed Neutron-Gamma Fields inside the Swiss Nuclear Power Plants by Different Active Systems. *Radiat. Prot. Dosim.* **51 (1)** 17-25(1994).

[2] Chartier, J.L.; Posny, F.; Buxerolle, M.; Experimental Assembly for the Simulation of Realistic Neutron Spectra. *Radiat. Prot. Dosim.* **44 (1-4)** 125-130(1992).

[3] Chartier, J.L.; Jansky, B.; Kluge, H.; Schraube, H.; Wiegel, B. Recent Development in the Specification and Achievement of Realistic Neutron Calibration Fields. *Radiat. Prot. Dosim.* **70 (1-4)** 125-130(1997).

[4] J. T. Routti and J. V. Sandberg, General purpose unfolding program LOUHI78 with linear and nonlinear regularizations, *Comput. Phs. Commun,* **21**(1980)119-144

[5] M. Reginatto, P. Goldhagen. and S. Neumann, "Spectrum unfolding, sensitivity analysis and propagation of uncertainties with the maximum entropy deconvolution code MAXED", *Nucl. Instr and Meth.* **A 476**,242 (2002)

[6] M. Matzke, "Unfolding of Pulse Height Spectra: The HEPRO Program System", Report PTB-N-19, October 1994.

[7] International Commission on Radiological Protection. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication 74 (Oxford: Pergamon Press) (1997).

[8] Los Alamos National Laboratory: TPO-E83-G-UG-X-00001. MCNPX^{TM} User's manual. Version 2.1.5. Laurie S. Waters Editor. (1999).

[9] Evaluated Nuclear Data File (ENDF), National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory.

[10] Internal Communication. National Regulatory Authority (ARN). Buenos Aires. 2004.

[11] ISO Neutron Reference Radiations for Calibrating Neutron Measuring Devices Used for Radiation Protection Purposes and for Determining their Response as a Function of Neutron Energy. International Standard ISO 8529-3:1998(E) International Organization for Standardization, Geneva, Switzerland (1998).

[12] Alevra, A. V. and Thomas, D. J., *Radiat. Prot. Dosim.* **107 (1-3)** 37-72 (2003).

Establishment and support of the Neutron Calibration Center Argentine Nuclear Regulatory Authority and Oak Ridge National Laboratory

Gregori, B.N.; Chiaro, P.; Gariazzo, C.; Whitaker, M.;
Cruzate, J.A.; Carelli, J.L.; Grassi, E.A. and Bonino, A.D.

Presentado en: 47th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management.
Tennesse, USA, 16-20 julio 2006

Establishment and Support of the Neutron Calibration Center Argentine Nuclear Regulatory Authority and Oak Ridge National Laboratory

[2]Beatriz Gregori, [1]Peter Chiaro, [1]Claudio Gariazzo, [1]Michael Whitaker,
J.A. [2]Cruzate, J. [2]Carelli, J.; E. [2]Grassi, and [2]Anibal Bonino

[1]Oak Ridge National Laboratory
[2]Nuclear Regulatory Authority of Argentina

The US Department of Energy (US DOE) and the Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN) have collaborated over the past 10 years through the U.S. DOE/ARN Safeguards Cooperation Agreement to strengthen the international regime. Under this framework, ARN and DOE's representative organization, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), have been working together since 2003 on the establishment of a neutron calibration center at the Ezeiza Atomic Center (EAC) near Buenos Aires City, Argentina. This center's main purpose is to train ARN personnel, Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC), and IAEA inspectors in passive and active neutron non-destructive assay (NDA) measurement methods.

In 2005, equipment was provided to ARN to replace exhausted radiation sources and personnel-operated irradiation equipment. The existing equipment included an instrument position track that required personnel to physically move the source to the irradiation location and be in the room with the source. This also made calibrations and/or testing problematic due to the effects brought about by the person in the radiation field and the inaccuracies that would occur. The new equipment permits the user to perform irradiations automatically from a remote location. The remote location is a control room obtained by ARN as part of this effort. Lastly, the exhausted sources are also being replaced to improve the capabilities and effectiveness of the neutron calibration center.

Once the neutron calibration center is in place, ARN personnel will be able to calibrate instrumentation needed to measure material for accountancy aspects, radiation exposure of personnel, and inspections at facilities and conduct training courses for inspectors and customs officials in the region. Additionally, the calibration center could be used to calibrate instrumentation that would be deployed for border security at airports and ports.

Introduction

Before the agreement was signed between the US DOE and the ARN[1], Argentina had been working in establishing a neutron facility for NDA and radiation protection measurements. The facility is at Ezeiza Atomic Center in an isolated area far away from other facilities in order to reduce radiation protection concerns. The center is surrounded by a wire fence and controlled by Gendarmería. The laboratory, shown in the Picture 1 and 2, is 14m in length, 6m wide, and 4m high made of galvanized plate steel. The steel building is mounted to a 15cm thick concrete floor directly on the ground.

Picture 1.
View of the outside of the laboratory

Picture 2.
View of the inside of the laboratory

The existing exhausted sources were AmBe (over 15 years old) and ^{252}Cf of 2,4106 n/s (1994). It had a simple and manually operated irradiation system. The radiation protection devices were Bonner Spheres System, ISO Hp phantom and remmeters and the safeguards devices were two slabs.

The Argentine staff members have been developing NDA neutron measurements [2] and MCNP simulations of the previous measurements [3].

Since 2003, the ARN has been working to improve the conditions of the laboratory in order to receive the equipment provided by the US DOE, which include a neutron irradiator with remote control, a ^{252}Cf source and a moderation sphere, which were received in 2005.

The facility

a. Modifications

As the facility would receive a pneumatic system to raise the sources from underground safe storage to the irradiation point by remote control and a ^{252}Cf source with an activity value higher than the existing ones, some modifications had to be done.

Figure 1 shows the scheme of the facility with the laboratory and the control room.

Inside the laboratory, in the position selected to store the sources, an additional 4x2x2 m^3 concrete shield was constructed. It was designed not only to install the neutron irradiator but also to improve the shielding and to ensure enough isolation of the system from probable variations in the phreatic water (Picture 3).

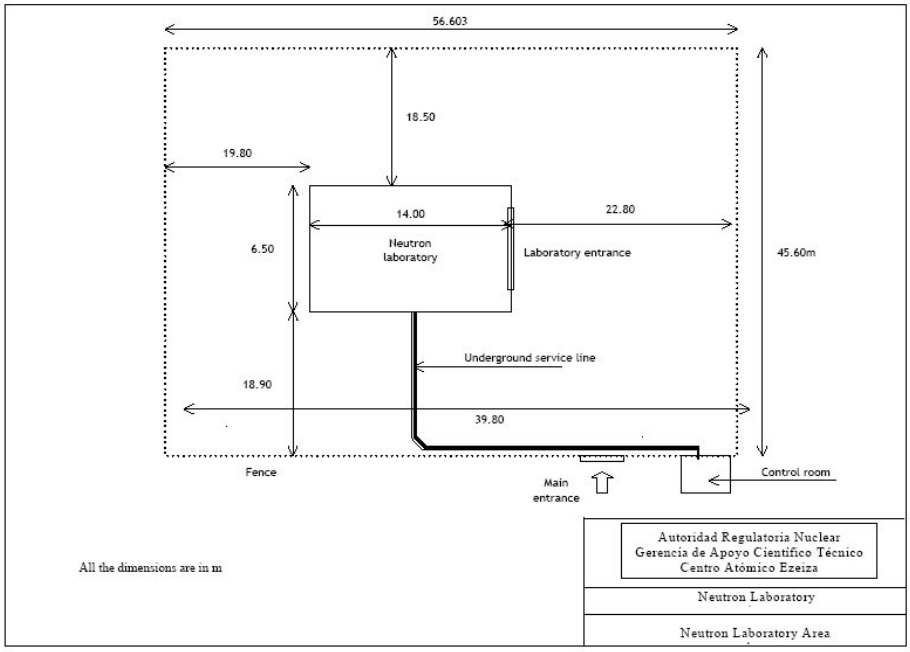


Figure 1. Schema of the facility

Picture 3. Additional concrete shield with the hole to store the sources

The radiation protection evaluation of the facility, considering ^{252}Cf (120 μg, 2.95 10^{8} s^{-1}) stored underground and in irradiation position, was made with the MCNPX –V2.5f code [4]. The neutron spectrum was obtained from the ISO 8529-1[5] and the ICRP-74[6] conversion factors were applied in order to obtain the effective dose distribution around the facility. The facility complies with the ARN radiation protection directives.

Even though the characteristics of the laboratory, described above, minimize the scattering and room return, a theoretical study of the laboratory's backscatter for the ^{252}Cf and ^{252}Cf + D2O sources, in free air irradiation conditions, was made with the MCNPX –V2.5f, resulting in a backscatter contribution of less than 10%. This value was experimentally validated for ^{252}Cf source.

In the laboratory, a movement alarm, video control, telephone line and radiation detectors were installed. All the systems were connected to the control room.

As the irradiator is based on a pneumatic system, a compressor was also installed outside the laboratory.

The control room is a prefabricated cabin made of aluminium located outside of the laboratory. All the control systems for radiation protection, physical security, and the neutron irradiator are in this room. Picture 4 shows the Facility and the control room

Picture 4.
The Neutron Calibration Center: the laboratory and the control room

b) the laboratory

In 2005, the neutron irradiator was provided and installed with the participation of one expert from ORNL as shown in the following Pictures 5 and 6.

The neutron irradiator is an N40-BG-M-2 model manufactured by Hopewell Designs Inc, USA. It is a neutron irradiator with the capability to contain two sources (^{252}Cf and AmBe) using a single exposure tube suitable for the larger AmBe source. A pneumatically operated carousel, located below grade in shielding

designed to fit in a 12” pipe 2 m deep, selected the sources. The exposure position is 2m over the floor. The system incorporates a remote controller with an electronic timer, source selection, and a safety interlock interface to control a safety interlock system with door interlock, scram switch.

Picture 5

Picture 6

The system was checked with a dummy source and all security systems worked properly. Picture 7 shows the neutron irradiator and ORNL and ARN staff members during the ORNL expert visit in September 2005.

Picture 7. The neutron irradiator and ORNL and ARN staff members.

Later the 120 μg ^{252}Cf was installed by ARN following the installation instructions provided by the manufacturer.

The facility will be completed with a track system to position the detectors. The track system is an ARN design, made of aluminium, 6m long, 1m wide, and 1.5m high, with lateral ladders.

Future Activities

At present the ARN is installing the track system and the moderated sphere filled with D_2O.

For September 2006, a visit by experts from ORNL and LANL is scheduled to perform the characterisation of the facility's fields with the ROSPEC system.

The protocols required to calibrate detectors are being written following the ISO 8529-3 [7]**.**

Next year the ARN will receive an AmBe source, which will be procured with NDF.

Conclusions

The main objective of AS 12, to establish a Neutron Calibration Center in Argentina, is being satisfactorily fulfilled.

The ARN has a facility in very good condition and at an early date it will be ready to calibrate devices at three different fields; ^{252}Cf bare, ^{252}Cf moderated with D_20, and AmBe.

Acknowledgment

We are very grateful to ARN colleagues who worked on this project when it began J.J. Kunst; S. Papadópulos and D. Hernández.

Bibliography

1- DOE/ARN Safeguards Agreement Action Sheet: Neutron Calibration Center. Buenos Aires. Argentina. 2003.

2- Cruzate, J.A; Papadópulos, S.; Kunst, J.J.; Barrios, L.; Gregori, B.“ Passive and active detection of LEU beneath hydrogenated absorbers: Simulation and validation”. INMM meeting 2000. USA.

3- ESARDA INTERCOMPARISON Monte Carlo “Simple Case” benchmark exercise (2002).

4- Los Alamos National Laboratory: TPO-E83-G-UG-X-00001. MCNPX™ User’s manual. Version 2.1.5. Laurie S. Waters Editor. (1999).

5- ISO 8529-1.

6- International Commission on Radiological Protection. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication 74 (Oxford: Pergammon Press) (1997).

7- ISO Neutron Reference Radiations for Calibrating Neutron Measuring Devices Used for Radiation Protection Purposes and for Determining their Response as a Function of Neutron Energy. International Standard ISO 8529-3:1998(E) (International Organization for Standarization, Geneve, Suiza) (1998).

Propuesta metodológica para la construcción de los perfiles laborales de inspectores de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Larcher, A.M.; Maceiras, E.; Degiovanni, G.S.;
Perrin, C.D. y Sajaroff, P.M.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Propuesta metodológica para la construcción de los perfiles laborales de inspectores de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Larcher, Ana M; Maceiras, Elena
Degiovanni, Gloria; Perrín, Carlos; Sajaroff, Pedro

Autoridad Regulatoria Nuclear

Resumen

La Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina (ARN) como parte esencial de su plan estratégico institucional y en el marco de la modernización de la Administración Pública Nacional (APN), identificó la necesidad de modificar su organización funcional, introduciendo la gestión por procesos y definiendo estructuras más flexibles y mejor orientadas al trabajo en equipo.

A partir de la definición de un nuevo organigrama institucional se decidió proceder a una reorganización general de los recursos humanos y en enero de 2005 se dispuso la creación de un proceso cuyo objetivo sería sentar las bases para el desarrollo de la carrera profesional de la ARN. A tal fin, se planteó un esquema de trabajo por etapas, la primera de las cuales tuvo como objetivo final la elaboración de los Perfiles Laborales de la Institución.

El grupo de trabajo para esta primera etapa fue integrado por un conjunto de profesionales de larga trayectoria en la institución y no pertenecientes al sector de Recursos Humanos (RRHH). De esta manera se organizó como un grupo independiente que trabajó en estrecha colaboración con el sector específico e informó directamente a la máxima dirección institucional.

Para la construcción de los perfiles se eligió un modelo "mixto" que incluyera los requisitos de cada puesto (qué hacer) y las competencias para cumplirlos (cómo hacerlo), ya que un enfoque puramente de competencias no ha sido visto como el más adecuado para la administración pública y en particular para la ARN.

En este trabajo se da a conocer una parte de los resultados obtenidos durante seis meses de trabajo efectivo del Grupo PerLa (denominado así como un acrónimo de la expresión Perfiles Laborales) poniendo énfasis en los perfiles definidos para los inspectores de las distintas ramas regulatorias que constituyen el ámbito de competencia de la ARN, esto es Protección Radiológica, Seguridad Nuclear, Salvaguardias y Protección Física.

La idea que subyace a la presentación de este trabajo es la posibilidad de discutir en un ámbito afín, una experiencia sumamente interesante de un conjunto de profesionales que, al no pertenecer a la especialidad (RRHH), pudieron darle a la tarea un enfoque técnico diferente, arribando a un producto perfectible pero de mayor especificidad en cuanto al cumplimiento de la misión institucional.

1. Introducción

La Autoridad Regulatoria Nuclear argentina (ARN), como parte esencial de su plan estratégico institucional y en el marco de la modernización de la Administración Pública Nacional (APN), decidió proceder a una reorganización general de sus recursos humanos.

En enero de 2005 se definió un proceso cuyo objetivo final era sentar las bases para el desarrollo de la carrera profesional dentro de la ARN. A tal fin se planteó un esquema de trabajo por etapas, la primera de las cuales consistió en la elaboración de los **perfiles laborales** de la institución.

2. El Grupo de trabajo

La conformación del grupo de trabajo destinado a la elaboración de los perfiles merece, en opinión de los autores, un comentario específico por cuanto se apartó de los cánones habituales y le dio al producto final una impronta de mayor especificidad.

En lugar de considerar la construcción de los perfiles como una tarea propia del sector recursos humanos, la máxima conducción institucional decidió constituir un grupo de trabajo ad hoc integrado por profesionales de larga trayectoria en la institución con particular experiencia en las labores de control regulatorio (inspección, evaluación, elaboración de normas, etc.).

El Grupo, que se autodenominó PerLa (como acrónimo de Perfiles Laborales), quedó conformado por siete profesionales y contó con un revisor de última instancia. Trabajó durante 6 meses sin que sus miembros abandonaran su trabajo habitual y se desempeñó en forma independiente, pero manteniéndose en estrecha colaboración con el sector recursos humanos y reportando directamente a la Dirección de la institución.

La particular integración del grupo permitió entre otras cosas centrar la discusión de los perfiles laborales en los saberes y cualidades personales que deberían ser exigibles al personal cuya labor fundamental es la de llevar adelante la misión institucional de fiscalización y control en las cuatro ramas reguladas (protección radiológica, seguridad nuclear, salvaguardias y protección física). Por ello se considera que particularmente los perfiles de inspectores que se describen en este trabajo llevan, en alguna medida, la impronta del Grupo.

3. La construcción de los Perfiles Laborales

La primera decisión con la que se encontró el Grupo PerLa fue la selección de la metodología a emplear para la construcción de los perfiles.

Luego de un mes de revisión de material bibliográfico (téngase en cuenta que se trataba de un tema completamente ajeno a la formación de seis de los siete miembros del Grupo) se optó por un enfoque de "competencias", pero empleado en el contexto de un modelo mixto que incluyera la descripción del puesto de trabajo (qué hacer) y las competencias necesarias para desempeñarse en él (cómo hacerlo) ya que se vio que un enfoque puro de competencias no resultaría el más adecuado para un organismo público en el grado actual de desarrollo de la gestión de recursos humanos en el Estado nacional.

Este planteo fue aprobado en términos generales por la Subsecretaría de la Gestión Pública (SGP) con cuyos expertos hubo una fructífera interacción gestionada a través de dos sectores de la ARN: Recursos Humanos y Planificación.

El modelo de construcción planteado suponía el cumplimiento de los siguientes pasos fundamentales:

1. Descripción de la estructura organizativa definiendo las diferentes áreas de trabajo
2. Descripción de las misiones y funciones de cada área laboral y verificación de que las mismas fueran compatibles con la misión de la organización.
3. Descripción completa de cada puesto de trabajo, a través de la enumeración de las tareas correspondientes al mismo.
4. Elaboración del listado de las competencias y niveles de competencia de la ARN (diccionario de competencias institucional).
5. Construcción de los perfiles laborales.

Los pasos **1.** y **2.** habían sido cumplimentados cuando el Grupo inició su tarea y el paso **3.** fue gestionado por el sector Recursos Humanos en interacción con los distintos sectores de la institución en los primeros cuatro meses de labor del Grupo.

Por lo tanto la labor del Grupo PerLa se centró en la elaboración de un "Diccionario de Competencias" y en la construcción de un conjunto de perfiles representativos de la organización.

4. El Diccionario de Competencias

La Subsecretaría de la Gestión Pública , a través de la Oficina Nacional de Empleo y la Oficina Nacional de Innovación de Gestión, había presentado en 2004 una propuesta de Diccionario de Competencias Laborales para la Administración Pública **[1, 2],** como una base común a partir de la cual, cada organismo pudiera hacer las necesarias adaptaciones y construir el diccionario de competencias propio que mejor ayudase al cumplimiento de su misión. El Diccionario de Competencias de la ARN elaborado por el Grupo PerLa, tomó como bases principales dicho documento y el TECDOC-1254 de Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) **[3]** con las debidas adaptaciones, y fue estructurado de la siguiente manera:

4.1. Estructura del Diccionario

El Diccionario **[4]** comprende cuatro grandes familias de competencias, cada una de ellas con un conjunto de sub-familias:

I. Competencias Técnicas

1. Dominio técnico
2. Capacidad cognitiva y pensamiento analítico

II. Competencias vinculadas a la Efectividad Personal y a las Relaciones Humanas

1. Orientación al logro
2. Integridad y ética
3. Iniciativa
4. Flexibilidad
5. Compromiso con el aprendizaje
6. Trabajo en equipo y cooperación
7. Orientación al cliente (externo e interno)
8. Compromiso con la organización
9. Comunicación

III. Competencias vinculadas a la Gestión

1. Liderazgo
2. Construcción de relaciones laborales
3. Comprensión del entorno laboral y capacidad de negociación
4. Planificación y Gestión
5. Desarrollo de personal

IV. Competencias vinculadas a la Labor Regulatoria

1. Marco legal
2. Marco regulatorio (incluye desarrollo de normas y guías)
3. Notificación y autorización (licenciamiento)
4. Inspección (incluye auditoría)
5. Coerción
6. Revisión y evaluación
7. Respuesta a emergencias radiológicas. Intervención

8. Investigación y desarrollo (en cuestiones de interés regulatorio)
9. Coordinación y cooperación
10. Difusión de información y realimentación de la experiencia operativa.
11. Capacitación.

- Las familias **I, II y III** repiten el esquema de las familias de competencias propuestas por la SGP pero se han hecho adaptaciones para adecuarlas mejor a las misiones y funciones de la ARN.

- La familia **IV,** introducida por el Grupo, se refiere exclusivamente a las competencias necesarias para cumplir con la función de regulación asignada a la ARN, con un esquema coherente con la buena práctica internacional **[2].**

- Cada sub-familia está descripta de manera genérica mediante un breve compendio de las competencias que involucra **(ver Anexo).**

- Para cada sub-familia de competencias se establecieron tres niveles de competencia **[5]** estructurados de manera que **cada nivel superior de competencias, contiene y supera al anterior** (el nivel 2 incluye al 1, y el nivel 3, al 1 y al 2).

- El sentido general otorgado a cada nivel se explicita a continuación:

  - ***Nivel 1****:* Es el nivel de quien está en situación de **adquirir nuevas capacidades** y que debe ejercer sus funciones con alguna supervisión trabajando solo o en el seno de un grupo y desempeñándose en uno o pocos escenarios. No toma decisiones por sí solo;
  - ***Nivel 2****:* Corresponde al nivel de desarrollo del individuo en condiciones de **ejecutar**, desempeñándose en una variedad de escenarios con autonomía propia y en condiciones de dirigir grupos humanos pequeños en áreas específicas. Toma decisiones que pueden afectar a su grupo.;
  - ***Nivel 3****:* Es el nivel de quien está en posición de **enseñar y transmitir experiencias**, dirigir proyectos y grupos humanos grandes y heterogéneos, desempeñándose con comodidad en múltiples contextos. Asimismo corresponde a quien tendrá responsabilidad importante en materia de evaluación, diagnóstico, diseño y planificación. Toma decisiones que pueden involucrar a la institución.

Como **Anexo** de este trabajo, se presenta una parte del Diccionario de Competencias, el cual contiene los descriptores de las cuatro grandes familias de competencias y el texto completo de las competencias correspondientes a la Familia IV.

5. Hipótesis generales de trabajo

- Los perfiles se elaboraron sobre la base de consideraciones prospectivas vinculadas al futuro desarrollo de carrera dentro de la institución.

- Se concibieron contemplando la posibilidad de ofrecer tres diferentes tipos de desarrollo de carrera: uno técnico-profesional, otro de liderazgo o ejecutivo y uno de administración y apoyo.

- Dado que los perfiles correspondientes a los puestos más representativos, desde el punto de vista del cumplimiento de la misión institucional corresponden a los **puestos de inspectores en las distintas ramas regulatorias**, resultan prácticamente **independientes de la estructura funcional adoptada** y permiten construir la base para el desarrollo de la carrera técnico-profesional de la ARN.

- En la construcción de los perfiles se tuvo en cuenta aspectos vinculados a la educación continua del personal tales como que el plantel profesional tenga oportunidad de completar

su formación académica con post-grados universitarios, y su experiencia, con entrenamientos en el trabajo (*on the job training*).

- Los niveles de competencia asignados a cada perfil corresponden al mínimo exigible en función de la descripción del puesto.

6. Los perfiles de Inspector

6.1. Hipótesis específicas

Se elaboraron los perfiles correspondientes a las seis figuras de inspectores existentes en la ARN en cada uno de sus tres niveles (Junior, Semisenior y Senior):

- Inspector de Instalaciones Clase I (instalaciones radiactivas de mayor riesgo)
- Inspector de Instalaciones Clase II y Clase III
- Inspector Residente en Centrales Nucleares
- Inspector de Reactores de Investigación y Conjuntos Críticos
- Inspector de Seguridad Física de Práctcas
- Inspector de Salvaguardias

Para ello se emplearon las siguientes hipótesis.

- Se consideró que un inspector Junior ingresaría en esa categoría luego de un período como becario de no más de dos años durante los cuales debería realizar obligatoriamente los Cursos de Postgrado en Protección Radiológica y/o Seguridad Nuclear (ARN-OIEA) y, en los casos en que correspondiera, una formación específica en Salvaguardias o Seguridad Física. Estas hipótesis introducen la necesidad de que los postulantes al puesto sean **profesionales** y al mismo tiempo supone algunas condiciones de edad, consideradas como requisitos no excluyentes.
- También se hicieron hipótesis sobre los períodos de permanencia en cada puesto de inspector para alcanzar el nivel siguiente (3 años para el paso de Junior a Semi-Senior y 5 años para el correspondiente al ascenso de Semi-Senior a Senior)
- La forma en que fueron descriptas las competencias permitió que se arribara a una grilla única de competencias para cada categoría de inspector en las seis áreas definidas.
- La construcción de los perfiles correspondientes a los inspectores se ha concebido de manera tal que las posiciones escalafonarias que comprenden los puestos de becario → inspector junior → inspector semi-senior → inspector senior, puedan configurar una carrera profesional dentro de un escalafón técnico – profesional.
  En el marco de esta visión, la carrera terminaría actualmente en el puesto de subgerente, visto éste como especialista en algún área de su subgerencia y salido de las filas de los inspectores senior.
  A fin de reservar los puestos de subgerente para el desarrollo de una carrera o escalafón ejecutivo o de liderazgo, el Grupo consideró también que debería crearse la figura del **Experto o Analista-Consultor** en cada área de regulación, como final de carrera profesional en dicha área. De esta manera no se obligaría a los inspectores a permanecer en funciones más allá de una edad conveniente y a la vez, mediante un adecuado plan de educación continua, se podría contar con personal preparado para integrar los grupos asesores que forman parte importante de la estructura de la ARN.
  En el Diccionario de Competencias se han previsto capacidades en el más alto nivel en algunas familias de competencias que están reservadas para este tipo de puestos que hoy no existen aún como tales.
  Asimismo, el Grupo analizó la conveniencia de permitir cierto grado de movilidad entre los escalafones técnico - profesional y de liderazgo. Ella contribuiría a alentar la formación profesional y a dinamizar el desarrollo de la carrera dentro de la institución.

6.2. Puestos de inspectores

La descripción de cada puesto tiene un nombre e identificación, la cual muestra su situación en el organigrama institucional, dependencias , y lugar y horario de trabajo. Dicha descripción además abarca:

- el objetivo del puesto,
- las principales actividades,
- los atributos personales para desempeñarse en el puesto
    - requisitos formales,
    - formación y experiencia (mínima excluyente y deseable) y
    - conocimiento de idiomas y manejo de utilitarios informáticos

El objetivo del puesto del Inspector Junior (IJ)es asistir a inspectores de mayor nivel jerárquico en tareas de control regulatorio en el área correspondiente. Esto implica principalmente participar bajo supervisión en inspecciones de campo y auditorias técnicas, colaborar en la preparación de informes de inspección, en la evaluación de sus resultados y en el análisis de documentación técnica de carácter regulatorio.

El Inspector Semisenior (ISS) debe poder realizar en forma totalmente autónoma tareas de control regulatorio en el área correspondiente. Fundamentalmente debe poder organizar y dirigir inspecciones en el campo, evaluar los resultados de las mismas pudiendo proponer, en caso de necesidad, cursos de acción y medidas correctivas, elaborar y hacer el seguimiento de requerimientos regulatorios y evaluar la documentación técnica mandatoria. A esto se suma la posibilidad de participar en la capacitación de inspectores Junior.

A partir de este nivel como requisito de formación mínima excluyente el aspirante debe haber realizado cursos nacionales o internacionales específicos de su área regulatoria. Asimismo, las pasantías en tareas específicas de control regulatorio en organismos reguladores de países con desarrollo nuclear significativo son consideradas como un requisito de experiencia deseable en el postulante.

El objetivo del puesto del Inspector Senior (IS) es coordinar y llevar a cabo con total solvencia las tareas de control regulatorio en el área correspondiente. Esto implica fundamentalmente poder diseñar, planificar y conducir un programa de inspecciones, evaluando su efectividad y eficiencia, participar en el licenciamiento de las instalaciones y en la preparación de normas regulatorias, colaborar en el entrenamiento y capacitación y evaluación de inspectores de menor nivel, y desarrollar y efectuar el seguimiento de procedimiento técnicos participando en la gestión de calidad del organismo.

Dada su función de coordinador y conductor de inspecciones, en este nivel son requisitos adicionales deseables, que el postulante acredite experiencia en el desempeño de tareas que impliquen manejo de grupos y formación en temas específicos de calidad vinculados al accionar regulatorio.

6.3 Grillas de competencias de inspectores

A fin de lograr una presentación compacta de cada perfil, el conjunto de las competencias correspondientes se dispuso en forma de grilla, asignando cada fila de la misma a una familia y sus respectivas sub-familias y cada columna al nivel de competencia alcanzado dentro de la sub-familia.

Uno de los hallazgos surgidos de las discusiones del Grupo consistió en haber arribado a tres grillasúnicas de competencias para IJ, ISS e IS respectivamente, en los seis puestos de inspector estudiados. En la sección siguiente se presentan tres ejemplos de perfiles que permiten ver la

aplicación concreta del método. Para su mejor comprensión conviene tener presentes los descriptores de cada familia y sub-familia de competencias presentados en el Anexo.

La **Familia I y sus dos subfamilias (I.1 y I.2)** asocian, por un lado, el conocimiento técnico dado por la educación formal de base, la formación especializada y la experiencia y entrenamiento en el trabajo y, por otro, la capacidad cognitiva y el pensamiento analítico. El perfil de IJ supone una formación básica a nivel de grado y un desarrollo a nivel 1 de las competencias vinculadas a dichas sub-familias
El ISS deberá alcanzar el nivel 2 siendo reconocido como **especialista** en algún tema de su área En tanto que el IS debe situarse en el nivel 3, como **experto** en un tema y ser proactivo en la transferencia de conocimientos a su entorno laboral.

Con respecto a las competencias de la **Familia II y sus nueve subfamilias (II.1 a II.9).** el IJ se sitúa en el nivel 1 de las mismas, pero, en el perfil de ISS, competencias tales como integridad y ética, orientación al logro, iniciativa, flexibilidad y comunicación deben alcanzar el nivel 2.Para el IS, **todas** las competencias de esta familia deben estar en nivel 2 dado que, en ese puesto, la persona tiene creciente influencia en la decisiones del organismo y en su entorno laboral.

Una situación similar ocurre con las competencias de la **Familia III y sus cinco subfamilias (III.1 a III.5)**, dado que el IS se perfila como un experto o como líder de un grupo. En cambio, para un perfil de IJ sólo se requiere un primer nivel de desarrollo en las competencias correspondientes a su forma de relacionarse e integrarse con el entorno laboral y a su capacidad de desarrollar los potenciales propios.

A los fines de este trabajo, se consideró interesante consignar en mayor detalle las competencias que cada tipo de inspector debe alcanzar vinculadas a la labor regulatoria. Por ello la **Familia IV** se incluye completa en el Anexo.

7. Tres perfiles de inspectores

En esta sección se presentan los perfiles correspondientes a IJ residente en Centrales Nucleares, al ISS de Salvaguardias y al IS de Instalaciones Clase II y III.

Como puede verse el diseño de presentación consiste en una planilla con la caracterización del puesto más la correspondiente grilla de competencias.

El análisis de cada perfil requiere una atenta lectura de las competencias, tal como se encuentran definidas en el Diccionario (ver Anexo), pues si sólo se considera el nombre de la correspondiente familia de competencias, se pueden inferir conclusiones erróneas.

Puesto 1: **Inspector residente Junior de Centrales Nucleares**	
Identificación del puesto	
Area: *SUBGERENCIA CONTROL DE REACTORES NUCLEARES*	
Reporta a*: SUBGERENTE DE REACTORES NUCLEARES*	
Gerencia: *-----*	***Función ejecutiva****: no*
Lugar de trabajo: *Central Nuclear XX*	***Horario de trabajo****: 40 hs. semanales, disponibilidad de horarios y de traslado.*
Objetivo del puesto	
Asistir a un inspector de mayor categoría en tareas de control regulatorio directo, en temas de seguridad	

radiológica y nuclear, en el ámbito de las centrales nucleares.

Principales actividades

- *Colaborar con las inspecciones rutinarias a fin de controlar el cumplimiento de lo establecido en la documentación de carácter mandatario, en los términos fijados en el procedimiento ppsgrn-002.*
- *Participar en la confección de informes periódicos a fin de documentar y comunicar los resultados de las actividades de inspección.*
- *Colaborar en el asesoramiento, en temas de su competencia, del personal de la SGRN afectado a las tareas de auditoria, evaluación y análisis.*
- *Interactuar con el personal de la instalación, colaborando con el inspector líder.*
- *Participar en la gestión de la documentación de interés regulatorio, ante el interlocutor de la instalación.*
- *Participar en incidentes ó accidentes, como evaluador in situ.*

Atributos Personales para desempeñarse en el puesto

Requisitos formales:

***Edad**: Entre 25 y 30 años (no excluyente).*

***Nacionalidad :** Argentina (nativo o naturalizado).*

Otros:

Aceptar la condición de trabajador ocupacionalmente expuesto

Formación mínima excluyente:

- *Profesional con título universitario de grado en carreras técnicas o científicas*
- *Cursos de Post-Grado en Protección Radiológica, Seguridad Nuclear e Ingeniería de Reactores Nucleares, o formación equivalente debidamente acreditada.*

Formación deseable:

- *Postgrado en Ingeniería nuclear o Maestría en Reactores Nucleares*
- *Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear*

***Experiencia mínima excluyente*:**

- *1 a 2 años como becario de la ARN en el área de reactores nucleares o 2 años de experiencia laboral acreditada en tareas técnicas en reactores nucleares.*

Idiomas y Utilitarios informáticos:

- *Inglés técnico (lectura y comprensión): Nivel Intermedio*
- *Manejo de software de aplicación básico y bases de datos*

I. Competencias Técnicas	**Nivel 1**	**Nivel 2**	**Nivel 3**
I.1 Dominio técnico	**X**		
I.2 Capacidad cognitiva y pensamiento analítico	**X**		
II. Competencias vinculadas a la efectividad personal y las relaciones humanas			
II.1 Orientación al logro	**X**		
II.2 Integridad y ética	**X**		
II.3 Iniciativa	**X**		
II.4 Flexibilidad	**X**		
II.5 Compromiso con el aprendizaje	**X**		
II.6 Trabajo en equipo y cooperación	**X**		
II.7 Orientación al cliente (externo e interno)	**X**		
II.8 Compromiso con la organización	**X**		

II.9 Comunicación	**X**
III. Competencias vinculadas a la gestión	
III.1 Liderazgo	
III.2 Construcción de relaciones laborales	**X**
III.3 Comprensión del entorno laboral y capacidad de negociación	**X**
III.4 Planificación y gestión	
III.5 Desarrollo de personal (a su cargo)	**X**
IV. Competencias vinculadas a la labor regulatoria	
IV.1 Marco legal	**X**
IV.2 Marco regulatorio	**X**
IV.3 Notificación y autorización	**X**
IV.4 Inspección	**X**
IV.5 Coerción ("Enforcement")	**X**
IV.6 Revisión y evaluación	**X**
IV.7 Respuesta a emergencias radiológicas. Intervención	
IV.8 Investigación y desarrollo	
IV.9 Coordinación y cooperación	
IV.10 Difusión de información	
IV.11 Capacitación	

Puesto 2:

Inspector Semi-Senior de Salvaguardias

Identificación del puesto

Area: *SUBGERENCIA CONTROL DE SALVAGUARDIAS*

Reporta a: *SUBGERENTE DE CONTROL DE SALVAGUARDIAS*

Gerencia: *SEGURIDAD RADIOLÓGICA, FÍSICA Y SALVAGUARDIAS*	***Función ejecutiva****: No*
Lugar de trabajo*: Sede Central ARN.*	***Horario de trabajo****: 40 hs. semanales, disponibilidad de horarios y de traslado.*

Objetivo del puesto

Realizar, en forma autónoma, tareas de control regulatorio en materia de salvaguardias aplicadas a instalaciones y materiales nucleares y a otros materiales y equipos e información de interés nuclear.

Principales actividades

- *Participar de las actividades necesarias para dar cumplimiento a los requerimientos de la Norma Nacional de Salvaguardias y a aquellos surgidos de los compromisos y acuerdos internacionales asumidos por el país en materia de salvaguardias.*
- *Colaborar en la organización de inspecciones nacionales de salvaguardias y conducir o participar de las mismas. Confeccionar los informes de inspección correspondientes.*
- *Colaborar en la organización de las tareas de fiscalización de inspecciones de organismos de control regionales e internacionales y conducir o participar en las mismas. Confeccionar los informes de inspección correspondientes.*
- *Evaluar en el campo el resultado de la inspección. Proponer y/o decidir en el campo las acciones necesarias para resolver inconsistencias de datos o identificar situaciones o datos anómalos.*
- *Colaborar en el análisis y evaluación del resultado de las inspecciones.*

- *Colaborar en la elaboración y seguimiento de requerimientos regulatorios realizados a las instalaciones bajo salvaguardias y en el análisis de las acciones a tomar en el caso de incumplimientos a la normativa vigente para el área o a los compromisos y acuerdos internacionales asumidos por el país en materia de salvaguardias.*
- *.Colaborar en la evaluación periódica de la efectividad y eficiencia del sistema de medidas de salvaguardias y de la normativa vigente, proponiendo mejoras.*
- *Participar en la elaboración de procedimientos técnicos a ser utilizados en la Subgerencia, en particular en relación con las actividades de inspección Proponer la aplicación de técnicas y procedimientos para mejorar la relación costo-eficiencia en la aplicación de salvaguardias*
- *Mantener actualizadas las bases de datos técnicos específicos para los objetivos de la Subgerencia.*
- *Efectuar el mantenimiento, preparación y calibración de los equipos utilizados para la obtención de datos durante las inspecciones. Procesar en el laboratorio específico del área los datos obtenidos con los equipos.*
- *Participar en el entrenamiento y capacitación de inspectores de salvaguardias. Participar en la capacitación de los operadores de instalaciones bajo salvaguardias.*
- *Participar en el análisis de documentación técnica y de política de implementación, relacionada con la aplicación de salvaguardias. Analizar enfoques de salvaguardias para distintos tipos de instalaciones.*
- *Participar en reuniones en el ámbito nacional e internacional relacionadas con la implementación de salvaguardias.*

Atributos Personales para desempeñarse en el puesto

Requisitos formales:

***Edad**: Entre 30 y 35 años (no excluyente)*

***Nacionalidad** : Argentina (nativo o naturalizado).*

Otros:

Aceptar la condición de trabajador ocupacionalmente expuesto.

Formación (mínima excluyente):

- *Profesional con título universitario de grado en carreras técnicas o científicas.*
- *Curso de Post-Ggrado en Protección Radiológica dictado por la ARN o formación equivalente debidamente acreditada..*
- *Algún curso sobre temas específicos vinculados a la implementación, análisis y evaluación de sistemas de salvaguardias*.

Formación (deseable):

- *Formación o experiencia acreditada que le haya otorgado conocimiento del ciclo de combustible, en particular de las instalaciones que lo forman y el flujo de material nuclear entre ellas.*

***Experiencia (mínima excluyente)*:**

- *3 años de desempeño como inspector Junior en Salvaguardias o experiencia laboral de más de 3 años en tareas relacionadas con salvaguardias..*

Experiencia (deseable):

- *Pasantía en tareas vinculadas al control regulatorio en Organismos Reguladores de países con un desarrollo nuclear significativo.*

Idiomas y Utilitarios informáticos:

- *Inglés técnico (lectura, escritura, comprensión y conversación): Nivel Intermedio*
- *Manejo de software de aplicación básico y bases de datos*

I. Competencias Técnicas	**Nivel 1**	**Nivel 2**	**Nivel 3**
I.1 Dominio técnico		**X**	

I.2 Capacidad cognitiva y pensamiento analítico		**X**
II. Competencias vinculadas a la efectividad personal y las relaciones humanas		
II.1 Orientación al logro		**X**
II.2 Integridad y ética		**X**
II.3 Iniciativa		**X**
II.4 Flexibilidad		**X**
II.5 Compromiso con el aprendizaje	**X**	
II.6 Trabajo en equipo y cooperación	**X**	
II.7 Orientación al cliente (externo e interno)	**X**	
II.8 Compromiso con la organización	**X**	
II.9 Comunicación		**X**
III. Competencias vinculadas a la gestión		
III.1 Liderazgo		
III.2 Construcción de relaciones laborales	**X**	
III.3 Comprensión del entorno laboral y capacidad de negociación	**X**	
III.4 Planificación y gestión	**X**	
III.5 Desarrollo de personal (a su cargo)	**X**	
IV. Competencias vinculadas a la labor regulatoria		
IV.1 Marco legal	**X**	
IV.2 Marco regulatorio	**X**	
IV.3 Notificación y autorización		**X**
IV.4 Inspección		**X**
IV.5 Coerción ("Enforcement")		**X**
IV.6 Revisión y evaluación	**X**	
IV.7 Respuesta a emergencias radiológicas. Intervención		
IV.8 Investigación y desarrollo		
IV.9 Coordinación y cooperación	**X**	
IV.10 Difusión de información		
IV.11 Capacitación	**X**	

Puesto 3:

Inspector Senior de Instalaciones Radiactivas Clase II y Clase III

Identificación del puesto

Area: *SUBGERENCIA DE CONTROL INSTALACIONES RADIACTIVAS CLASE II Y CLASE III*

Reporta a: *SUBGERENTE CONTROL INSTALACIONES RADIACTIVAS CLASE II Y CLASE III*

Gerencia: *GERENCIA DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA, FÍSICA Y SALVAGUARDIAS.*	***Función ejecutiva****: No*
Lugar de trabajo*: Sede Central ARN .*	***Horario de trabajo****: 40 hs. semanales, disponibilidad horaria y de traslados.*

Objetivo del puesto

Coordinar y llevar a cabo con total solvencia las tareas de control regulatorio en materia de seguridad radiológica, en Instalaciones Radiactivas Clase II y Clase III.

Principales actividades

- *Coordinar y realizar inspecciones a instalaciones Clase II y III, según los procedimientos vigentes y elaborar y evaluar informes de inspección.*

- *Analizar documentación técnica de licenciamiento y recomendar el otorgamiento de licencias, registros y autorizaciones individuales correspondientes a instalaciones Clase II y III.*
- *Participar y dirigir auditorías regulatorias a instalaciones Clase II y III.*
- *Revisar periódicamente los procedimientos de inspección y licenciamiento y la normativa de aplicación y generar propuestas de mejora de los mismos.*
- *Llevar a cabo y coordinar evaluaciones de seguridad de nuevas prácticas relacionadas con las instalaciones Clase II y III*
- *Administrar y mantener actualizadas las bases de datos de usuarios regulados.*
- *Elaborar requerimientos regulatorios y controlar el cumplimiento de los mismos.*
- *Proponer el inicio de un proceso de aplicación del régimen de sanciones por incumplimientos a la normativa vigente e investigar (instruir/sumariar) en los casos en que corresponda.*
- *Asesorar en temas de protección radiológica, a los usuarios de las instalaciones Clase II y III, durante el proceso de licenciamiento y toda vez que sea requerido y no interfiera con su responsabilidad como inspector.*
- *Intervenir en el proceso de reconocimiento de cursos realizados por otras instituciones que sean necesarios para la obtención de permisos individuales y en la capacitación y evaluación de usuarios individuales de instalaciones clase II y III.*
- *Interactuar con otros organismos o entidades en la coordinación de esfuerzos para optimizar el cumplimiento de la normativa de protección radiológica aplicable a instalaciones Clase II y III.*
- *Participar, a demanda, en situaciones de intervención y emergencia radiológica*
- *Realizar peritajes a solicitud de las autoridades que correspondan.*
- *Elaborar índices de desempeño y realizar su seguimiento a los efectos de producir mejoras en los procesos involucrados.*
- *Colaborar en el entrenamiento y evaluación de inspectores Semi-Senior y Junior.*

Atributos Personales para desempeñarse en el puesto

Requisitos formales:

***Edad**: Entre 35 y 45 años (no excluyente).*

***Nacionalidad:** Argentina (nativo o naturalizado)*

Otros:

Aceptar la condición de trabajador ocupacionalmente expuesto.

Formación (mínima excluyente):

- *Profesional con título universitario de grado en carreras técnicas o científicas.*
- *Curso de Post-Grado en Protección Radiológica dictado por la ARN o formación equivalente debidamente acreditada.*
- Formación específica vinculada a una o más prácticas correspondientes a instalaciones Clase II y III.

Deseable:

- Postgrado universitario a nivel de Maestría en especialidades afines a su profesión.
- Acreditar conocimientos específicos en temas de calidad.

Idiomas y Utilitarios informáticos:

- *Inglés técnico (lectura, escritura, comprensión y conversación): Nivel Intermedio*
- *Manejo fluido de utilitarios informáticos más usuales y de bases de datos.*

***Experiencia (mínima excluyente)*:**

- *5 o más años de desempeño como inspector Semi-Senior en diferentes sectores del área de instalaciones Clase II y III.*

Experiencia (deseable):

- *Desempeño previo en tareas que hubieran implicado coordinación de grupos.*
- *Pasantía en tareas vinculadas al control regulatorio en Organismos Reguladores de países con un desarrollo nuclear significativo.*

Idiomas y Utilitarios informáticos:

- *Inglés técnico (lectura, escritura, comprensión y conversación): Nivel Intermedio*
- *Manejo fluido de utilitarios informáticos más usuales y de bases de datos.*

I. Competencias Técnicas	**Nivel 1**	**Nivel 2**	**Nivel 3**
I.1 Dominio técnico			**X**
I.2 Capacidad cognitiva y pensamiento analítico			**X**
II. Competencias vinculadas a la efectividad personal y las relaciones humanas			
II.1 Orientación al logro		**X**	
II.2 Integridad y ética		**X**	
II.3 Iniciativa		**X**	
II.4 Flexibilidad		**X**	
II.5 Compromiso con el aprendizaje		**X**	
II.6 Trabajo en equipo y cooperación		**X**	
II.7 Orientación al cliente (externo e interno)		**X**	
II.8 Compromiso con la organización		**X**	
II.9 Comunicación		**X**	
III. Competencias vinculadas a la gestión			
III.1 Liderazgo		**X**	
III.2 Construcción de relaciones laborales		**X**	
III.3 Comprensión del entorno laboral y capacidad de negociación		**X**	
III.4 Planificación y gestión	**X**		
III.5 Desarrollo de personal (a su cargo)		**X**	
IV. Competencias vinculadas a la labor regulatoria			
IV.1 Marco legal		**X**	
IV.2 Marco regulatorio		**X**	
IV.3 Notificación y autorización		**X**	
IV.4 Inspección			**X**
IV.5 Coerción (“Enforcement”)			**X**
IV.6 Revisión y evaluación		**X**	
IV.7 Respuesta a emergencias radiológicas. Intervención			
IV.8 Investigación y desarrollo		**X**	
IV.9 Coordinación y cooperación		**X**	
IV.10 Difusión de información			
IV.11 Capacitación		**X**	

8. Discusión y Conclusiones

La construcción de los perfiles laborales de la ARN por un grupo técnico ad hoc, independiente del sector específico de recursos humanos, constituyó un desafío y permitió que un grupo de profesionales se apartara momentáneamente de la mirada sesgada de su puesto de trabajo y

emprendiera un recorrido transversal por la organización, analizando las debilidades y fortalezas del capital humano de la institución.

Los hallazgos más significativos que el Grupo identificó en el desarrollo de su tarea se pueden resumir en dos grandes temas:

Por una parte el reconocimiento de la importancia que reviste disponer de una descripción de los perfiles laborales para avanzar en una construcción racional de la carrera profesional dentro de la organización. Ellos constituirán el modelo que, facilitará entre otras cosas:

- Establecer un programa de incorporación de nuevo personal en base a pautas objetivas.
- Disponer de elementos de juicio objetivos para la evaluación periódica del personal de planta.
- Diseñar un plan de capacitación que garantice que se alcancen las competencias fijadas en los niveles correspondientes para cada puesto.
- Contribuir al plan estratégico de gestión del conocimiento dentro de la institución.
- Contribuir a la mejora continua en la gestión de recursos humanos dentro de la institución.
- Cumplir las pautas comprometidas en el proceso de modernización de la Administración Pública Nacional.

El otro hallazgo se vincula con la toma de conciencia sobre la gran cantidad de hipótesis necesarias para definir cada familia de perfiles e incluso cada perfil.

La consolidación de dichas hipótesis implica notoriamente un conjunto de decisiones que deben ser tomadas en el más alto nivel institucional y que están ligadas básicamente a la modalidad operativa que impone la estructura funcional de la organización y a la visión que se adopte sobre las bases en las que debe cimentarse el desarrollo de los recursos humanos para mantener y mejorar continuamente la excelencia del servicio que la ARN presta a la sociedad.

Por último quisiéramos recomendar a otras autoridades reguladoras que deban abocarse a la construcción de sus perfiles laborales, que encaren la tarea a través de grupos técnicos directamente vinculados al cumplimiento de la misión institucional y no específicamente ligados al sector recursos humanos (aunque sea éste el sector que coordine la labor). Creemos firmemente que tal opción permitirá obtener un producto más ajustado a las especificidades propias de un organismo regulador.

Referencias

[1] "Directorio de Competencias para la Administración Pública Nacional Versión Preliminar". Subsecretaría de la Gestión Pública – Oficina Nacional de Empleo Público. – Noviembre de 2004.
[2] "Competencias Laborales en la Administración Pública". Oficina Nacional de Innovación de gestión. Serie para la Mejora Continua en las Organizaciones Públicas. Septiembre de 2002.

[3] International Atomic Energy Agency**,** Training the staff of the regulatory body for nuclear facilities: A competency framework. IAEA-TECDOC-1254; Viena, 2001.

[4] Diccionario de Competencias de la ARN Versión Preliminar. Rev.1. Grupo PerLa, 20/04/05. ARN.

[5] "Las 40 preguntas más frecuentes sobre competencia laboral", OIT - CINTERFOR: Sección de Proyectos de Calidad Formativa:, 2002.

Nota: También se ha hecho profuso empleo de información sobre el tema disponible en Internet

ANEXO

FAMILIAS Y SUB-FAMILIAS DE COMPETENCIAS

I. Competencias Técnicas

I.1. Dominio técnico: Comprende el conjunto de conocimientos técnicos generales dados por la educación formal (formación académica de pre-grado, grado y post-grado) y la formación especializada incluyendo el conocimiento de idiomas, de especialidades técnicas y de tecnologías específicas. Incluye también la experiencia y el entrenamiento en el trabajo así como el dominio y actualización en su campo de especialización

I.2. Capacidad cognitiva y pensamiento analítico: Es la capacidad de comprender las situaciones y resolver los problemas a partir de la separación en sus partes constituyentes y la reflexión sobre cada una de ellas, en una forma lógica y sistemática. Y la capacidad de integrar información y desarrollar un entendimiento comprehensivo para alcanzar soluciones.

II. Competencias vinculadas a la Efectividad Personal y a las Relaciones Humanas

II.1. Orientación al logro: Son las capacidades que permiten enfocarse a la búsqueda de resultados para alcanzar y eventualmente superar las metas propuestas.

II.2. Integridad y ética: Actitudes dirigidas a proceder con rectitud y honestidad profesional, de acuerdo con las *creencias y valores de la organización*[(*)], y demostrar buena disposición para dar a conocer de forma clara y precisa su gestión.

II.3. Iniciativa: Capacidad de actuar con dinamismo e interés, contribuyendo activa y constructivamente en los asuntos de la organización. Abordar las situaciones problemáticas con una actitud positiva y tratar de anticiparse a los problemas, basando su accionar en propuestas creativas que rompan el status quo.

II.4. Flexibilidad: Capacidad de adecuar su propia conducta para alcanzar determinados objetvos cuando surgen dificultades, cambios en el entorno y la organización. Manejar con éxito la incertidumbre y ser capaz de tomar decisiones en situaciones cambiantes. Supone actuar con versatilidad frente a distintos interlocutores y contextos y valorar perspectivas distintas a la propia.

II.5. Compromiso con el aprendizaje: Mostrar un interés genuino por la incorporación de nuevos conocimientos y la adquisición de experiencia. Compromiso con la educación continua.

II.6. Trabajo en equipo y cooperación: Es la disposición a trabajar con otras personas, con una actitud pro-activa y contribuyendo al éxito de objetivos comunes. Ayudar a los demás y compartir sus habilidades y conocimientos. Ser receptivo a las ideas de otras personas, respetar opiniones y tener habilidad para resolver conflictos intergrupales. Supone facilidad para la relación interpersonal y capacidad para comprender el impacto de las propias acciones sobre los demás.

II.7. Orientación al ciudadano y usuarios: Significa focalizar los esfuerzos en la detección, creación y gestión de soluciones y prestaciones que respondan a las necesidades y expectativas de los ciudadanos y personal de la organización que resulten receptores de los servicios.

II.8. Compromiso con la organización: Es la actitud orientada hacia la organización que permite alinear el propio comportamiento con las necesidades, prioridades y metas de aquélla, actuando de forma tal de promover dichas metas y cumplir con la misión de la organización.

[(*)] *Se entienden las creencias y valores de la organización como aquellos establecidos en el Código de Ética de la ARN, aprobado por el Directorio de la institución en el año 2002.*

II.9. Comunicación: Es la capacidad para saber escuchar y expresarse en forma clara, concisa y eficaz, facilitando el intercambio de información significativa, a quienes corresponda, de un modo apropiado.

III. Competencias vinculadas a la Gestión

III.1. Liderazgo: Capacidad para orientar la acción de grupos de personas en una dirección determinada, inspirando a la acción. Anticipar escenarios de acción y promover la efectividad del equipo. Ejercer el mando con tolerancia, objetividad, apertura e imparcialidad. Crear metas a largo plazo para su propia área, alineadas con la visión del organismo. Comprometer e inspirar a otros para adoptarlas y lograrlas.

III.2. Construcción de relaciones: Capacidad para construir y mantener relaciones o redes cordiales de contactos con aquellas personas internas o externas a la organización, valiosos para conseguir los objetivos laborales fijados.

III.3. Comprensión del entorno laboral y capacidad de negociación: Se refiere a la habilidad individual para comprender las relaciones de poder en su propia organización y en otras (usuarios, proveedores, etc.), emplearlas y modificarlas con el fin de contribuir al desarrollo de la organización. Incluye las habilidades para predecir cómo nuevos eventos y situaciones afectarán a individuos o grupos dentro de la organización, o a la posición de la organización en el contexto.

III.4. Planificación y Gestión: Capacidad para establecer y planificar un conjunto de actividades (proyecto de trabajo) -para sí mismo o para otros- controlando el cumplimiento presupuestario y los tiempos. Implica determinar prioridades, tiempos y recursos de manera efectiva. Visión global y evaluación de las metas a corto plazo y mediano en relación con los objetivos a largo plazo. Permite el desarrollo de estrategias para su ámbito de trabajo y para la organización.

III.5. Desarrollo de personal: Capacidad para atraer y retener al personal clave y asegurar las necesidades futuras de dicho personal. Habilidad para alentar a sus colaboradores a fin de desarrollar el potencial y las capacidades de cada uno para el logro de los objetivos individuales, del sector y la organización.

IV. Competencias vinculadas a la Labor Regulatoria

IV.1. Marco legal[(*)]: Comprenden la habilidad demostrada para interpretar y comprender el alcance y las limitaciones del marco legal que respalda la labor regulatoria. Asimismo incluyen la capacidad de emplear adecuadamente dicho marco legal.

IV.2. Marco regulatorio[(**)] **(Incluye desarrollo de normas y guías)**: Son aquellas capacidades referidas al conocimiento, a la comprensión y al empleo adecuado de la normativa regulatoria y a la elaboración de normas y guías regulatorias.

IV.3. Notificación y autorización (Licenciamiento): Comprende las capacidades y habilidades que permiten garantizar que el proceso de licenciamiento de instalaciones y personas, se lleve a cabo en tiempo y forma.

(*) ***Marco Legal****: Comprende la Ley Nacional de la Actividad Nuclear (Ley 24 804/97) y su Decreto reglamentario (Dec 1390/98) todos los Acuerdos y Convenciones Internacionales suscriptos y el Decreto 1172/03 de Acceso a la Información Pública en aquellos aspectos que afectan el accionar regulatorio (elaboración participativa de normas, audiencias públicas, gestión de intereses y acceso a la información pública)*

(**) ***Marco Regulatorio****: Comprende las normas y guías de la ARN, los requisitos regulatorios y las licencias, permisos y autorizaciones otorgados por la ARN.*

IV.4. Inspección (Incluye auditoría): Capacidad de definir y obtener información relevante, para los objetivos y acción regulatoria, mediante observación directa, comunicación personal, mediciones y/o análisis de documentos. Capacidad para investigar y analizar documentos y procesos, con el fin de determinar, mediante evidencias objetivas, la conformidad con procedimientos, instrucciones, especificaciones y normas.

IV.5. Coerción: Capacidades y habilidades que permiten una adecuada gestión de situaciones vinculadas a incumplimientos de regulaciones o requisitos impuestos por la ARN.

IV.6. Revisión y Evaluación: Capacidad de analizar parcial o globalmente, en forma cuantitativa o cualitativa, una práctica o conjunto de prácticas, a fin de verificar su conformidad con criterios, objetivos y políticas regulatorias preestablecidos e identificar fortalezas y debilidades en materias de competencia de la ARN. Incluye la capacidad para proponer las acciones regulatorias tendientes a asegurar el mantenimiento de las fortalezas y a resolver las debilidades y para establecer nuevas bases o criterios regulatorios o promover mejoras en el proceso de control regulatorio. También incluye la capacidad para analizar información y **documentación técnica relevante**

IV.7. Respuesta a emergencias radiológicas. Intervención: Incluyen la capacidad y habilidad demostrada para comprender y participar en la tarea de proteger a las personas, durante situaciones que pudieran causar exposiciones potenciales.

IV.8. Investigación y Desarrollo (en cuestiones de interés regulatorio): Capacidad para definir, implementar y evaluar políticas y proyectos de Investigación y desarrollo necesarias para el accionar regulatorio.

IV.9. Coordinación y Cooperación: Capacidad de buscar y mantener vínculos efectivos con instituciones y organismos nacionales y extranjeros con los que la ARN puede interactuar, tanto a fin de mejorar el cumplimiento de sus funciones y objetivos específicos, como de participar en los foros apropiados en la definición e implementación de aspectos relativos al accionar regulatorio. Capacidad para definir, implementar y evaluar políticas y proyectos de cooperación. Capacidad para coordinar las tareas de cooperación.

IV.10. Difusión de información y realimentación de la experiencia. Capacitación: Capacidad de informar sistemáticamente, sobre aspectos relevantes de seguridad y del accionar regulatorio a fin de promover la cultura de seguridad.

IV.11. Capacitación: Incluye las capacidades que permiten identificar los conocimientos y habilidades requeridos para desarrollar en forma segura y en consonancia con el estado del arte, una dada práctica y las de establecer y evaluar programas apropiados de capacitación.

FAMILIA IV: NIVELES DE COMPETENCIA DE CADA SUB-FAMILIA

IV.1. Marco legal

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Conoce y comprende, con un alcance adecuado a sus funciones, el marco legal que posibilita el accionar de la ARN	Comprende la relación entre el marco legal y el marco regulatorio y su aplicabilidad a las distintas prácticas reguladas.	Posee habilidad demostrada en la interpretación de textos legales de aplicación en el campo de competencia de la ARN.
	Aprecia y comprende adecuadamente los derechos de las "partes interesadas".	Es capaz de apreciar la necesidad de introducir enmiendas o modificaciones al marco legal vigente y de proponer proyectos que las contemplen.
		Posee habilidad demostrada para litigar en causas vinculadas al accionar regulatorio.

IV.2. Marco regulatorio

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Conoce y comprende, con un alcance adecuado a sus funciones, las normas, guías y demás documentos regulatorios dictados por la ARN.	Es capaz de aplicar adecuadamente el marco normativo a diferentes actividades reguladas	Conoce en detalle el marco regulatorio de diversos países y las recomendaciones internacionales sobre diversas prácticas.
	Puede identificar deficiencias o debilidades del sistema normativo y proponer enmiendas o modificaciones.	Tiene habilidad demostrada y experiencia en la elaboración de documentación regulatoria
		Puede coordinar y participar en la elaboración de normas y guías sobre prácticas especificas.

IV.3. Notificación y autorización (Licenciamiento):

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Conoce y comprende el proceso de licenciamiento impuesto por la ARN a prácticas, instalaciones y personas, con un alcance adecuado a su área de desempeño.	Conoce los diferentes tipos de licencia institucional e individual aplicables a las prácticas involucradas en su área de desempeño, sus requisitos, alcance y formato.	Conoce en detalle los procesos de licenciamiento de un considerable número de prácticas reguladas por la ARN y está en condiciones de proponer modificaciones apropiadas a dichos procesos, en caso necesario.
Conoce los procedimientos a cumplir para el licenciamiento de instalaciones o prácticas y personas, con un alcance adecuado a su área de desempeño.	Puede informar y asesorar al usuario sobre los requisitos de licenciamiento. Es consciente de la importancia de involucrar a las partes interesadas, particularmente a los futuros titulares de licencia en el proceso de licenciamiento.	Su experiencia en diferentes prácticas le permite analizar y juzgar solicitudes de licencia y producir recomendaciones aprobatorias o denegatorias.
Es consciente de la importancia de la escala de tiempos en la gestión de una licencia	Puede preparar un proyecto de licencia trabajando en colaboración con el equipo técnico adecuado.	Tiene una visión totalizadora que le permite evaluar aspectos referidos a protección radiológica, seguridad nuclear, salvaguardias y protección física en un proceso de licenciamiento.

IV.4. Inspección (Incluye auditoría):

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Conocimiento de los objetivos, criterios y procedimientos de inspección.	Comprensión, utilización y aplicación autónoma de los criterios y procedimientos de inspección.	Capacidad de revisar y definir nuevos objetivos, criterios y procedimientos de inspección.
Capacidad de ubicación en el escenario de inspección. Habilidad de observación de condiciones inusuales.	Conocimiento amplio de las instalaciones o prácticas.. Habilidad para identificar situaciones anómalas o inusuales y aportar soluciones en el campo.	Capacidad para planificar y diseñar inspecciones y auditorias. Habilidad para investigar y determinar la causa de situaciones anómalas y para detectar tendencias negativas y prevenir problemas potenciales.
Capacidad de participar en forma activa en un grupo de inspección o auditoría.	Capacidad para liderar un grupo de inspección o auditoria.	Capacidad para planificar y diseñar inspecciones y auditorias.
Comportamiento equilibrado, objetivo e independiente.	Capacidad de provocar una actitud favorable hacia su persona y actividad.	Capacidad de promover, entre sus pares y subordinados, el desarrollo de actitudes apropiadas y beneficiosas para el desarrollo de la inspección.

IV.5. Coerción:

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Conoce las políticas de coerción de la ARN y él o los regímenes de sanciones establecidos por la institución.	Conoce los procedimientos vinculados a la facultad de coerción de la ARN, correspondientes a su área de desempeño.	Aprecia y comprende adecuadamente los derechos y responsabilidades de las "partes interesadas".
	Se percata de la importancia de impulsar acciones correctivas mediante la discusión y la persuasión.	Posee capacidad para motivar a los regulados a implementar acciones preventivas.
		Posee criterio y razonabilidad demostradas para distinguir entre distintos grados de incumplimiento de las regulaciones vigentes Puede implementar adecuadamente la política de coerción fijada por la ARN en una diversidad de situaciones.

IV.6. Revisión y Evaluación:

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Puede analizar información reunida en inspecciones o documentación técnica vinculada a su área de labor y emitir opinión sobre el grado de conformidad que la misma mantiene con criterios regulatorios preestablecidos.	Posee conocimientos y habilidad demostrada para aplicar técnicas adecuadas de análisis que le permitan determinar los aspectos claves de una práctica o proceso, identificar las áreas problemáticas y sugerir soluciones pertinentes. Puede analizar información o documentación técnica relevante y arribar a conclusiones trascendentes desde la óptica de un especialista	Tiene capacidad y habilidad demostrada para llevar a cabo análisis globales de prácticas o conjuntos de prácticas y llegar a resultados que permitan optimizar la labor regulatoria en dichas áreas. Puede analizar documentación técnica o información relevante y arribar a conclusiones trascendentes desde la óptica de un generalista.

IV.7. Respuesta a emergencias radiológicas. Intervención:

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Conoce el papel del órgano regulador referido a la intervención en situaciones de emergencia.	Conoce el programa de preparación para emergencias y comprende la importancia de los simulacros. Puede participar activamente en los mismos.	Diseña o modifica planes de emergencia y procedimientos de emergencia del órgano regulador. Es capaz de definir el programa de ejercicios de un simulacro de emergencia, establecer los objetivos del mismo e instruir a los participantes del ejercicio.
Puede llevar a cabo acciones de protección y mitigación bajo supervisión.	Es capaz de evaluar la situación en el teatro de operaciones, aplicar las contramedidas iniciales y realizar una evaluación primaria de las dosis recibidas por las personas afectadas. Puede determinar la suficiencia de las acciones de protección y mitigación.	Es capaz de definir el alcance de la intervención y gestionarla en todos sus aspectos, aún en condiciones de estrés. Puede coordinar la asistencia de personal especializado y decidir la toma de acciones complementarias.
Su formación y experiencia previa le permite recibir entrenamiento en simulacros de emergencia de distrito.	Puede planificar y dirigir simulacros de emergencia. Participa activamente en la respuesta a la emergencia de distrito	Puede conducir la respuesta a la emergencia de distrito, interaccionando cuando sea necesario con las autoridades y otros organismos competentes. Puede producir comunicados de prensa y responder a demandas del público, aún en condiciones de estrés.

La evaluación de Procedimientos y Plan de Emergencia de prácticas o instalaciones se incluye en las competencias de Evaluación.

IV.8. Investigación y Desarrollo (en cuestiones de interés regulatorio):

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
No se necesita	Habilidad para definir e implementar temas y proyectos de investigación y desarrollo teniendo en cuenta las necesidades de la ARN.	Habilidad para fijar políticas y objetivos de investigación y desarrollo de acuerdo a los intereses y prioridades de la ARN, y de evaluar la marcha de proyectos de investigación y desarrollo.

IV.9. Coordinación y Cooperación:

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Habilidad para identificar y participar en posibles marcos de cooperación de interés para la ARN.	Habilidad para definir proyectos de cooperación teniendo en cuenta los objetivos y prioridades de la ARN, preparar el plan de acción correspondiente e implementarlo.	Habilidad para fijar políticas de cooperación y evaluar la marcha de proyectos de cooperación, teniendo en cuenta plazos, objetivos y prioridades. Capacidad para coordinar las acciones cooperativas,
Actitud abierta al intercambio de experiencias.	Habilidad para examinar diferentes perspectivas y desarrollar aproximaciones acordes con los objetivos de la ARN.	Habilidad para maximizar la buena voluntad y cooperación entre partes.

IV.10. Difusión de información y realimentación de la experiencia.

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Puede ejecutar actividades de difusión según programas preestablecidos.	Conoce las políticas de difusión de la organización y puede diseñar actividades de difusión acordes con ellas, en su ámbito de desempeño.	Identifica, en interacción con las partes interesadas, necesidades y oportunidades de difusión de temas relevantes, definiendo las políticas al respecto

IV.11. Capacitación:

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Puede verificar el cumplimiento de programas de capacitación preestablecidos	Puede identificar objetivos y establecer programas de capacitación adecuados en las prácticas o actividades ligadas a su especialidad	Establece lineamientos y políticas de capacitación en múltiples prácticas.

Establecimiento y utilización de programas de protección radiológica para el transporte de material radiactivo

López Vietri, J.R. y Capadona, N.M.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Establecimiento y Utilización de Programas de Protección Radiológica para el Transporte de Material Radiactivo

Jorge López Vietri y Nancy Capadona

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

El presente trabajo tiene por objetivo indicar pautas para el establecimiento y la utilización de los Programas de Protección Radiológica (PPR) que son de aplicación al transporte de materiales radiactivos, de acuerdo a lo requerido por el Reglamento de Transporte del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

Los PPR son establecidos y aplicados en forma sistemática por remitentes, transportistas y destinatarios, para considerar adecuadamente las medidas de protección radiológica y su control durante las etapas de transporte de material radiactivo. En particular, en el trabajo se analiza al PPR aplicado a la etapa operativa, en la que puede ser considerado como uno de los documentos más importantes a utilizar ya que compendia las evaluaciones y los controles necesarios de protección radiológica para el transporte. Asimismo, se analiza la importancia de que dicho documento se prepara sobre la base de que convergen en él los análisis, evaluaciones y datos que se han tenido en cuenta durante las etapas previas de diseño de bultos y fabricación de embalajes, los tipos y cantidades de bultos involucrados, así como de considerar las cantidades de expediciones y sus frecuencias, los modos de transporte, etc.

Se incluye una breve descripción de las partes que conforman los PPR sobre la base de lo sugerido en el borrador avanzado de la Guía TS-G-1.5 “Radiation Protection Programmes for Transport of Radioactive Material”, de octubre de 2005, del OIEA: objetivos, necesidad, alcance, elementos básicos de un PPR en función de la dosis ocupacional, asignación de funciones y responsabilidades para el establecimiento de un PPR, evaluación y optimización de la dosis, contaminación superficial, segregación y otras medidas de protección, respuesta en emergencias, capacitación y sistemas de gestión para embalado y transporte de material radiactivo.

A continuación, se desarrolla un ejemplo de PPR para el transporte de bultos del Tipo A por carretera con contenido de radiofármacos que son los bultos más utilizados mundialmente en las expediciones de materiales radiactivos y el modo de transporte más frecuentemente utilizado.

Finalmente, se enumeran algunas conclusiones sobre la necesidad de que a corto plazo el OIEA publique la Guía TS-G-1.5 no sólo en inglés sino también en los idiomas oficiales del organismo, y que remitentes, transportistas y destinatarios establezcan, apliquen o mejoren sus PPR en armonización con lo sugerido en la guía mencionada.

1. INTRODUCCIÓN

El presente trabajo tiene por objetivo indicar pautas para el establecimiento y la utilización de los Programas de Protección Radiológica que son de aplicación al transporte de materiales radiactivos (PPR),

de acuerdo a lo requerido por el Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

Los PPR deberán ser establecidos y aplicados en forma sistemática por remitentes, transportistas y destinatarios, para considerar adecuadamente las medidas de protección radiológica y su control durante las etapas de transporte de material radiactivo. En particular, en el trabajo se analiza al PPR aplicado a la etapa operativa, en la que puede ser considerado como uno de los documentos más importantes a utilizar ya que compendia las evaluaciones y los controles necesarios de protección radiológica para el transporte. Asimismo, se analiza la importancia de que dicho documento se prepara sobre la base de que convergen en él los análisis, evaluaciones y datos que se han tenido en cuenta durante las etapas previas de diseño de bultos y fabricación de embalajes, los tipos y cantidades de bultos involucrados, así como de considerar las cantidades de expediciones y sus frecuencias, los modos de transporte, etc.

2. MARCO REGLAMENTARIO

Es importante mencionar el marco reglamentario sobre el cual se basa la necesidad de establecer y aplicar PPR por los usuarios.

A partir de la Edición de 1996, el Reglamento de transporte del OIEA [1] hace referencia a la Norma Básica Internacional de Seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación [2] de dicho organismo para el cumplimiento de los principios generales sobre protección radiológica, que reflejan consenso en el ámbito mundial. Entre los requisitos de mayor importancia relacionados a la protección radiológica, el citado Reglamento requiere el establecimiento de un PPR.

En la elaboración y aplicación del PPR es útil la consideración y empleo de algunas Guías de Seguridad del OIEA que son de aplicación. Entre las que contienen lineamientos específicos sobre la seguridad en el transporte se mencionan Manual Explicativo para la aplicación del Reglamento del OIEA [3], la Preparación de la respuesta a emergencias debido a accidentes durante el transporte en los que intervienen materiales radiactivos [4] y el Sistema de la Gestión de la Calidad para embalaje y transporte y para las autoridades competentes [5] [6]. Asimismo, entre las guías sobre seguridad radiológica se pueden citar la de Protección Radiológica Ocupacional [7] y las de Evaluaciones de exposición ocupacional relacionadas a la incorporación de radionucleidos y a las fuentes de radiación externa [8] [9].

En particular, la Guía de Seguridad TS-G-1.5 “Programas de Protección Radiológica para el transporte de material radiactivo” [10] está dirigida a proveer lineamientos fundamentales y detallados para un adecuado establecimiento y aplicación de tales programas. El presente trabajo se fundamenta principalmente en los conceptos vertidos en la citada guía. El borrador elaborado en noviembre de 2005 de la citada guía, que incluye los comentarios remitidos por los Estados Miembros del OIEA, fue revisado en enero de 2006 por un Grupo Consultor y fue aprobado en la reunión de marzo de 2006 por el Comité de Normas de Seguridad de Transporte (en inglés, TRANSSC). Es esperable que la guía TS-G-1.5 sea publicada por el OIEA durante el año 2006.

3. PRINCIPIOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Se considera importante recordar los principios de protección radiológica establecidos en la Norma Básica Internacional de Seguridad y sobre los que están también basados los PPR. Dichos principios son:

a- Justificación de la práctica: ninguna práctica debe ser adoptada a menos que produzca un beneficio neto positivo.

b- Limitación de la dosis y del riesgo: la exposición a los individuos debe ser inferior a los límites y restricciones de las dosis para trabajadores y miembros del público, o para exposiciones potenciales debería controlarse el riesgo correspondiente a la práctica.
c- Optimización de la protección y seguridad radiológica: todas las exposiciones deben ser tan bajas como sea razonablemente alcanzable, teniendo en cuenta factores sociales y económicos. Este principio se conoce con el nombre de ALARA (en inglés, As Low As Reasonably Achievable).

4. CONCEPTO Y OBJETIVOS DEL PPR

El Reglamento del OIEA define al PPR como disposiciones sistemáticas encaminadas a permitir una adecuada consideración de las medidas de protección radiológica. Conceptualmente, los PPR están dirigidos a proveer y documentar de manera sistemática y estructurada el marco de controles aplicados por una organización de transporte para satisfacer los principios y disposiciones de protección radiológica; en particular, para limitar las exposiciones de los trabajadores tanto en condiciones normales como en potenciales accidentes. Cuando se hace referencia a una organización de transporte, ésta puede significar entre otros al remitente, destinatario, transportista, operador portuario.

Los objetivos de los PPR son los siguientes:
a- Proveer una adecuada consideración de las medidas de protección radiológica;
b- Asegurar que el sistema de protección radiológica se aplica adecuadamente;
c- Fortalecer la cultura de seguridad; y
d- Proveer medidas prácticas para alcanzar esos objetivos.

5. NECESIDAD Y ALCANCE DE LOS PPR

El Reglamento del OIEA requiere el establecimiento de los PPR de manera de involucrar todas las operaciones y condiciones relacionadas con el transporte de materiales radiactivos e inherentes al mismo, incluyendo condiciones de transporte rutinarias y normales así como de accidente durante dicho transporte. El mayor énfasis debería ser puesto en las etapas operativas del transporte llevadas a cabo por el operador y que den lugar a la exposición a las radiaciones, tales como preparación, carga, manipulación, acarreo, almacenamiento en tránsito, descarga, recepción en el destino final y mantenimiento e inspección de embalajes o bultos.

Para definir el alcance del PPR es necesario que el operador tenga en cuenta:
a- El tipo, naturaleza y volumen de materiales radiactivos a ser transportados;
b- El tipo y la categoría de los bultos a ser despachados;
c- La frecuencia con que se realizan las expediciones y demás operaciones de transporte;
d- La magnitud y la probabilidad de las exposiciones a la radiación debidas a las operaciones de transporte;
e- El número de trabajadores que pueden estar potencialmente involucrados, la duración de las operaciones y la distancia entre ellos y el material radiactivo.
f- Los casos de expediciones realizadas en la modalidad de uso exclusivo o por arreglos especiales.

El PPR está enfocado totalmente a los aspectos más generales de protección radiológica. Sin embargo, los bultos con contenido de sustancias fisionables requieren consideraciones especiales sobre la seguridad con relación a la criticidad, la cual está fuera del alcance de este trabajo.

6. ELEMENTOS BÁSICOS DE LOS PPR

Los PPR deberían incluir, con el grado de detalle adecuado, los siguientes elementos básicos que contribuyen a la protección y seguridad:

- Alcance del programa.
- Roles y responsabilidades para su aplicación.
- Evaluación de dosis.
- Límites y restricciones de dosis y optimización.
- Evaluación de la contaminación superficial.
- Segregación y otras medidas de protección (por ejemplo, los bultos que requieren prevención de los daños causados por el calor, o su adecuada disipación, o que contienen material con otras propiedades peligrosas o sustancias fisionables, o bultos del Tipo B(M) que requieren venteo intermitente, o transportes en la modalidad de uso exclusivo o por arreglos especiales).
- Respuesta a emergencias.
- Capacitación.
- Garantía de calidad (también denominada sistemas de gestión o gestión de la calidad).

Es importante mencionar las responsabilidades de los principales actores involucrados en los PPR. La principal responsabilidad de la organización de transporte es la identificación y documentación de los objetivos de seguridad y funcionales, y la provisión de la infraestructura organizativa y los recursos necesarios para asegurar que los objetivos del PPR son debidamente alcanzados mediante el cumplimiento con los requisitos de aplicación. La principal responsabilidad de la autoridad competente es la de verificar de manera independiente el cumplimiento con todos los requisitos relevantes y las normas, incluyendo la optimización de la exposición a las radiaciones y la seguridad. Es necesario que entre ambos actores mencionados se mantenga el apropiado respeto y la armonizada relación, conservando cada uno su esencial independencia.

7. CICLOS DE EVALUACIÓN Y REVISIÓN DEL PPR

La Tabla I provee un posible enfoque gradual para determinar el grado de detalle adecuado de los elementos básicos del PPR. La primera columna incluye a tales elementos y las otras tres la dosis ocupacional como valores de la dosis efectiva individual evaluada, conforme a las tres categorías siguientes:

a- Si la dosis efectiva es improbable que supere 1 mSv en un año, no serán necesarias pautas especiales de trabajo, ni vigilancia radiológica detallada, ni programas de evaluación de dosis o mantenimiento de registros individuales.
b- Si la dosis efectiva es probable que se encuentre comprendida entre 1 y 6 mSv en un año, será necesario un programa de evaluación de dosis mediante la vigilancia en el lugar de trabajo o la vigilancia de la exposición individual.
c- Si la dosis efectiva es probable que sea superior a 6 mSv en un año, deberá procederse a la vigilancia radiológica individual.

Existen diferentes factores que determinan la importancia de cada elemento básico de un PPR, tales como tasa de dosis, contenido radiactivo y cantidad de bultos transportados anualmente. El tipo e importancia de las medidas de control a ser utilizadas en un PPR deberían relacionarse con la magnitud y la probabilidad de las exposiciones a la radiación. Las guías de seguridad citadas en el punto “Marco reglamentario” de este trabajo son muy útiles para el desarrollo de esos elementos.

La evaluación de la dosis y la contaminación superficial es uno de los ítems más importantes dentro del marco del PPR. En particular, debería considerarse lo siguiente: una evaluación preliminar de la dosis y

una evaluación de los trabajadores que pudieran estar involucrados; el monitoreo radiológico de los bultos, vehículos, lugares de trabajo y trabajadores; límites y restricciones de dosis pertinentes; y optimización.

Son necesarios sucesivos ciclos de evaluación y revisión de un PPR para ajustarlo a lo que sucede en la práctica. Se considera que una posible estrategia basada en la prueba y error puede ser utilizada en el desarrollo, establecimiento, aplicación y modificación de un PPR.

Se comienza el ciclo con una entrada que indica el desarrollo de un PPR que debería estar basado en una evaluación preliminar de sus elementos básicos. A continuación, el comportamiento actual del PPR debería ser probado para verificar el cumplimiento con las disposiciones aplicables relacionadas a la protección y seguridad. Durante la aplicación del PPR, pueden ser detectados y registrados sus logros, desviaciones, no conformidades y errores. En una próxima etapa, se llevará a cabo un análisis y una evaluación periódicos en forma continuada y, cuando las desviaciones lo justifiquen, se haría la revisión del PPR.

La realimentación necesaria debería permitir actualizar y mejorar el PPR, y podría implicar la definición de un nuevo alcance y desarrollar nuevamente la evaluación. Finalmente, una nueva entrada genera otra aplicación del PPR modificado. Este ciclo se debería repetir periódicamente, por ejemplo, el primero después de un año de aplicación y los sucesivos ciclos cada tres años.

A modo de dar dos ejemplos de PPR, se consideran dos casos opuestos. Por un lado, las operaciones que involucran un número limitado de bultos exceptuados, e industriales o del Tipo A con categoría I-BLANCA, podrían requerir un reducido PPR. En ese caso, no se requieren disposiciones especiales de operación, ni monitoreo, ni segregación, aunque si se requiere una optimización básica. Además, es necesario considerar disposiciones adecuadas de selección y clasificación de bultos; de marcado, etiquetado y rotulado de bultos, sobreenvases, contenedores y vehículos; así como de contaminación superficial, respuesta a emergencias y garantía de calidad.

Por otro lado, es necesario gestionar un detallado PPR y recursos humanos adecuadamente capacitados que lo apliquen para las operaciones que involucran bultos del Tipo B(U), Tipo B(M) o Tipo C, o bultos con categorías II-AMARILLA, III-AMARILLA o III-AMARILLA en la modalidad de uso exclusivo, incluyendo transportes por arreglo especial y bultos con contenido de sustancias fisionables o que requieren condiciones especiales de operación. Por ello, el PPR requiere monitoreo del lugar de trabajo o individual, detallada optimización y medidas de segregación, así como procedimientos específicos para la carga, sujeción, acumulación, estiba, almacenamiento en tránsito y descarga de los bultos. Además, debería considerarse la aplicación de procedimientos especiales para la respuesta a emergencias y de garantía de calidad, así como de capacitación de transportistas y conductores.

Tabla I. Elementos básicos del PPR versus dosis ocupacional

ELEMENTO DEL PPR	DOSIS OCUPACIONAL (*)		
	No superior a 1 mSv en un año	Superior a 1 mSv e inferior a 6 mSv en un año	Superior a 6 mSv en un año
a) Alcance	Si		
b) Roles/Responsabilidades	Si		
c) Evaluación de la Dosis	No se requiere vigilancia radiológica	Vigilancia radiológica en el lugar de trabajo	Vigilancia radiológica individual

d) Límites de dosis / Restricciones de dosis / Optimización	**Si, Pero optimización básica**	**Si**
e) Contaminación superficial	**Debe ser considerada**	
f) Segregación y otras medidas de protección	**Sólo aplicable a las categorías II-AMARILLA, III-AMARILLA, III-AMARILLA en uso exclusivo; incluido el transporte por arreglos especiales y bultos con contenido de sustancias fisionables o que requieran condiciones de operación especiales (**)**	
g) Respuesta a emergencias	**Si**	
h) Capacitación	**Si**	
i) Garantía de Calidad	**Si**	

(*) Para cada elemento del PPR debería ser utilizado un enfoque graduado, cuando proceda.
(**) Por ejemplo, es también de aplicación a los bultos que requieren la prevención de daños causados por el calor, o disipación adecuada del calor, o que contienen materiales con otras propiedades peligrosas, o el venteo intermitente en bultos del Tipo B(M).

8. APLICACIÓN A UN PPR PARA TRANSPORTE DE BULTOS CON CONTENIDO DE RADIOFÁRMACOS

A continuación, se desarrolla en forma sucinta un ejemplo de PPR para el transporte de bultos del Tipo A y Exceptuados por carretera con contenido de radiofármacos que son los bultos más utilizados mundialmente en las expediciones de materiales radiactivos y el modo de transporte más frecuentemente utilizado.

8.1. Alcance

El PPR de una empresa incluye el transporte y almacenamiento transitorio de unos 6.000 bultos con contenido de radiofármacos, incluyendo principalmente compuestos yodados y generadores de molibdeno tecnecio. Del total de bultos, un 90% son del Tipo A, de los cuales aproximadamente un 15% pertenecen a la categoría III-AMARILLA, 35% a la II-AMARILLA y 50% a la I-BLANCA, y un 10% son bultos Exceptuados. El máximo Indice de Transporte (IT) de los bultos que se transportan es de 4,2 y sólo lo poseen una pequeña fracción de los bultos de categoría III-AMARILLA. La misma empresa se encarga sólo de la distribución por carretera en vehículos propios, no así del transporte aéreo en los casos que fuera necesario.

8.2. Roles y responsabilidades

El responsable de la aplicación del PPR es una persona que está entrenada en protección radiológica la que verifica todos los requisitos de dicho programa, incluyendo entre otros, la capacitación de los trabajadores y la aplicación de procedimientos adecuados, la evaluación de las exposiciones de los trabajadores si es necesario un monitoreo individual o del área de trabajo, y los procedimientos para emergencias.

Los roles del personal encargado de la preparación de la expedición son: la verificación del cumplimiento de cada bulto y de la expedición con respecto a la descripción del material, los radionucleidos y las actividades, los tipos de bultos, la declaración del remitente, el correcto etiquetado y marcado de los bultos, la conformidad con los límites de contaminación, fichas con información para casos de emergencia, y condiciones de estiba, carga, sujeción al medio de transporte. Esta empresa se encarga de la distribución de las siguientes actividades máximas de radionucleidos: 9,8 GBq de I-131; 2,5 GBq de I-125; 230 GBq en generadores de Mo-99/Tc-99m.

El rol del conductor del vehículo es obtener información sobre las acciones a considerar para casos de emergencia, condiciones de estiba, carga, sujeción al vehículo, rótulos del vehículo, y medición de las tasas de dosis en contacto y a 2 m del vehículo con la carga.

8.3. Evaluación de las dosis y optimización

Con el objeto de identificar el nivel de la potencial exposición individual y determinar los requisitos de monitoreo, la empresa evalúa el tipo y cantidad de bultos manipulados, las categorías de los bultos y sus IT, los radionucleidos que se despachan, la frecuencia de las expediciones y la duración del almacenamiento previo al despacho de la carga. Como resultado de esa evaluación preliminar se obtiene que un operario de carga podría recibir una máxima tasa de dosis de aproximadamente 3 mSv en el año, mientras que la de un conductor sería de 2 mSv en un año y para el resto del personal sería de 1 mSv en un año. Por lo tanto, se debe requerir un monitoreo del lugar de trabajo y deben llevarse registros de las dosis. Los monitores de área y de contaminación deben ser adecuados y su calibración controlada a períodos establecidos por sus fabricantes en laboratorios reconocidos y certificados por organismos competentes. El monitoreo de bultos, vehículos y lugares de trabajo permitirá verificar la evaluación preliminar y, si corresponde, modificarla o ajustarla.

Con el objeto de que las dosis sean tan bajas como sea razonablemente alcanzable, durante las operaciones pueden aumentarse las distancias de segregación tanto como sea posible, minimizar el tiempo de permanencia de los trabajadores en las cercanías de los bultos, en los almacenamientos utilizar medios de acarreo mecánico en lugar de manipulación manual, mantener a los bultos en los almacenamientos tanto como sea posible antes de proceder a su despacho.

8.4. Contaminación superficial

Antes del transporte y considerando además que los materiales radiactivos no están en forma especial, debe verificarse que la contaminación de las superficies externas de los bultos y las áreas de trabajo estén dentro de los límites. Para ello, se utilizarán técnicas de frotado y monitores para medir la contaminación.

La contaminación de los vehículos y de las áreas de trabajo debería ser verificada semanalmente, y además la de los vehículos debe ser verificada previo a su utilización con otros propósitos diferentes al de transporte de material radiactivo. Los resultados de los valores de contaminación deben ser registrados.

8.5. Segregación y otras medidas de protección

El área de almacenamiento está situada a 10 m de las oficinas, donde personal de la empresa es considerado como miembro del público. Los bultos están almacenados 1 hora por día como máximo. Por ello, el valor máximo de la suma de los IT podría limitarse a 10, lo que corresponde a una dosis anual de 1 mSv para ese personal. Sin embargo, teniendo en cuenta que las paredes del almacenamiento tienen 25 cm de espesor de concreto, la dosis se reduciría en un factor de 100, y por lo tanto la dosis anual del personal será de 10 μSv aproximadamente.

De ser posible, todos los bultos y especialmente los que poseen IT elevados deben ser ubicados en la parte trasera del compartimiento de carga del vehículo. También puede ser utilizada una placa de unos 2 o 3 mm de plomo para proveer blindaje a la cabina del conductor del vehículo. Ambas medidas minimizarán la exposición del conductor.

Los bultos con IT elevado deben permanecer en el almacenamiento el mayor tiempo posible y deben ser los últimos en ser cargados. Ello reducirá la dosis en el personal encargado de la carga.

8.6. Respuesta en emergencias

En el caso de un accidente (caídas de alturas elevadas, impactos severos e incendios) durante el almacenamiento o la carga de la remesa en el vehículo, el responsable de la aplicación del PPR debería implementar las siguientes medidas: prestar los primeros auxilios a las personas accidentadas; mantener al público alejado del área del accidente; evaluar el riesgo de incendio y uso de los sistemas de extinción de incendios; comunicarse con el consultor de radioprotección para solicitar ayuda; mantener las líneas de comunicación abiertas; descontaminar el área que corresponda y aislar los bultos dañados; obtener la certificación que el área afectada se encuentra nuevamente en condiciones de ser utilizada; reiniciar las operaciones en forma normal; hacer las gestiones pertinentes para la disposición de los residuos; informar a la autoridad competente del incidente ocurrido.

8.7. Capacitación

Debería asegurarse que el personal de la empresa involucrado en la preparación de los bultos con contenido de radiofármacos para su transporte ha recibido la capacitación adecuada conforme a las tareas que realiza. Para ello, el citado personal debe ser capacitado en los temas siguientes: documentación de transporte; preparación de los bultos; medición de las tasas de dosis y cálculo del IT; completado y colocación de las etiquetas y marcas sobre los bultos; ubicación de la carga y su sujeción sobre el vehículo; segregación de los bultos; rotulado de vehículos; procedimientos sobre emergencias.

Los programas de capacitación deben cumplir con los requisitos de aplicación de la normativa de la autoridad competente y la política de la empresa. El personal debería estar sujeto a una actualización de la capacitación a períodos bianuales.

8.8. Programa de Garantía de la Calidad

El PPR forma parte del programa de garantía de la calidad de la empresa y, por lo tanto, debe estar sujeto a los requisitos pertinentes a los procedimientos e instrucciones de trabajo, incluyendo su elaboración, control, evaluación, publicación y revisión, así como seguimiento de no conformidades.

9. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

Sobre la base de la experiencia adquirida en el desarrollo y aplicación de PPR, se considera de importancia hacer notar las siguientes conclusiones y recomendaciones:

- Una aplicación masiva en el ámbito mundial del Reglamento de transporte del OIEA permitirá mantener un nivel de seguridad adecuado durante el transporte de materiales radiactivos.

- Con el objeto de cumplir con un requisito relevante del Reglamento del OIEA con relación a la protección radiológica, es necesario que los remitentes, transportistas y destinatarios establezcan, apliquen o mejoren en forma continua sus PPR.
- Además de todas las medidas razonables de protección radiológica aplicadas, es deseable que se tengan en cuenta el sentido común y la simplicidad durante el desarrollo de un PPR para que su aplicación sea practicable.
- El borrador de la Guía de Seguridad TS-G-1.5 ha alcanzado un gran consenso debido a que en su elaboración participaron remitentes, transportistas, destinatarios, Estados Miembros del OIEA, organizaciones modales y autoridades competentes.
- Para asistir a los usuarios en el establecimiento de los PPR en armonización con lo sugerido en la guía mencionada, se considera importante la publicación de la primera edición de la muy útil Guía de Seguridad TS-G-1.5.

REFERENCIAS

[1] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos, Edición de 2005, Colección de Normas de Seguridad N° TS-R-1, OIEA, Viena (2006).

[2] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, Norma Básica Internacional de Seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad N° 115, OIEA, Viena (1997).

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Advisory material for the IAEA Regulations for the safe transport of radioactive material, Safety Standards Series No. TS-G-1.1, IAEA, Vienna (2002).

[4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Planning and preparing for radioactive material transport emergencies, Safety Standards Series No. TS-G-1.2, IAEA, Vienna (2002).

[5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Management systems for the packaging and transport of radioactive material, Safety Standards Series No. TS-G-1.3, IAEA, Vienna (in preparation).

[6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Management systems for competent authorities regulating the transport of radioactive material, Safety Standards Series No. TS-G-1.4, IAEA, Vienna (in preparation).

[7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, Occupational radiation protection, Safety Standards Series No. RS-G-1.1, IAEA, Vienna (1999).

[8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, Assessment of occupational exposure due to external sources of radiation, Safety Standards Series No. RS-G-1.3, IAEA, Vienna (1999).

[9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, Assessment of occupational exposure due to intakes of radionuclides, Safety Standards Series No. RS-G-1.2, IAEA, Vienna (1999).

[10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation protection programmes for transport of radioactive material, Safety Standards Series No. TS-G-1.5, IAEA, Vienna (in preparation).

Actividades regulatorias relacionadas con la modificación de la frecuencia de las paradas programadas de las centrales nucleares argentinas

Marino, E.; Calvo, J.C.; Waldman, R.M. y Navarro, N.R.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

ACTIVIDADES REGULATORIAS RELACIONADAS CON LA MODIFICACIÓN DE LA FRECUENCIA DE LAS PARADAS PROGRAMADAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

E. Marino, J.C. Calvo, R.M. Waldman y N.R. Navarro

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

La documentación de carácter mandatorio de las centrales nucleares argentinas en Embalse y Atucha I, requería la realización de una parada programada cada doce meses para cumplimentar lo establecido en los programas de mantenimiento y de vigilancia para cada instalación. Nucleoeléctrica Argentina S.A., en su carácter de Entidad Responsable de la operación de dichas centrales, solicitó a la Autoridad Regulatoria Nuclear argentina, en 2003 y 2005 respectivamente, la autorización para cambiar el período de las pruebas repetitivas y del mantenimiento preventivo de los sistemas relacionados con la seguridad, para extenderlos de doce a dieciocho meses. Las mencionadas solicitudes estuvieron fundadas en aspectos económicos y en propender a una disminución en las dosis de los trabajadores que se desempeñan en las actividades que se realizan en las paradas programadas. La posición adoptada por la Autoridad Regulatoria Nuclear para decidir sobre dichas solicitudes estuvo basada en el resultado de diversas evaluaciones que incluyeron el empleo del Análisis Probabilístico de Seguridad específico de cada central, la experiencia operativa resultante de la ejecución del programa de mantenimientos preventivos, y de los resultados de las pruebas repetitivas y de las inspecciones en servicio. Las decisiones regulatorias fueron diferentes en cada caso. En efecto, la central nuclear Embalse fue autorizada por la Autoridad Regulatoria a modificar de doce a dieciocho meses el período entre la realización de las pruebas repetitivas y de los mantenimientos preventivos, condicionada al cumplimiento de algunos requerimientos regulatorios específicos. Por su parte la central nuclear Atucha I no fue autorizada a modificar dicho período. En esta presentación se detalla lo actuado por la Autoridad Regulatoria Nuclear en ambos casos, las herramientas de análisis empleadas, y el fundamento de las decisiones adoptadas.

1. INTRODUCCIÓN

En el caso de los reactores nucleares que realizan el recambio de combustible en forma continua durante la operación, el período de operación entre paradas programadas tendió a crecer con el correr de los años, pasando del valor original de doce meses previsto por los diseñadores a un promedio de dieciocho meses.

En este sentido, la Entidad Responsable (ER) de la operación de las centrales nucleares argentinas, solicitó a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) la autorización para extender estos períodos. Teniendo en cuenta los criterios establecidos en las correspondientes Licencias de Operación (LO) de dichas centrales, esto se considera una modificación al diseño de las Instalaciones. Por tal motivo la ARN requirió las correspondientes evaluaciones sobre el impacto de esta extensión sobre la confiabilidad de los sistemas de seguridad, teniendo en cuenta el cambio en el período de los programas de pruebas repetitivas y de mantenimiento preventivo, correspondientes a los sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad.

El cumplimiento de los procedimientos incluidos como parte de la documentación mandatoria en la LO, permiten mantener la disponibilidad y confiabilidad de los Sistemas de Seguridad y de los Sistemas Relacionados con la Seguridad. Estos procedimientos establecen una frecuencia de ejecución tanto para las pruebas como para las inspecciones y mantenimientos preventivos que son establecidos sobre la base de criterio técnico en la etapa de diseño de la Instalación Nuclear, y son incluidos en los programas correspondientes.

Las centrales nucleares argentinas han desarrollado estudios de Análisis Probabilísticos de Seguridad nivel 1 en años recientes. Estos estudios han permitido introducir mejoras de diferentes tipos en la seguridad, tales como la implementación de cambios en procedimientos de operación y modificaciones de diseño. En estos casos se ha utilizado como criterio de decisión la disminución del indicador de Frecuencia de Daño al Núcleo, con el objeto de incrementar la seguridad. Si bien en estos casos el incremento es siempre positivo, también es posible analizar los cambios introducidos que producen un incremento de dicho indicador, cuando el objetivo es analizar la seguridad en función del criterio de costo-beneficio. Este es el caso de la modificación de la frecuencia de las paradas programadas. En este sentido, existen recomendaciones internacionales sobre la tolerancia en el incremento y también sobre el valor final del indicador Frecuencia de Daño al Núcleo que se introduce en una dada situación [1].

2. MODIFICACIÓN DE LA FRECUENCIA DE LAS PARADAS PROGRAMADAS EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE (CNE)

La central nuclear Embalse es un reactor del tipo CANDU-600 con tubos de presión y agua pesada como refrigerante y moderador. Los elementos combustibles utilizan Uranio natural. El reposicionado y el cambio de los mismos se realizan mediante una máquina de recambio durante la operación a plena potencia. Esta característica ha permitido en ciertos períodos, que el quemado de los elementos en el núcleo no sea determinante sobre la extensión de los ciclos de operación.

Muchas de las tareas necesarias para el mantenimiento de la confiabilidad y disponibilidad de los sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad están previstas para realizarse en condición de parada fría. Estas son parte de los planes de pruebas repetitivas, mantenimiento preventivo y predictivo, e inspecciones en servicio. La extensión de los períodos de operación entre paradas programadas se origina fundamentalmente en aspectos económicos y necesariamente tiene un impacto sobre la seguridad nuclear y también propende a la disminución en las dosis de los trabajadores que se desempeñan en las actividades que se realizan en las paradas programadas.

2.1. Antecedentes en la CNE

En febrero de 2003 la CNE comunicó a la ARN la intención de reprogramar la salida de servicio, originalmente prevista para el mes de octubre de ese año. La ER informó en esa comunicación que estaba realizando evaluaciones técnicas y económicas para proponer una postergación de esta salida de servicio, para marzo del año 2004. Dichas evaluaciones técnicas contemplaban en particular los aspectos de seguridad nuclear relacionados con la eventual reprogramación.

La documentación mandatoria de la CNE establecía una frecuencia anual para la realización de diversas actividades que se deben realizar en estado de parada fría. Entre estas se deben mencionar las pruebas repetitivas, mantenimientos preventivos e inspecciones en servicio de los sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad. Este esquema de paradas programadas anuales fue seguido por la CNE hasta el año 1994. A partir de entonces, los períodos de operación se fueron extendiendo progresivamente, llegando a superar los dieciocho meses. Desde el año 1994 la ARN autorizaba los mencionados corrimientos realizando las evaluaciones correspondientes, luego de recibir la solicitud de la ER. Cabe mencionar que la práctica internacional en centrales nucleares tipo CANDU, es realizar las paradas programadas con intervalos cercanos a los dieciocho meses [2].

Teniendo en cuenta estos antecedentes, la ARN comunicó a la ER su decisión de no autorizar nuevas postergaciones para paradas futuras, a menos que se emplearan los mecanismos previstos en cada uno de los procedimientos relacionados, que preveían tal posibilidad si se realizaban los estudios de confiabilidad correspondientes.

Consecuentemente la ARN requirió evaluar el impacto de modificar las frecuencias de ejecución de las tareas el plan de inspecciones de mantenimiento preventivo, del plan de pruebas repetitivas y del plan de inspección en servicio, sobre la seguridad nuclear de la instalación.

2.2. Evaluación del efecto debido al corrimiento en el mantenimiento preventivo en la CNE

El envejecimiento de los componentes y equipos depende, entre otros factores, de un adecuado mantenimiento preventivo. Una disminución significativa de la frecuencia con que se realiza el mantenimiento, disminuirá también la posibilidad de detectar tempranamente indicios de degradación que normalmente preceden a una falla. En consecuencia, la confiabilidad de los componentes y equipos esta relacionada con la eficiencia en la ejecución de su mantenimiento preventivo.

Como ya se indicara en el punto anterior, a los efectos de evaluar las implicancias de modificar la frecuencia de ejecución del plan de mantenimiento preventivo que debe ser realizado en parada,

pasando la misma de 12 a 18 meses, la ER realizó un análisis relacionado con la actualización de la frecuencia de ejecución del mencionado plan, verificando los resultados de la experiencia operativa de los últimos diez años.

El mencionado análisis [3] donde se evaluaron los cambios de la frecuencia de ejecución de las Planillas de Inspección (PI´s) de los sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad, tuvo como conclusión que no se detectaron anormalidades en la operación de los equipos involucrados. Sin embargo, luego de analizar el mencionado documento, la ARN consideró que, a los efectos de considerar definitivamente la modificación de la frecuencia en la ejecución de los mantenimientos preventivos, la documentación presentada por la ER resultaba insuficiente. Esto determinó que se requiriera una ampliación de la justificación técnica de la modificación propuesta, aportando más referencias para demostrar que su impacto no sería significativo en la confiabilidad de los sistemas de seguridad.

En consecuencia, la ER realizó la ampliación del estudio solicitado, incluyendo en un informe adicional los resultados obtenidos [4]. Este estudio consistió en el análisis de los registros históricos del mantenimiento preventivo realizado a los componentes y sistemas, que está conformado por las Planillas de Inspección (PI´s) correspondientes a cada caso. Se realizó el seguimiento de las sucesivas ejecuciones de las PI´s, observando las tendencias y/o cambios en los registros disponibles de estas ejecuciones. La ARN evaluó dicha información y la corroboró mediante una auditoría realizada a los registros del programa de mantenimiento preventivo en la CNE.

En el análisis se incorporaron también los resultados de las pruebas repetitivas, teniendo en cuenta que los componentes sujetos a revisión periódica por mantenimiento preventivo son parte constitutiva de equipos y/o sistemas sometidos a pruebas repetitivas. En este análisis se tuvo en cuenta el resultado de las pruebas repetitivas como eventual indicador de las posibles consecuencias inducida por el corrimiento de la frecuencia en los mantenimientos preventivos correspondientes.

En el estudio realizado a través del Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) con respecto a la variación de la probabilidad del daño al núcleo, por la prolongación del período entre paradas de doce a dieciocho meses, se tuvo en cuenta la ejecución de las PI´s con esa misma frecuencia, de modo que las consecuencias de este desplazamiento ya están cuantificadas en el resultado del APS. Es decir, En todos los casos en que la ejecución de una PI a realizarse en estado de parada involucrara alguna acción que representara una verificación de componentes (accionamiento de una válvula, verificación de calibración, etc.) que resultaba de utilidad para determinar la disponibilidad del citado componente, se tuvo en cuenta que la PI correspondiente se ejecutaba con una frecuencia de una cada dieciocho meses. Por lo tanto, ese tiempo es el que se utilizó en esos casos como dato para determinar la confiabilidad de los componentes.

El análisis de toda la información mencionada permitió inferir que no había evidencias que indicaran la existencia de cambios significativos en el desempeño de componentes y equipos pertenecientes a dichos sistemas que sean atribuibles al cambio de frecuencia de doce a dieciocho meses en los mantenimientos preventivos.

2.3. Evaluación del efecto debido al corrimiento en las inspecciones en servicio de la CNE

Las inspecciones en servicio se utilizan para detectar de manera temprana eventuales indicios de degradación en componentes pasivos considerados importantes para la seguridad de la instalación. Por lo tanto, un corrimiento prolongado en la realización de dichas inspecciones implicaría que ante la existencia de algún eventual indicio de degradación, se demoraría el consiguiente alerta temprano que se espera obtener de las mismas. Si bien las implicancias en la seguridad debidas a dicha demora no pueden ser cuantificadas, se estimó que una disminución considerable en la frecuencia de las inspecciones no resultaba favorable a la seguridad.

Los componentes incluidos en las inspecciones en servicio en la CNE que tienen mayor incidencia en la seguridad de la instalación son: los tubos de presión, los alimentadores o feeders, los tubos de los generadores de vapor y los tubos de los intercambiadores de calor del sistema moderador.

2.3.1. Tubos de presión

A los tubos de presión se les realizan inspecciones periódicas volumétricas y dimensionales para determinar fundamentalmente la existencia de fisuras o cambios en su geometría (deformación, diámetro interno, etc.). Además, en las paradas programadas se realiza el reposicionado de los anillos separadores para evitar el contacto entre tubo de presión y tubo de calandria (a menor temperatura durante operación a plena potencia). La estrategia de los reposicionados se determina sobre la base de la utilización de la experiencia operativa y de códigos de cálculo que permiten asegurar que no existirán tubos en contacto antes de los 18 meses siguientes a cada parada programada, que hayan superado el umbral de concentración mínima de hidrógeno o deuterio necesario para favorecer la propagación de fisuras en los tubos de presión. Este fenómeno requiere de dos factores: por un lado la existencia de los denominados puntos fríos (contacto entre tubo de presión y de calandria), y por otro lado la presencia de una concentración mínima de hidrógeno que haya difundido desde el refrigerante hacia el material de los tubos. Por lo anterior, se estima que el impacto en la seguridad, consecuente de modificar la frecuencia de las inspecciones a los tubos de presión, no será significativo.

2.3.2. Feeders

Los alimentadores (conexión de circulación del caudal refrigerante del sistema primario a través de los tubos de presión) se inspeccionan realizando la medición periódica del espesor de pared y la detección de fisuras. Sobre la base de las inspecciones realizadas hasta el presente, se estimó que la “vida remanente” de la casi totalidad de los alimentadores inspeccionados llegaría hasta el final de la vida útil de la instalación [6]. Lo anterior permite estimar que las implicancias del cambio de frecuencia de las inspecciones a los alimentadores no influirá significativamente en la seguridad.

2.3.3. Tubos de generador de vapor

Al menos el 10 % de los tubos de cada generador de vapor, de acuerdo a lo establecido en la normativa canadiense que se aplica en la CNE [7], deben ser inspeccionados en intervalos de cinco años. En la CNE se supera este requisito dado que se inspecciona el 100 % de los tubos de

cómo mínimo dos de los generadores de vapor, en cada parada programada. En consecuencia, se considera que las implicancias del cambio en la frecuencia de la inspección de los tubos de los generadores de vapor no serán significativas.

2.3.4. Tubos de intercambiadores de calor del moderador

En relación con los tubos de los intercambiadores de calor del sistema moderador, en la parada programada del año 2.000 se ha realizado una modificación al diseño original consistente en la instalación de separadores helicoidales anti-vibratorios, con lo cuál se ha logrado disminuir sustancialmente la fricción entre los tubos que resultó en una disminución aproximada al 60 % en la cantidad de tubos que, en promedio, debían ser obturados en cada parada programada debido al desgaste excesivo. Esto permite inferir que las implicancias en la seguridad debidas al cambio en la frecuencia de la inspección de los tubos de dichos intercambiadores de calor no serán significativas.

Según lo detallado en los puntos anteriores, se estimó que la incidencia del cambio de frecuencia de las inspecciones en servicio no tendría implicancias significativas sobre la seguridad de la instalación.

2.4. Evaluación del efecto debido al corrimiento en las pruebas repetitivas de la CNE

Como parte del análisis mencionado precedentemente y en cumplimiento de lo requerido por la ARN, la ER realizó un estudio utilizando como herramienta el APS nivel 1 a plena potencia desarrollado para la CNE, para justificar la modificación de la frecuencia de las pruebas repetitivas que se deben realizar con la planta en estado de parada [5]. Dicho estudio consideró un tiempo promedio entre pruebas de parada de 18 meses, que coincide aproximadamente con los tiempos históricos correspondientes a los últimos diez años de operación. Dicho estudio concluyó que no existían diferencias significativas en los valores de la frecuencia de daño al núcleo (FDN) para tiempos entre paradas de 12 y 18 meses (el incremento de la FDN es $1{,}03\ 10^{-5}$ para la estimación más conservativa que supone que los motores diesel no se recuperan). Además, el estudio considera el caso de 24 meses entre paradas, cuyo impacto en la FDN es considerablemente mayor que para el caso anterior (el incremento de la FDN es $2{,}17\ 10^{-5}$ para la estimación más conservativa antes indicada).

Tabla I. CNE - Efecto del corrimiento de Pruebas Repetitivas sobre la Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN)

Condición	FDN ($año^{-1}$)		
	12 meses	18 meses	24 meses
Sin recuperación de equipos diesel de corriente de emergencia	$5.51\ 10^{-5}$	$6.54\ 10^{-5}$	$7.68\ 10^{-5}$
Con recuperación de equipos diesel de corriente de emergencia	$2.67\ 10^{-5}$	$2.67\ 10^{-5}$	$2.76\ 10^{-5}$

Los resultados presentados en la Tabla I corresponden a valores obtenidos sobre el efecto del corrimiento en el indicador FDN, considerando un período de 12 meses (valor de diseño y promedio histórico durante la primera década de vida de la instalación), 18 meses (valor promedio histórico durante la segunda década de vida de la central) y 24 meses. El cálculo sobre un período de 24 meses no incluyó el efecto de los mantenimientos preventivos y es en este sentido poco conservativo, teniendo en cuenta que la experiencia operativa de diez años fue considerada en el cálculo correspondiente a 18 meses.

Si bien la normativa argentina no incluye un criterio de aceptación para la variación de la FDN provocada por cambios en el diseño o en la documentación mandatoria, existen dichos criterios en referencias aplicables. En particular, la Nuclear Regulatory Commission (NRC) de los Estados Unidos limita los incrementos en la probabilidad de daño al núcleo en un valor máximo permisible de $1.0\ 10^{-5}$ [1]. Si se compara el valor de esta referencia, se observa que el mismo sería superado para el caso de efectuar las paradas programadas cada 24 meses.

En el procedimiento referente al plan de pruebas repetitivas se establece que cuando las mismas no puedan ejecutarse debido a que la planta está operando en potencia, se podrá aumentar el período de su ejecución hasta 1/3. De este modo, considerando un cambio en la frecuencia de 12 a 18 meses en la ejecución de las pruebas rutinarias, se posibilitaría incrementar hasta un máximo de seis meses la ejecución de dichas actividades; es decir que las mismas podrían ser ejecutadas cada 24 meses. Esto también es aplicable al plan de mantenimiento preventivo.

Al respecto, la opinión de la ARN fue que el margen de tolerancia propuesto resultaba excesivo dado que, el incremento del valor de la FDN con respecto al que se tendría si las pruebas repetitivas se ejecutaran cada 12 meses sería, para la estimación más conservativa, de $2{,}17\ 10^{-5}$.

Teniendo en cuenta estos resultados, la ARN requirió como modo de práctica prudente que la ER modifique la propuesta presentada, fijando un margen de tolerancia de tres meses al lapso de 18 meses propuesto entre paradas programadas.

En resumen, la ARN consideró que el incremento en el valor de la FDN asociado al cambio del período entre paradas programadas de 12 a 18 meses resultaba aceptable, al igual que un margen de tolerancia de tres meses. Además, dado que el valor del incremento de la FDN asociado al cambio de 12 a 24 meses sería de mayor relevancia, no se consideró aceptable la implementación de tal modificación.

Adicionalmente, la ARN condicionó la autorización mencionada previamente al cumplimiento de algunos requerimientos regulatorios específicos:

- Remitir un informe técnico de todo cambio desfavorable que se registre en el estado o comportamiento de los componentes de los sistemas de seguridad o relacionados con la seguridad
- Remitir informes anuales de confiabilidad de los sistemas, con las conclusiones del impacto en la seguridad de eventuales cambios desfavorables que se detecten respecto de sus valores históricos
- Remitir para su autorización por la ARN, los criterios de aceptación para cada prueba repetitiva de los sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad. Adicionalmente,

se debió contemplar en estos procedimientos los criterios a adoptar ante la aparición de desvíos a fin de decidir la continuidad o no de la ejecución de las mismas

- Incorporar en los procedimientos de pruebas repetitivas y mantenimientos preventivos, los criterios en los cuales el Responsable Primario (RP) de la CNE podrá basarse para autorizar, con carácter de excepción, la aplicación del margen de tolerancia de hasta tres meses al período autorizado de dieciocho meses para la ejecución de los mismos

3. MODIFICACIÓN DE LA FRECUENCIA DE LAS PARADAS PROGRAMADAS EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

La central nuclear Atucha I es un reactor de recipiente de presión, refrigerado y moderado con agua pesada. Los elementos combustibles utilizan Uranio natural. El reposicionado y el cambio de los mismos se realizan mediante una máquina de recambio durante la operación a plena potencia. Esta característica ha permitido en ciertos períodos, como en el caso de la CNE descrito anteriormente, que el quemado de los elementos en el núcleo no sea determinante sobre la extensión de los ciclos de operación.

También, en este caso, muchas de las tareas necesarias para el mantenimiento de la confiabilidad y disponibilidad de los sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad están previstas para realizarse en condición de parada fría. Estas son parte de los planes de pruebas repetitivas, mantenimiento preventivo e inspecciones en servicio. En el caso de la CNA I no se incluyó el estudio del impacto en el corrimiento de las inspecciones en servicio. La extensión de los períodos de operación entre paradas programadas se origina fundamentalmente en aspectos económicos y necesariamente tiene un impacto sobre la seguridad nuclear. Como efecto aparejado a este corrimiento se debe mencionar en este caso la reducción de solicitaciones a la vasija o recipiente de presión y la disminución en las dosis de los trabajadores que se desempeñan en las actividades que se realizan en las paradas programadas.

3.1. Antecedentes en Atucha I

En febrero de 2005 la ER de la operación de la central nuclear Atucha I remitió a la ARN antecedentes técnicos que soportan la solicitud de extender las salidas de servicio periódicas, originalmente previstas para períodos de doce meses, a uno mayor de dieciocho [8]. La evaluación técnica se fundamentó en el efecto del corrimiento sobre las pruebas repetitivas y su impacto en la seguridad.

3.2. Evaluación del efecto debido al corrimiento en el mantenimiento preventivo en CNA I

El envejecimiento de los componentes y equipos depende, entre otros factores, de un adecuado mantenimiento preventivo. Se prevé que una disminución significativa de la frecuencia con que se realiza el mantenimiento de los mismos, disminuirá también la posibilidad de detectar tempranamente indicios de degradación que normalmente preceden a una falla. En consecuencia,

la confiabilidad de los componentes y equipos está relacionada con la eficiencia en la ejecución de su mantenimiento preventivo.

A los efectos de evaluar las implicancias de modificar la frecuencia de ejecución del mantenimiento preventivo que debe ser realizado en parada, pasando la misma de 12 a 18 meses, la ER realizó un análisis, verificando los resultados de la experiencia operativa que surge de la ejecución de los mencionados mantenimientos en los últimos 30 años de operación de la CNA I. En el documento técnico que resume estos resultados [9] se realizó una selección de los sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad que tienen prioridad en estado de parada. Luego, se seleccionó aquellos cuyos mantenimientos preventivos tienen período inferior a 18 meses. Estos casos fueron separados por equipo y por tipo de mantenimiento: eléctrico, mecánico e instrumentación y control. Luego se procedió al análisis de cada caso considerando su historial, experiencia operativa y recomendación del fabricante en cada especificación técnica. El resultado del estudio determinó que, a criterio de la ER, no existían objeciones para extender los períodos de 12 a 18 meses en los mantenimientos preventivos sobre los sistemas de seguridad.

3.3. Evaluación del efecto debido al corrimiento en las pruebas repetitivas de CNA I

Entre las evaluaciones realizadas se analizó el efecto del corrimiento sobre el plan de pruebas repetitivas y su impacto en la seguridad [10]. En este análisis, se estimó a través de cálculos de APS, el impacto que tiene en la Frecuencia de Daño al núcleo (FDN) la posible extensión de 12 a 18 meses del período entre pruebas repetitivas.

La implementación de esta modificación permitiría extender por igual lapso al tiempo entre paradas programadas de la CNA I. En el informe se menciona que la implementación de dicha modificación traería aparejado dos mejoras a la seguridad, reducción de solicitaciones a la vasija de presión y disminución de las dosis asociadas a las paradas programadas.

Tabla II. CNA I - Efecto del corrimiento de Pruebas Repetitivas sobre la Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN)

Condición	FDN ($año^{-1}$)		
	12 meses	18 meses	Incremento en FDN
100% de potencia sin acciones recuperativas por parte del operador	$8{,}8\ 10^{-5}$	$1{,}01\ 10^{-4}$	$1{,}3\ 10^{-5}$

Los resultados presentados en la Tabla II corresponden a valores obtenidos sobre el efecto del corrimiento en el indicador FDN, considerando un período de 12 meses (valor de diseño), y 18 meses. El cálculo sobre un período de 24 meses no se incluyó en este caso. El efecto de los mantenimientos preventivos no está incluido en este cálculo estimativo y es en este sentido poco conservativo, teniendo en cuenta que su contribución incrementaría el valor obtenido. En el cálculo equivalente de la CNE este efecto se incluyó a través de la experiencia operativa y la confiabilidad de los equipos y componentes en los últimos diez años de funcionamiento de la instalación. Adicionalmente, los resultados obtenidos sobre la base del estudio de APS son

conservativos teniendo en cuenta que no fueron consideradas las acciones recuperativas por parte del operador.

Como se mencionó anteriormente, la normativa argentina no incluye un criterio de aceptación para la variación de la FDN provocada por cambios en el diseño o en la documentación mandatoria, si bien existen dichos criterios en referencias aplicables. En particular, la Nuclear Regulatory Commission (NRC) de los Estados Unidos limita los incrementos en la probabilidad de daño a un valor máximo permisible de $1.0\ 10^{-5}$ [1]. Si se compara el valor de esta referencia con los mostrados en la Tabla II correspondiente a la CNA I, se observa que el mismo sería superado para el caso de efectuar las paradas programadas (y consecuentemente el plan de pruebas repetitivas correspondiente a este estado) cada 18 meses.

Sobre la base de estos resultados, la ARN consideró que no resultaba conveniente para la seguridad de la instalación que se aplicara dicha extensión, de 12 a 18 meses el período entre pruebas repetitivas en los correspondientes procedimientos de la documentación mandatoria, ya que dicha modificación produciría un incremento en la FDN mayor a 10^{-5}/año y un valor final mayor a 10^{-4} /año.

Adicionalmente se debe mencionar que los procedimientos aplicables a las Pruebas Repetitivas de la CNA I, establecen una tolerancia de 3 meses para períodos entre pruebas repetitivas de 18 meses. Si se usara esta tolerancia de 3 meses, el tiempo entre paradas programadas podría extenderse a 21 meses. En este caso se estimó que el incremento en la FDN aumentaría a $1{,}9510^{-5}$/año, y el valor de la FDN global sería del orden de $1{,}08\ 10^{-4}$/año. Estos valores también resultan inapropiados según el criterio utilizado.

4. CONCLUSIONES

Se analizaron las propuestas de modificaciones a la documentación de carácter mandatorio de las centrales nucleares argentinas en Embalse y Atucha I, solicitadas por la Entidad Responsable de la operación, en cuanto a la frecuencia requerida para la realización de los programas de mantenimiento y de vigilancia que deben realizarse en paradas programadas.

La posición adoptada por la Autoridad Regulatoria Nuclear para decidir sobre dichas solicitudes estuvo basada en el resultado de diversas evaluaciones que incluyeron el empleo del Análisis Probabilístico de Seguridad específico de cada central, la experiencia operativa resultante de la ejecución del programa de mantenimientos preventivos, y de los resultados de las pruebas repetitivas y de las inspecciones en servicio. Las decisiones regulatorias fueron diferentes en cada caso. En efecto, la central nuclear Embalse fue autorizada por la Autoridad Regulatoria a modificar de 12 a 18 meses el período entre la realización de las pruebas repetitivas y de los mantenimientos preventivos. Por su parte la central nuclear Atucha I no fue autorizada a modificar dicho período de 12 meses.

En el caso de la CNE, los estudios permitieron corroborar que el efecto del corrimiento de 12 a 18 meses produce un incremento en el indicador FDN dentro del criterio de aceptación utilizado. En cuanto al corrimiento a 24 meses no se pudo demostrar el cumplimiento del mencionado criterio. Asimismo, se estableció una tolerancia máxima de 3 meses al corrimiento autorizado.

En el caso de la CNA I, los estudios no permitieron demostrar que el corrimiento de 12 a 18 meses mantenía el indicador FDN dentro del criterio de aceptación utilizado.

REFERENCIAS

1. "An Approach for Using PRA in Risk Informed Decisions on Plant–Specific Changes to the Licensing Basis", Nuclear Regulatory Commissioning (NRC-USA), Regulatory Guide 1.174.
2. Rapport Technique G2-RT-2003-01040-017, Central Nuclear Gentilly 2, Canada.
3. Informe de Deficiencia (ID) Nº 86663 adjunto a las actas CIAS Nº 209/03 y CRT Nº 184, CNE.
4. Informe Técnico GCNE Nº 049/04, Rev. 28/01/2004, CNE.
5. "Frecuencias de pruebas de parada y su influencia en la frecuencia de daño al núcleo", Informe Técnico CI Nº 27/03, CNE.
6. "Análisis de envejecimiento – Informe de mediciones de espesores de alimentadores del reactor – Parada de abril – mayo de 2002 – ID Nº. 84682", Informe Técnico CI Nº44/02 AE, Nucleoeléctrica de Argentina SA.
7. Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components, Canadian Standard CAN/CSA-N285.4-94
8. "Modificación a la documentación mandatoria N° 13/2004 – Manual de pruebas repetitivas (Tipo A)", Actas CIAS N° 318 y CRT N° 196, CNA I.
9. "Análisis de la disminución de la frecuencia de los mantenimientos preventivos sobre los sistemas de seguridad Clases 1, 2, y 3.", Informe de Trabajo IT Nº59/04, CNA I.
10. "Evaluación de impacto en la seguridad de la planta del tiempo entre paradas programadas", Informe de Trabajo Nº 060/04, CNA I.

Entrenamiento y acreditación del personal con funciones regulatorias y del personal de operación de distintas instalaciones, en la República Argentina

Menossi, C.A. y Bozzo, R.H.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Entrenamiento y Acreditación del Personal con Funciones Regulatorias y del Personal de Operación de Distintas Instalaciones, en la República Argentina

Menossi C.A. y Bozzo R.H.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

La enseñanza y la capacitación son indispensables para el desarrollo de los recursos humanos en todas las disciplinas y ocupaciones del hombre a escala mundial. En lo que respecta a las aplicaciones de los radioisótopos y en general a la industria nuclear, en nuestro país, durante los últimos años, se han intensificado los esfuerzos en ése sentido.

La búsqueda de mejorar la capacidad de respuesta en materia de seguridad radiológica y nuclear exige la adopción de un enfoque integrado en la enseñanza y la capacitación. En términos generales, la protección radiológica y la seguridad nuclear son esferas multidisciplinarias que comprenden elementos conexos de la física aplicada, la química, la biología, la tecnología nuclear y otras esferas especializadas. Sin embargo, con respecto al desarrollo de los recursos humanos, dos son las áreas que deben tenerse en cuenta: específicamente aquellas que pertenecen a organismos reguladores y aquellas que conforman las organizaciones reguladas o grupos de operación. Es decir quienes deben cumplir, principalmente funciones de inspección por un lado y funciones de operación (funciones licenciables) por el otro . Si bien es sabido que entre ambas funciones existen importantes diferencias y necesidades y, problemas específicos, básicamente tales diferencias y problemas emanan de la amplia diversidad y alcance de las aplicaciones tanto radiológicas como nucleares.

Hoy día, en todo el mundo, se han diversificado significativamente las aplicaciones de las radiaciones y fuentes radiactivas, las cuales podemos generalizarlas como: las **instalaciones relevantes** por un lado y las **instalaciones menores** por el otro. Actualmente en la Argentina la ARN controla mas de 1500 instalaciones a nivel nacional, existiendo más de 4000 personas licenciadas. En dichas instalaciones, tales como la generación de electricidad, la fabricación de elementos combustibles para reactores nucleares, la producción de radioisótopos, la producción de fuentes radiactivas, la esterilización de material médico y el uso y la aplicación de las radiaciones ionizantes en la medicina, en la industria y en la investigación básica y la docencia, la complejidad de las instalaciones y el inventario radiactivo involucrado abarcan un amplísimo rango y su distribución geográfica cubre todo el país. Ello implica entonces la necesidad de una permanente actualización de los conocimientos del personal de operación y del personal correspondiente a los organismos de control y fiscalización.

Por lo expresado, en el presente trabajo, se describe el programa de capacitación y entrenamiento vigente en la República Argentina (Autoridad Regulatoria Nuclear) para tales funciones, tanto el aplicado al personal con funciones regulatorias (Inspectores) como el requerido al personal de operación en las distintas aplicaciones (personal con funciones especificadas o licenciables en instalaciones relevantes y menores).

Entrenamiento y Acreditación del Personal con Funciones Regulatorias

En Argentina existe una amplia aplicación de las técnicas radioisotópicas en la medicina, la industria, la investigación y la docencia, y la tendencia del uso de estas técnicas es creciente en forma permanente. Asimismo, es importante mencionar que, en la década del 60´, el gobierno tomó la decisión de darle al tema un amplio respaldo y apoyo al plan nuclear. Tal fue así que se autorizó la construcción de un reactor para la producción de radioisótopos y una planta radioquímica para el fraccionamiento y venta de los mismos. Paralelamente, se dio comienzo a la construcción de otras importantes instalaciones relevantes, tales como Planta Semiindustrial de Irradiación, Planta para la Fabricación Fuentes selladas de Co-60 entre otras, como así también se firmó el compromiso y contrato para la construcción de la Central Nuclear Atucha I.

Mientras la legislación argentina en materia de protección radiológica y seguridad nuclear se enriquecía, precisando la competencia y alcance de las autoridades locales, éstas generaron su propia organización interna para afrontar esas nuevas responsabilidades. Tales responsabilidades fueron cubiertas por distintos grupos departamentales, y programas hasta que, en 1965 se creó la gerencia de seguridad e inspección que tenía como una de sus funciones, promover y fiscalizar la adopción de las medidas de seguridad necesarias para prevenir los riesgos radiológicos y de todo orden derivados de los trabajos que se realizaban en ese entonces en los diversos ámbitos de la CNEA y los riesgos que implicaban, en todo el país el desarrollo de actividades nucleares y el empleo de radiaciones ionizantes. Así fueron formándose los primeros inspectores.

Esta situación llevó implícita la voluntad nacional tendiente al fortalecimiento de las infraestructuras y al desarrollo y actualización de las autoridades encargadas de regular y controlar las fuentes radiactivas y prácticas asociadas a las radiaciones ionizantes, encaminadas a garantizar su utilización segura y en consecuencia minimizar los riesgos derivados de la ejecución de las mismas.

Por otro lado, se tuvo en cuenta que el personal que cumple funciones regulatorias (inspector) es el que en mayor medida interactúa con los usuarios de los distintos tipos de instalaciones y prácticas. Debido a ello, la mayor parte de los usuarios toman contacto con la autoridad solamente a través de los inspectores que visitan las instalaciones y también a través de los documentos, notas o requerimientos que reciben. Por tal motivo, el éxito o fracaso de la gestión de la autoridad depende fundamentalmente de los aciertos o errores que ocurran en estas interacciones. Debido a ello, se debe tener en cuenta que, una gestión exitosa de la autoridad significa que:

a. El usuario cumple las normas vigentes y satisface los requerimientos, y

b. se induce una actitud de respeto en el usuario por la función regulatoria.

Particularmente, este último aspecto se logra cuando la autoridad que se pretende ejercer no se sustenta solamente en facultades que derivan de instrumentos legales sino cuando, además y principalmente, se impone naturalmente por el conocimiento técnico de la instalación y los aspectos que se pretende fiscalizar, la solidez de los argumentos, la capacidad para brindar un apropiado asesoramiento, la razonabilidad de los requerimientos y el estilo de comunicación imperante en la interacción.

Pero es importante dejar sentado que estas cualidades de la interacción con el usuario no pueden ser el resultado de la improvisación ni de la mera voluntad del personal que cumple funciones regulatorias. Por el contrario se requiere:

- Idoneidad para esa actividad,
- capacitación en materias de radioprotección y seguridad, y en algunos casos, salvaguardias y protección física,

- conocimiento del tipo de instalación a inspeccionar,
- entrenamiento práctico, en particular para prevenir exposiciones potenciales,
- actitud criteriosa,
- modalidades de interacción con los usuarios claramente definidas, y
- reconocer situaciones de exceso de autoconfianza del usuario en la ejecución de las prácticas que pueden motivarlo a obviar pasos (o etapas) de procedimientos establecidos para la ejecución de la misma, que pueden derivar en situaciones radiológicas indeseables comprometiendo al mismo operador o a terceros.

Esas características sólo pueden ser el resultado de un proceso de formación y de actualización de conocimientos del personal que cumple funciones regulatorias y por ello debe certificarse esa preparación y actualización mediante acreditaciones renovables con cierta periodicidad.

Asimismo debe tenerse en cuenta que las propuestas de capacitación y acreditación del personal suelen provocar rechazo especialmente entre el personal más antiguo, porque se lo interpreta como un cuestionamiento a la capacidad con que ese personal ha ejercido sus funciones durante muchos años (décadas a veces). Estas actitudes no deberían ser desestimadas, pues es verdad que algunas de tales personas sostuvieron la responsabilidad de la fiscalización de las instalaciones cuando las funciones regulatorias no tenían el mismo peso relativo que tienen en la actualidad.

Por otra parte, el rechazo aludido no se refiere, en general, al aprendizaje en si mismo, sino que está inducido por el temor a evidenciar insuficiencia o desactualización de conocimientos.

Por lo tanto es importante organizar y explicar el sistema de entrenamiento y acreditación, a fin de estimular la capacitación, sin generar temores innecesarios, otorgando acreditaciones al personal de acuerdo con sus capacidades, sin subestimar su trayectoria anterior.

A pesar de los esfuerzos antes citados existe una potencial posibilidad de ocurrencia de sucesos radiológicos accidentales vinculados por un lado a errores humanos y por otro a violaciones de los principios de la protección radiológica. Estas razones aconsejan disponer de capacidades de respuesta para enfrentar y mitigar las consecuencias de situaciones radiológicas indeseables.

Sin embargo, las indeseables situaciones radiológicas acontecidas en el ámbito internacional en las últimas décadas, han demostrado que en muchos países existe la necesidad de reentrenamiento y acreditación para enfrentar con efectividad estos sucesos fortuitos, lo que se caracteriza por la insuficiente capacitación de los responsables como para interpretar y actuar en consecuencia ante los efectos nocivos a la salud por las radiaciones ionizantes involucradas.

En nuestro contexto, esta situación resulta atendible dado el incremento de las prácticas y de los usos de tales radiaciones ionizantes y que ello nos ha exigido conformar programas de capacitación o entrenamiento y acreditación del personal que cumple funciones regulatorias.

Bases conceptuales del programa

Con respecto a la capacitación debe tenerse en cuenta que las personas que cumplen funciones regulatorias (inspectores):

- *No siempre tienen claro lo que ignoran.*
- *No siempre conocen todas las fuentes de información existentes.*

- *Casi siempre están dispuestas a aprender, si ello ocurre, no debe ponerse en evidencia su ignorancia previa.*

Mediante la implementación de éste programa como "carrera de inspector" que se presenta, se busca, además de la actualización, capacitación y entrenamiento del personal que efectúa inspecciones regulatorias, lograr que cada inspector que resulte destacado a un tipo de instalación determinado posea competencia en todos los aspectos de interés de la Autoridad en ese tipo de instalación, esto es en protección radiológica y seguridad, y en algunos casos, además, en salvaguardias y protección física.

El presente programa consiste en el ordenamiento de los diversos tipos de instalaciones en conjuntos, en cada uno de los cuales se podrían agrupar las instalaciones que requieren análogo nivel de formación por parte del personal que desempeñe funciones regulatorias de inspección.

Dada la experiencia operacional disponible en Argentina, para cada uno de estos conjuntos de instalaciones se ha analizado y evaluado la definición de las disciplinas en las que el postulante a inspector debe estar capacitado, a los efectos de que pueda ejercer un adecuado cumplimiento de sus funciones.

Para cada una de estas disciplinas se han implementado al mismo tiempo la realización de "trabajos prácticos" o "talleres" con temarios que el postulante a la posición regulatoria deberá aprobar en caso de que su formación previa no acredite conocimientos suficientes en dicha disciplina, y adicionalmente otro que trate sobre las características del tipo de instalación/es y, en detalle, los procesos que en ellas se efectúan.

Finalmente la acreditación del personal es analizada y recomendada, por un grupo de profesionales de la ARN conformado por especialistas acreditados por sus antecedentes en la materia.

<u>Identificación y planteamiento de la necesidad</u>

Actualmente en Argentina, tal como se mencionó, existe una diversidad extrema en cuanto a inventarios de fuentes y prácticas radiológícas. Ello abarca desde los reactores de potencia e investigación, instalaciones radioquímicas de producción de radioisótopos, fabricación de elementos combustibles, fabricación de fuentes selladas, plantas de irradiación para la esterilización de productos biomédicos y farmacéuticos y de conservación de alimentos, etc., existe además disponibilidad de fuentes abiertas o selladas para fines médicos (p. ej.: abiertas = medicina nuclear y selladas = braquiterapia, cobaltoterapia, etc.), aplicaciones industriales (abiertas = uso de radioisótopos en aplicaciones petroleras y selladas = gammagrafía industrial, medidores de nivel, de densidad, de espesores, etc.), investigación y docencia (en ambos casos fuentes abiertas y/o selladas de un espectro importante cuali – cuantitativo para calibración, para experiencias biológicas, en agricultura, en hidrología, etc., etc.).

Las tendencias actuales apuntan a un aumento sostenido de la introducción de técnicas radioisotópicas en diversos sectores como la medicina donde se desarrollan radiofármacos e incrementan los servicios de radioterapia, medicina nuclear, radiodiagnóstico y se aplican novedosas tecnologías -como los aceleradores con fines de terapia. Por otra parte, como se mencionó, en la industria crece el número de fuentes empleadas en gammagrafía industrial, perfilaje de pozos de petróleo y medidores industriales (de espesor, de nivel, de densidad, etc.).

Por ello, este programa nos ha impulsado para perfeccionar y consolidar aún más nuestra infraestructura de respuesta regulatoria tratando, entre otras y cuando corresponda, de suplir aquellas situaciones que tienen que ver con la "migración" del personal capacitado (especialistas), a fin de no degradar las funciones regulatorias en el tema.

Estas razones han justifican ampliamente el haber desarrollado este programa de acción con el propósito de **capacitar, entrenar y acreditar en todos los aspectos de seguridad radiológica, al personal con funciones regulatorias en Argentina**, a fin de consolidar e integrar la capacidad de respuesta regulatoria a través de nuestras responsabilidades en materia de "fiscalización y control de las prácticas que, autorizadamente, se realizan en la medicina, en la industria, y en la investigación y docencia.

Características operativas del entrenamiento

Las áreas temáticas en las que se ha organizado la capacitación o la actualización son:

- *Protección Radiológica.*
- *Seguridad Radiológica y Nuclear.*
- *Salvaguardias y Protección Física.*
- *Conocimiento de instalaciones específicas y procesos involucrados.*
- *Criterios Regulatorios, incluyendo interacción ARN-usuario.*

En cada una de esas áreas se identificaron cursos o talleres sobre temas particulares.

Los talleres son intensivos con dedicación exclusiva (1 ó 2 semanas de duración) para grupos no muy numerosos, por razones de mejor aprovechamiento y continuidad de las actividades de la ARN. Deben repetirse con cierta frecuencia para satisfacer las necesidades de todo el personal que los requiera.

Se ha reducido el tiempo dedicado a clases meramente expositivas priorizando el tiempo dedicado a la indagación bibliográfica, las aplicaciones prácticas, la discusión y la consulta.

Cada tema de un dado taller se desarrolla del siguiente modo:

- *Presentación expositiva, no tanto de los aspectos teóricos o prácticos del tema, sino del tipo de cuestiones que se pretende resolver, dejando abiertos los interrogantes que deben dilucidarse;*
- *presentación de la bibliografía;*
- *trabajo de investigación bibliográfica para responder las preguntas y preparar las actividades prácticas;*
- *realización de trabajos prácticos;*
- *discusión con los docentes y*
- *síntesis final.*

Si una persona considera que no necesita participar de un taller, que es requerido para su acreditación, puede presentarse directamente a la evaluación.

Material didáctico

En esta etapa, el apunte no constituye, una fuente recomendable de información, especialmente en talleres de postgrado. Los participantes deben familiarizarse y trabajar con la bibliografía disponible internacionalmente, y la proveniente de países u organizaciones que han alcanzado niveles importantes de desarrollo en la materia (ICRP, ICRU, NRPB, NCRP, OIEA, NRC, manuales de protección radiológica, manuales del instrumental y equipos, etc.) (en español, inglés, o francés).

En cada taller está organizada la bibliografía apropiada y disponible con suficiente cantidad de ejemplares para su consulta. Los apuntes, muy concisos, deben consistir tan solo en una guía sugerida para el uso de la bibliografía (guía de estudio) y no debe repetir lo que se encuentra en ella. Sólo podrán incluirse desarrollos de temas cuando realmente se trate de aportes originales de sus autores, al menos en aspectos interpretativos.

Cuestionarios

La manera más eficaz de definir el campo del conocimiento que se pretende abarcar en un taller consiste en formular un número suficientemente grande de preguntas y planteo de situaciones prácticas diversas como para cubrir todo el espectro que se considera necesario para aprobar el tema.

Estos cuestionarios sugieren los temas de estudio, discusión consulta y ejercitación práctica. A la vez otorgan confianza a quienes participan a medida que logran dar respuestas a las preguntas, y definen también el alcance de las evaluaciones.

Evaluación

La evaluación se efectúa sobre la base de los contenidos definidos en los cuestionarios y se refiere tanto a aspectos conceptuales como prácticos.

La aprobación del tema es decidida por al menos dos especialistas, uno de ellos del taller, cuando se verifica un buen conocimiento sobre no menos del 70% o 75% del temario.

Entre la terminación del taller y la fecha de la evaluación debe transcurrir no menos de una semana. Cuando no se satisfagan los umbrales de aprobación se podrá repetir la evaluación después de transcurridos 30 días.

Docentes

Los talleres se organizan con personal propio o externo a la ARN. Cada taller tiene un responsable principal que podrá contar con colaboradores. Los docentes deben estar disponibles para consultas durante todo el tiempo que dure el mismo. Deben ser especialistas reconocidos en los respectivos temas.

Necesidades de reentrenamiento y clasificación de las instalaciones

Para ello se han tenido en cuenta las siguientes acciones:

- Identificación y calificación de los recursos humanos existentes, específicamente teniendo en cuenta sus antecedentes y experiencia (p. ej.: confeccionando un "cuestionario para inspectores" – ver Anexo 1, a fin de extraer de ese cuestionario las necesidades de reentrenamiento de cada uno de los postulantes), como así también la disponibilidad de los materiales y equipamiento, para planificar y ejecutar las tareas de control y fiscalización.

- Analizar el nivel de conocimientos que se requiere en cada caso, teniendo en cuenta la necesidad de conformar equipos de inspectores para las distintas disciplinas regulatorias previstas en el presente programa (p. ej.: inspectores de las diversas prácticas en la medicina, prácticas en aplicaciones industriales, etc.).

- Ordenar por conjunto de instalaciones que requieren análogo nivel de formación para sus inspectores y clasificándolas en orden de menor o mayor complejidad. Por ejemplo en Argentina se los ha distribuido de la siguiente manera – ver Anexo 2:

1. **Instalaciones industriales** (Incluye instalaciones que operan con fuentes selladas y abiertas).
2. **Instalaciones médicas 1** (Instalaciones que operan con fuentes selladas).
3. **Instalaciones médicas 2** (Instalaciones que operan con fuentes abiertas).
4. **Instalaciones radiactivas 1 no relevantes** (Instalaciones cuyo inventario radiactivo se lo identifica como de muy bajo riesgo radiológico), y eventualmente.
5. **Instalaciones radiactivas 2 relevantes** (Instalaciones cuyo inventario radiactivo puede constituir un riego radiológico significativo).
6. **Instalaciones nucleares 1** (Facilidades críticas, reactores de investigación y de producción de radioisótopos).
7. **Instalaciones nucleares 2** (Reactores de potencia de generación nucleoeléctrica).

Temas y talleres (Temas básicos)

Todo el personal con funciones regulatorias debe haber realizado el Curso de Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación, el Curso de Protección Radiológica – Nivel Técnico, o acreditar una formación equivalente.

No obstante, quienes hayan realizado esos cursos y de su realización hayan transcurrido más de cinco años, deben realizar cursos de actualización en los siguientes temas:

Magnitudes y unidades	**MU**
Protección Radiológica y Seguridad Nuclear - Básica	**PRySN**
Elementos de Salvaguardias y Protección Física	**SGPF**
Criterios Regulatorios	**CR**
(interacción ARN-usuario, procedimientos de inspección, auditorías, informes, requerimientos)	

Temas y talleres (Temas específicos)

Radioquímica	**RQ**
Cálculos dosimétricos (irradiación Externa e Interna) - Nivel básico	**CD1**
Cálculos dosimétricos (irradiación Externa) - Nivel superior	**CD2**
Cálculos dosimétricos (irradiación Interna) - Nivel superior	**CD3**
Medición de las radiaciones - Nivel básico	**ME1**
Medición de las radiaciones - Nivel superior	**ME2**
Tecnología de la radioprotección - Nivel básico	**TP1**
Tecnología de la radioprotección - Nivel superior	**TP2**
Seguridad radiológica - Nivel superior	**SR**
Prevención de accidentes de criticidad	**CT**
Transporte de material radiactivo	**TR**
Gestión de residuos radiactivos	**RR**

Garantía de Calidad y Control de Calidad en tratamiento y diagnóstico	**CC1**
Garantía de Calidad	**CC2**
Emergencias en instalaciones médicas e industriales	**EM1**
Emergencias radiológicas en Instalaciones Radiactivas (Ex Relevantes)	**EM2**
Emergencias radiológicas en Instalaciones Nucleares	**EM3**
Salvaguardias y Protección Física - Nivel básico	**SGPF1**
Salvaguardias y Protección Física - Nivel superior	**SGPF2**
Seguridad Nuclear - Nivel básico	**SN1**
Seguridad Nuclear - Nivel superior	**SN2**

Talleres sobre características de instalaciones y procesos

(Según la instalación de que se trate)

Evaluación del personal propuesto para desempeñar funciones regulatorias

Cuando corresponda se constituye un grupo de especialistas de la ARN, para analizar los antecedentes del personal propuesto a efectos de determinar los talleres que deberán cursar con el fin de lograr la formación requerida para el tipo de instalación que se les ha asignado como función de fiscalización y control regulatorio.

La evaluación antedicha se efectúa a partir de:

- Una encuesta escrita, mediante formulario, que deberán llenar los postulantes propuestos.
- Opinión de sus superiores jerárquicos.
- En caso de ser necesario, podrá recurrirse a la entrevista del postulante por parte del grupo de evaluación de personal.

Conclusiones

El programa que se presenta, no solo ha permitido preparar adecuadamente a los postulantes a inspectores en nuestro país en las disciplinas mencionadas (instalaciones relevantes y en otras instalaciones tales como en tareas de fiscalización y control en prácticas en las aplicaciones médicas, en las aplicaciones industriales y en investigación y docencia), sino que con la capacitación planteada, el reentrenamiento realizado y la acreditación obtenida, el nivel de respuesta de los grupos regulatorios se ha fortalecido significativamente.

Anexo 1. Cuestionario para inspectores de la ARN

1. Nombre y Apellido:……..…….....…….....…….....

2. Fecha de ingreso y Posición escalafonaria:.…….....….....

3. Sector donde revista:…….…….....…….....….....

4. Título/s que posee:.…….....…….....……...

(Organismo/s que lo/s otorgó y fecha):……....,….....….....

5. ¿Qué cursos sobre temas vinculados con la protección radiológica y la seguridad nuclear, las salvaguardias y la protección física ha realizado? (indicar cuál, la duración de cada curso, su fecha, y especificar si eran para profesionales o para técnicos)

…….……...….....….....

6. ¿Qué cursos sobre otros temas ha realizado? (indique su duración, su fecha y el tema)

…….....….....

7. ¿Cuántos años lleva desempeñando tareas en el campo de la protección radiológica, la seguridad nuclear, las salvaguardias o la protección física?.(indique si han sido continuados o no; indique asimismo - con fechas - el/los período/s)

…….……...……...……...

8. ¿En que sectores o áreas de la P.R., la S.N. o de las Salv. y Prot. Fís. se ha desempeñado? (indique, con fechas, los períodos para c/caso)…….....….....

9. (Complementaria del punto 8.). ¿Qué tarea/s desempeñó en cada caso indicado como respuesta en el punto 8., y durante cuánto tiempo?…...….....…….....

10. ¿Alguna vez cumplió tareas de inspección? ¿En qué área/s? (En éste caso reseñe sucintamente cuáles han sido las tareas realizadas, identifique a partir de que fecha y durante cuánto tiempo efectuó dichas tareas y, para cada caso, en que área/s)

…….....……....….....

En dichas áreas, indique aproximadamente, ¿qué cantidad de inspecciones realizó?

a. Centrales Nucleares……...……...….....
b. Reactores de Producción, Investigación o docencia…….....
c. Instalaciones Radiactivas Relevantes…….....….....
d. Instalaciones Radiactivas No Relevantes…….....
e. Complejos Minero-Fabriles (extracción, concentración y purificación de U)
……....…
f. Instalaciones de Teleterapia y Braquiterapia…….....….....
g. Instalaciones de Medicina Nuclear, Investigación y Docencia…….....….....
h. Instalaciones Industriales……...……....…….....
i. Otras instalaciones ……...……..…….....…....

11. ¿Participó en algún curso de reentrenamiento o actualización de conocimientos en P.R. y/o en S.N.y/o en Salv y/o P.Fís.?. ¿Cuál? (indique alcance, duración, lugar y fecha del mismo)

…….....…….....

12. Si ha realizado alguna publicación sobre P.R. y/o S.N.o Salv. y/o P.Fís., indique en qué categoría de las que se detallan a continuación lo hizo y aproximadamente cuántas en cada categoría

- Informes de Trabajo:……...…….....…….....
- Trabajos presentados en reuniones nacionales…….....
- Trabajos presentados en reuniones internacionales…….....…….....

13. Si ha participado en reuniones o simposios, indique si los mismos fueron:.

- Sobre temas de P.R. y/o S.N (especifique cuándo y dónde)……...…….....
- Sobre temas de Salv. y/o P. Fís. (especifique cuándo y dónde)…….....…….....
- Sobre otros temas (indique cuál/es, cuándo y donde)…….
- ¿De carácter nacional?…….....…….....
- ¿De carácter internacional?……...…….....…….....

14. Si ha dictado clases o cursos sobre P.R. y/o S.N., o de Salv. y/o P. Fís. Indique si los mismos fueron:

- ¿Para Técnicos? (Indique fecha, tema y duración)……..…….....…….....
- ¿Para Profesionales? (Indique fecha, tema y duración)…….....…..….....
- Los cursos fueron nacionales (indicar dónde)…….…….....
- Los cursos fueron internacionales (indicar dónde)……..…..…….....….....

15. ¿Tiene conocimientos de idioma/s? ¿Cuáles?…....…….....

1º)…….....…...

2º).....

Lo Lee……..…….	1º) Bien, Mal, Regular……..…...…	2º) Bien, Mal, Regular
Lo Escribe…..…….	1º) Bien, Mal, Regular……..……	2º) Bien, Mal, Regular
Lo Habla…..……..…	1º) Bien, Mal, Regular……	2º) Bien, Mal, Regular

.....

Fecha y Firma

Anexo 2. Capacitación de inspectores. – (Realización de talleres)

Taller	Instalaciones Industriales	Instalaciones Médicas 1	Instalaciones Médicas 2	Instalaciones Radiactivas 1	Instalaciones Radiactivas 2	Instalaciones Nucleares 1	Instalaciones Nucleares 2
Título	Técnico	Técnico/ Profesión	Profesión	Técnico/ Profesión	Profesión	Profesión	Profesión
Formación Básica	(1)	(1) (2)	(2)	(1) (2) (3)	(2) (3)	(2) (3)	(2) (3)
RQ			X	X	X	X	X
CD 1	X	X	X	X	X		
CD 2		X			X	X	X
CD 3					X	X	X
ME 1	X	X	X	X	X	X	X
ME 2					X	X	X
TP 1	X	X	X	X	X	X	X
TP 2					X	X	X
SR	X	X	X	X	X	X	X
SN 1					X	X	X
SN 2						X	X
CT					X	X	X
TR	X	X	X	X	X	X	X
RR			X	X	X	X	X
CC 1		X	X				
CC 2					X	X	X
EM 1	X	X	X	X	X	X	X
EM 2					X	X	X
EM 3						X	X
SG-PF 1	X	X	X	X	X	X	X
ARL	X	X	X	X	X	X	X
C.I.P.	X	X	X	X	X	X	X
Práctica (meses)	2	2	2	3	3	6	12

REFERENCIAS

1. Curso de Protección Radiológica – Nivel Técnico + Magnitudes y Unidades (MU) + Protección Radiológica y Seguridad Nuclear Básica (PR y SN) + Elementos de Salvaguardias y Protección Física (SG y PF) + Criterios Regulatorios (CR).

2. Curso de Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación + Magnitudes y Unidades (MU) + Protección Radiológica y Seguridad Nuclear Básica (PR y SN) + Elementos de Salvaguardias y Protección Física (SG y PF) + Criterios Regulatorios (CR).

3. Curso de Postgrado en Seguridad Nuclear + Magnitudes y Unidades (MU) + Protección Radiológica y Seguridad Nuclear Básica (PR y SN) + Elementos de Salvaguardias y Protección Física (SG y PF) + Criterios Regulatorios (CR).

Taller de:

RQ = Radioquímica

CD1 = Cálculos Dosimétricos (Int. y Ext. Gral.)

CD2 = Cálculos Dosimétricos (> Irr. Externa)

CD3 = Cálculos Dosimétricos (> Cont. Interna)

ME1 = Mediciones (General)

ME2 = Mediciones (> Nivel c/neutrones)

TP1 = Tecnol. de la Radioprotección (General)

TP2 = Tecnol. de la Radioprotección (> Nivel)

SR. = Seguridad Radiológica (Instalación Nuclear)

SN1 = Seguridad Nuclear en Reactores de Producción e Invest. y Depos. Mat. Fisil

SN2 = Seguridad Nuclear en Centrales Nucleares.

CT = Criticidad

TR = Transporte de material radiactivo y nuclear

RR = Residuos Radiactivos

CC1 = QA y QC (conocimientos Básicos generales)

CC2 = QA y QC (conocimientos + Específicos p/ función inspector)

EM1 = Emergencias (Instalaciones Médicas, Industriales y Radiactivas)

EM2 = Emergencias (+ Instalaciones Radiactivas Relevantes)

EM3 = Emergencias (+ Instalaciones Nucleares)

SG y PF 1 = Salvaguardias. y Prot. Física (conocimientos Básicos generales)

ARL **=** Aspectos Regulatorios-Legales

C.I.P. = Interiorización de las Características de las Instalaciones y Procesos

PERSONAL QUE DEBE CUMPLIR FUNCIONES DE OPERACIÓN EN INSTALACIONES RELEVANTES Y MENORES

INSTALACIONES RELEVANTES

En lo que respecta a **instalaciones relevantes,** la normativa vigente en la República Argentina establece criterios y procedimientos para el otorgamiento de dos tipos de Documentos distintos que implican certificaciones conceptualmente diferentes **(Licencia individual y Autorización Específica)**. Para ejercer una función especificada(♣) en una instalación relevante (Clase I) determinada, el personal debe poseer la licencia individual y la autorización específica que correspondan, ambas otorgadas por la Autoridad Regulatoria.

(♣)Conjunto de tareas necesarias para la operación de una dada instalación Clase I, cuyo desempeño implica tomar decisiones que podrían incidir sobre la seguridad de esa instalación

La **"Licencia Individual"** es un Certificado que reconoce la capacidad teórico - científica necesaria para desempeñar una función genérica(♦) dada en un tipo de Instalación Clase I **(*)**.

La **"Autorización Específica"** es un Certificado que habilita a una persona que posee licencia individual a ejercer una función especificada en una Instalación Clase I determinada. (ej. Central Nuclear Atucha I; Conjunto Crítico RA-4; Planta de Producción de Radioisótopos; etc.)

Las Licencias individuales tienen carácter permanente y las Autorizaciones Específicas tienen una validez máxima de dos años (supeditada a la aptitud psicofísica del postulante) y son renovables.

Los requisitos que debe cumplir una persona que desee obtener una Licencia Individual o una Autorización Específica o que desee renovar una Autorización Específica, a efectos de poder ejercer una función en una Instalación Clase I, dependerán de la instalación y del nivel de la función. Estos requisitos se refieren a la Formación Básica, la Capacitación Complementaria, la Formación Especializada; la Capacitación Específica; el Entrenamiento en el Trabajo, el Reentrenamiento y la Aptitud Psicofísica que se pueden resumir como sigue:

(*) Las **Instalaciones Relevantes** llamadas también Clase I comprenden las siguientes subclases:

1. Reactores Nucleares de Potencia.
2. Reactores Nucleares de Producción e Investigación.
3. Conjuntos Críticos.
4. Instalaciones nucleares con potencial de criticidad.
5. Aceleradores de Partículas con E > 1 MeV (excepto los aceleradores de uso médico).
6. Plantas de Irradiación fijas o móviles.
7. Plantas de producción de fuentes radiactivas abiertas o selladas.
8. Gestionadora de Residuos Radiactivos.
9. Instalaciones Minero Fabriles que incluyen el sitio de disposición final de los residuos radiactivos generados en su operación.

a. <u>Para obtener una Licencia individual</u>

El postulante debe poseer una **Formación Básica**, realizar una **Capacitación Complementaria**, y acreditar una **Formación especializada**.

La **Formación Básica** comprende los estudios universitarios o técnicos acordes con el nivel requerido para una función genérica. La misma debe estar certificada mediante un título reconocido por la Autoridad Regulatoria que acredite la condición de profesional o técnico, según corresponda

La **Capacitación Complementaria** contempla una capacitación teórico-práctica complementaria de la formación básica, cuyo objeto es impartir conocimientos de carácter introductorio a la formación especializada. Esta capacitación debe estar certificada por organismos educativos competentes reconocidos por la Autoridad Regulatoria.

(♦)Tipo de función que se realiza en un tipo de instalación Clase I para la que se requiere licencia individual.

La **Formación Especializada** tiene en cuenta los estudios especializados acordes con el nivel requerido para una función genérica. Esta formación especializada debe ajustarse a los programas correspondientes oportunamente presentados por la Entidad Responsable a la Autoridad Regulatoria y debe acreditarse mediante la aprobación de un examen que, a satisfacción de la Autoridad Regulatoria, demuestre la posesión de los conocimientos técnico-científicos requeridos para la función genérica de que se trate.

b. <u>Para obtener una Autorización Específica</u>

El postulante debe poseer **Licencia Individual** apropiada para la función genérica en el tipo de instalación Clase I involucrada, haber acreditado y realizado respectivamente la **Capacitación Específica** y el **Entrenamiento en el Trabajo** adecuados para desempeñar la función especificada en la instalación Clase I de que se trate y poseer certificado de **Aptitud Psicofísica** correspondiente a la función especificada.

La **Capacitación Específica** tiene en cuenta los conocimientos y experiencia necesarios para el desempeño adecuado de una función especificada en una instalación Clase I determinada. Esta capacitación debe ajustarse a los programas correspondientes oportunamente presentados por la Entidad Responsable a la Autoridad Regulatoria y debe acreditarse mediante la aprobación de un examen que a satisfacción de la Autoridad Regulatoria, demuestre la posesión de los conocimientos necesarios para desempeñar la función especificada correspondiente.

El **Entrenamiento en el Trabajo** consiste en el desempeño transitorio de la función especificada para la cual se solicita autorización específica, bajo la supervisión y responsabilidad de personal autorizado. Este desempeño transitorio podrá llevarse a cabo en la misma instalación Clase I donde luego se ejercerá permanentemente la función especificada, o en otra instalación similar. Asimismo, una vez finalizado dicho entrenamiento, debe ser certificado por el personal calificado bajo cuya supervisión se haya efectuado y debe ser refrendado por la Entidad Responsable de la instalación donde se realizó dicho entrenamiento.

La **Aptitud Psicofísica** significa contar con la compatibilidad adecuada, evaluada por el Médico Examinador, entre el profesiograma psicofísico(♥) de una función especificada y el conjunto de cualidades y condiciones psicofísicas del postulante a dicha función.

El Médico Examinador es designado por la Entidad Responsable y reconocido por la Autoridad Regulatoria, y debe contar con apoyo profesional suficiente para establecer los profesiogramas psicofísicos de las funciones especificadas y evaluar la aptitud psicofísica de los postulantes.

b.1. Para renovar una Autorización Específica

El postulante debe haber **desempeñado efectivamente la función** durante el período de validez de la Autorización Específica, haber cumplido y aprobado el **Reentrenamiento Anual** correspondiente y poseer certificado de **Aptitud Psicofísica** correspondiente a la función especificada.

La Entidad Responsable debe presentar una certificación que atestigüe el efectivo y correcto **desempeño de la función especificada** y el cumplimiento y aprobación del programa de **reentrenamiento** oportunamente presentado a la Autoridad Regulatoria.

(♥)Conjunto de cualidades y condiciones psicofísicas mínimas necesarias para desempeñar, en forma adecuada, una función especificada

El **Reentrenamiento Anual** consiste en la realización periódica de cursos y prácticas, por parte del personal que desempeña funciones especificadas en una instalación Clase I determinada, con el objeto de mantener actualizados sus conocimientos y aptitudes para el eficaz desempeño de sus funciones, principalmente ante situaciones no rutinarias incluyendo las accidentales postuladas.

Al término del reentrenamiento, y dentro del año calendario, la Entidad Responsable debe efectuar una evaluación del personal reentrenado, para lo cual constituirá una mesa examinadora a satisfacción de la Autoridad Regulatoria. En los casos que así lo considere, la Autoridad Regulatoria integrará la mesa examinadora.

INSTALACIONES MENORES

En lo que respecta a **instalaciones menores,** de acuerdo a los riesgos radiológicos involucrados, tanto al Responsable así como al personal licenciado se le otorga un documento regulatorio denominado **Permiso Individual.** Este permiso acredita que la formación, entrenamiento y, de ser el caso, aptitud psicofísica, cumplen con los requisitos establecidos en la normativa vigente. Se otorgan para un **propósito determinado** y debe ser periódicamente revalidado por el interesado. Su validez es de tres años para el caso de operadores de gammagrafía industrial y de cinco años tanto para los médicos que utilizan material radiactivo o radiaciones ionizantes en seres humanos, como para los especialistas y técnicos en física de la radioterapia y para los operadores de fuentes de radiación para aplicaciones industriales.

Las **instalaciones menores** comprenden las siguientes subclases:

1. Aceleradores de Partículas con E = 1MeV y aceleradores lineales de uso médico.
2. Instalaciones de Telecobaltoterapia.
3. Instalaciones de Braquiterapia.
4. Instalaciones de Medicina Nuclear.
5. Irradiadores Autoblindados.
6. Gammagrafía Industrial.
7. Instalaciones Minero Fabriles que no incluyen el sitio de disposición final de los residuos radiactivos generados en su operación.
8. Instalaciones nucleares sin potencial de criticidad.
9. Medidores Industriales.
10. Investigación y Desarrollo en áreas físico-químicas y biomédicas.
11. Importación, Exportación y Depósito de material radiactivo.
12. Fraccionamiento y Venta de material radiactivo.

c. Para obtener un Permiso Individual para operadores de equipos de Gamma-grafía Industrial

El postulante debe poseer una **Formación Básica**, realizar una **Capacitación Adicional**, efectuar un **Entrenamiento en la Función** y poseer certificado de **Aptitud Psicofísica** correspondiente para dicha función.

La **Formación Básica** comprende los estudios secundarios completos, certificados mediante un título reconocido por la Autoridad Regulatoria, cuya duración no sea menor a cinco años o acreditar una formación equivalente.

La **Capacitación Adicional** contempla un curso teórico-práctico sobre gammagrafía industrial reconocido por la ARN cuyo temario en protección radiológica tenga una duración no menor a 55 horas y debe acreditarse mediante la aprobación de un examen a satisfacción de la Autoridad Regulatoria.

El **Entrenamiento en la Función** consiste en un entrenamiento no menor a un año con un tiempo mínimo de 400 hs en manejo de equipos y fuentes selladas en gammagrafía industrial bajo la supervisión de un preceptor, poseedor de permiso individual para operar equipos de gammagrafía industrial, propuesto por el solicitante a satisfacción de la ARN, quien debe certificar tal entrenamiento.

La **Aptitud Psicofísica** significa contar con la compatibilidad adecuada, evaluada por el Médico Examinador, entre el profesiograma psicofísico (♦) de una función que requiere permiso individual y el conjunto de cualidades y condiciones psicofísicas del postulante a dicha función.

c.1. Para renovar un Permiso Individual para operadores de equipos de Gammagrafía Industrial

El postulante debe haber **desempeñado efectivamente la función** durante 6 meses previos al vencimiento del permiso, haber aprobado un **curso de actualización** en gammagrafía industrial no inferior a 20 horas reconocido por la ARN y poseer certificado de **Aptitud Psicofísica** correspondiente a la función .

d. <u>Para obtener un Permiso Individual para operadores de fuentes de radiación para aplicaciones industriales</u>

El postulante debe poseer una **Formación Básica**, realizar una **Capacitación Específica**, efectuar un **Entrenamiento Adicional** cuando la ARN lo determine.

La **Formación Básica** comprende los estudios secundarios completos, certificados mediante un título reconocido por la Autoridad Regulatoria, cuya duración no sea menor a cinco años.

La **Capacitación Específica** contempla un curso reconocido por la ARN para la practica de que se trate.

d.1. Para renovar un Permiso Individual para operadores de fuentes de radiación para aplicaciones industriales

El postulante debe, haber aprobado un **curso de actualización** en seguridad radiológica en aplicaciones industriales para la practica de que se trate reconocido por la ARN.

e. <u>Para obtener un Permiso Individual para el empleo de material radiactivo o radiaciones ionizantes en seres humanos</u>

(♦)Conjunto de cualidades y condiciones psicofísicas mínimas necesarias para desempeñar, en forma adecuada, una función que requiere permiso individual

El postulante debe poseer una **Formación Profesional**, realizar una **Capacitación Teórica Adecuada**, poseer una **Experiencia Adecuada** y efectuar un **Entrenamiento en la Práctica**.

La **Formación Profesional** esta orientada hacia profesionales médicos con título universitario habilitado para ejercer su profesión.

La **Capacitación Teórica Adecuada** comprende la aprobación de cursos, reconocidos por la ARN, sobre el empleo de material radiactivo o radiaciones ionizantes en seres humanos.

La **Experiencia Adecuada** consiste en la acreditación mediante antecedentes curriculares sobre una experiencia adecuada en la implementación de programas de protección radiológica en prácticas relacionadas con la experimentación propuesta.

El **Entrenamiento en la Práctica** debe ser realizado según el tipo de práctica y debe incluir una participación clínica activa supervisada por un Médico, poseedor de permiso individual en la práctica solicitada, aceptado por la ARN.

e.1. Para renovar un Permiso Individual para el empleo de material radiactivo o radiaciones ionizantes en seres humanos

El postulante debe haber **desempeñado efectivamente la función** en la practica indicada,durante la vigencia del permiso, certificado mediante entidades donde se haya desempeñado y haber aprobado un **curso de actualización** en la práctica contemplada en el permiso a renovar, incluyendo aspectos de protección radiológica asociados a la misma.

f. <u>Para obtener un Permiso Individual para Especialistas en Física de la Radioterapia</u>

El postulante debe poseer una **Formación Profesional**, realizar una **Capacitación Teórica Adecuada**, poseer una **Experiencia Adecuada** y efectuar un **Entrenamiento en la Práctica**.

La **Formación Profesional** abarca a profesionales con título universitario reconocido en el país en una carrera con un mínimo de 5 años orientada esencialmente en ciencias físicas (Física Médica; Ciencias Físicas; Bioingeniería; Ingeniería Nuclear).

La **Capacitación Teórica Adecuada** comprende la aprobación de cursos, reconocidos por la ARN, que brinden formación teórica específica necesaria para especialistas en física de la radioterapia.

La **Experiencia Adecuada** comprende la acreditación de haber realizado un entrenamiento en instalaciones de radioterapia cumpliendo tares de la especialidad durante un mínimo de 1500 hs

El **Entrenamiento en la Práctica** consiste en entrenamiento específico bajo supervisión de un preceptor en instalaciones de radioterapia licenciadas acordes a la práctica.

f.1. Para renovar un Permiso Individual para Especialistas en Física de la Radioterapia

El postulante debe haber **desempeñado efectivamente la función** en la practica indicada por un período no menor a tres años dentro del período de vigencia del mismo, certificado mediante entidades donde se haya desempeñado

g. <u>Para obtener un Permiso Individual para Técnicos en Física de la Radioterapia (Supervisados por Especialistas en Física de la radioterapia)</u>

El postulante debe poseer una **Formación Profesional**, realizar una **Capacitación Teórica Adecuada**, poseer una **Experiencia Adecuada** y efectuar un **Entrenamiento en la Práctica**.

La **Formación Profesional** debe ser de grado terciario o universitario con título reconocido en el país en una carrera con un mínimo de 2 años orientada esencialmente en ciencias físicas (Tecnicatura en Física Médica; en Física de la Radioterapia).

La **Capacitación Teórica Adecuada** comprende la aprobación de cursos, reconocidos por la ARN, que brinden formación teórica específica necesaria para técnicos en física de la radioterapia.

La **Experiencia Adecuada** comprende la acreditación de haber realizado un entrenamiento en instalaciones de radioterapia cumpliendo tares de la especialidad durante un mínimo de 1000 hs.

El **Entrenamiento en la Práctica** consiste en entrenamiento específico bajo supervisión de un preceptor en instalaciones de radioterapia licenciadas acordes a la práctica.

g.1. Para renovar un Permiso Individual para Técnicos en Física de la Radioterapia

El postulante debe haber **desempeñado efectivamente la función** en la practica indicada por un período no menor a tres años dentro del período de vigencia del mismo, certificado mediante entidades donde se haya desempeñado.

Implementación de un plan de acción en protección radiológica del paciente en la Argentina

Michelin, S.C.; Pérez, M. del R. y Dubner, D.L.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Implementación de un plan de acción en Protección Radiológica del Paciente en la Argentina

S. Michelin, M del R Pérez, D. Dubner
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Las irradiaciones médicas constituyen la principal contribución a la exposición humana a radiaciones ionizantes de carácter artificial. La cantidad creciente de prácticas, instalaciones y recursos humanos destinados a tales fines, ha incrementado la preocupación de organismos reguladores y sociedades científicas por la protección radiológica del paciente (PRP).
Además de cumplir su función reguladora en los dominios de la práctica médica que le competen, la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina, decidió instalar una discusión activa con el objeto de promover un plan de acción en PRP en el ámbito nacional. A tal fin, la ARN organizó la 1° Jornada Nacional sobre PRP en diciembre del año 2004, con la asistencia de profesionales del campo del Radiodiagnóstico, la Medicina Nuclear y la Radioterapia así como de representantes de asociaciones profesionales y autoridades de salud. En dicha jornada se presentaron las conclusiones de la Conferencia Internacional sobre PRP (Málaga, 2001) y los criterios de la Directiva 97/43/EURATOM adoptada en países europeos. Se discutió acerca de: justificación de prácticas, responsabilidad del médico prescriptor, sistemas de calidad, optimización de dosis, niveles de referencia, dosimetría, capacitación de recursos humanos, especialmente para ciertas prácticas (mujer gestante, radiología pediátrica e intervencionista, tomografía PR/118 para la correcta solicitud de prácticas diagnósticas y un experto presentó en forma de teleconferencia la experiencia de Francia para la adopción de estas guías. Durante la 2° Jornada Nacional sobre PRP organizada por la ARN (junio 2005), se debatieron opiniones recibidas en los distintos ámbitos en relación a la guía PR/118 y su potencial adecuación a las condiciones nacionales. Asimismo se presentó el estado de avance de las actividades desarrolladas en relación a las tareas propuestas. Como resultado de este encuentro, se conformó una red nacional de PRP a la que se propuso incorporar instituciones académicas, a fin de considerar la inclusión de temas de PRP en la formación médica de grado. Se constituyeron grupos de trabajo en Radiodiagnóstico, Radioterapia, Medicina Nuclear y PPR de la mujer gestante, que acordaron los contenidos y cronograma de un plan de trabajo a corto y mediano plazo, que se encuentra actualmente en ejecución. La continuidad de esta acción coordinada posibilitará el cumplimiento de los objetivos propuestos. En esta comunicación se presentan los resultados obtenidos hasta el presente del plan de acción para la PRP implementado en la Argentina a partir del año 2004.

1. INTRODUCCIÓN

Los individuos pueden ser expuestos a las radiaciones ionizantes (RI) como miembros del público, como trabajadores ocupacionalmente expuestos o como pacientes. Las irradiaciones médicas constituyen la contribución mas importante a la exposición humana a RI de carácter artificial. Las estadísticas mundiales indican una tendencia creciente en el número anual de prácticas así como en la cantidad de instalaciones y recursos humanos destinados a tales fines. Se estima que alrededor de 2500 millones de prácticas diagnósticas y 5,5 millones de prácticas terapéuticas se realizan en todo el mundo por año. El 99 % de las prácticas diagnósticas corresponde a radiología (78% radiología médica y 21% radiología dental) y el 1% restante son prácticas de medicina nuclear. En lo concerniente a las prácticas terapéuticas, la radioterapia constituye el 93% mientras que el 7% corresponde a medicina nuclear [1]. Estas cifras se están incrementado en función del desarrollo de nuevas técnicas de diagnóstico por imágenes, braquiterapia y teleterapia, la aplicación de nuevos fármacos y moléculas marcadas con diversos isótopos. Debido a esta amplia difusión, la calidad de las prácticas, su justificación y optimización se han convertido en un tema relevante para las sociedades científicas y los organismos reguladores.

A partir de la adopción de la Directiva 97/43/EURATOM, la mayor parte de los países europeos han implementado planes de acción para la protección radiológica del paciente, incluyendo la búsqueda de consenso en relación con optimización de dosis y criterios de justificación. Un ejemplo de ello lo constituye la Guía PR/118 para la correcta solicitud de prácticas de carácter diagnóstico, publicada por la Comisión Europea en el año 2000. Considerando la necesidad de promover en nuestro país un consenso similar entre profesionales de la salud vinculados a los usos médicos de las radiaciones ionizantes, la Gerencia de Apoyo Científico de la Autoridad Regulatoria Nuclear tomó la iniciativa de instalar una discusión activa sobre la Protección Radiológica del Paciente y encontrar vías de interacción para la generación de un plan de acción que contribuya a la optimización del uso de las radiaciones ionizantes en la práctica médica.

.

2. ANTECEDENTES INTERNACIONALES

La Comision Internacional de Protección Radiológica (ICRP) ha abordado el tema de la protección radiológica del paciente (PRP) en diversos documentos:

- Recomendaciones generales sobre radioprotección en medicina [2]
- Protección del paciente en diagnóstico radiológico [3]
- Protección del paciente en Radioterapia [4]
- Protección del paciente en Medicina Nuclear [5]
- Protección radiológica en la investigación biomédica [6]
- Protección Radiológica y Seguridad en Medicina [7]
- Embarazo e irradiación médica [8]
- Prevención de injurias por radiación en procedimientos de radiología intervensionista [9]
- Prevención de accidentes en pacientes sometidos a radioterapia [10]
- Manejo de las dosis al paciente en tomografía computada [11]
- Manejo de la dosis al paciente en radiología digital [12]
- Nuevas Recomendaciones ICRP [13]

- Prevención de accidentes en braquiterapia de alta tasa de dosis [14]

En junio de 1997 el Consejo de la Unión Europea adoptó la Directiva EURATOM 97/43 sobre protección de la salud en relación con exposiciones médicas. La transposición de esta directiva a los países de la Comunidad Europea tuvo lugar en el período 1997-2000, año en el que entró en vigencia. En ella se establece el ámbito de aplicación, considerando como exposiciones médicas las exposiciones a radiaciones ionizantes que involucran a:

- Pacientes sometidos a practicas diagnósticas
- Pacientes sometidos a irradiaciones terapéuticas
- Individuos sanos bajo vigilancia médico-laboral de rutina
- Sujetos incluidos en programas de "screening" poblacional
- Personas involucradas en procedimientos de carácter médico-legal
- Voluntarios incluidos en programas de investigación biomédica
- Personas que aceptan voluntariamente participar en el cuidado de pacientes sometidos a exposiciones médicas fuera de todo vínculo laboral (familiares, amigos)

Esta directiva establece a lo largo de sus 16 artículos, criterios que tendrán carácter de obligatoriedad para los países europeos en relación a justificación de las prácticas, optimización de las dosis y niveles de referencia diagnósticos, responsabilidades del profesional que solicita las prácticas (médico prescriptor) y del que las efectúa (médico especialista), procedimientos escritos, formación profesional, equipamiento, programas de garantía de calidad, prácticas especiales (niños, radiologia intervencionista, tomografía computada, radioterapia), protección especial durante el embarazo/lactancia y exposiciones potenciales. Con el objeto de contribuir a la implementación de esta directiva, la Comisión Europea publicó en este período diversas guías orientativas que abordaron temas tales como:

- Radioprotección y aseguramiento de la calidad en radiología dental [15]
- Aceptabilidad de instalaciones radiológicas, radioterapia y medicina nuclear [16]
- Exposición a radiaciones ionizantes en la investigación medica y biomédica [17]
- Protección radiológica del feto y niños pequeños [18]
- Niveles de referencia diagnosticos (NRD) [19]
- Educación y entrenamiento en radioprotección para exposiciones médicas [20]
- Correcta solicitud de pruebas de diagnóstico por imagen [21]
- Criterios de calidad en tomografía computada [22]
- Criterios de calidad en radiología pediátrica [23]

En el mismo período, el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) impulsó una discusión del tema PRP en la comunidad internacional y co-patrocinó con la Organización Mundial de la Salud (OMS) y la Comunidad Europea una Conferencia Internacional para la Protección Radiológica del Paciente [24] en la que se alcanzó un consenso acerca de la necesidad de implementar un plan de acción internacional para la PRP. En el año 2002 el OIEA publicó una guía para la protección radiológica en exposiciones médicas [1] que establece recomendaciones y requerimientos de seguridad radiológica específicamente destinados a la PRP.

3. PRIMERA JORNADA SOBRE PRP

Teniendo en cuenta los antecedentes mencionados y además de cumplir su función reguladora en los dominios de la práctica médica que le competen, la (ARN) decidió instalar una discusión activa con el objeto de promover un plan de acción en PRP en el ámbito nacional. A tal fin,

organizó la 1° Jornada Nacional sobre PRP en diciembre de 2004, con la asistencia de profesionales del campo del Radiodiagnóstico, la Medicina Nuclear y la Radioterapia así como de representantes de asociaciones profesionales y autoridades de salud.
Todos los asistentes recibieron material impreso con los contenidos a desarrollar durante la jornada, incluyendo un listado de bibliografía de referencia sobre los temas a discutir.
Durante la reunión se presentó el marco conceptual de la protección radiológica sustentada en los tres principios básicos: justificación, optimización y limitación de dosis, y las particularidades de la PRP, basada en los dos primeros principios[1]. Se discutieron los alcances del principio de justificación en las prácticas médicas, haciendo énfasis en el rol del médico prescriptor como co-responsable de su aplicación, en conjunto con el médico especialista, quienes deberán asegurar que :

- la práctica solicitada contribuirá a confirmar un diagnóstico u orientar la estrategia terapéutica
- el beneficio esperado será superior al que aportaría otra técnica alternativa que involucre menores dosis o que no implique exposición a RI.

Con respecto a este punto, se discutió acerca de la necesidad de involucrar en la protección radiológica del paciente a las sociedades de profesionales médicos. Este concepto es abordado en forma explicita en por el OIEA en su documento IAEA/BSS [25] que expresa que "La decisión para aceptar o rechazar un procedimiento diagnóstico o terapéutico prescripto por el médico solo radica en el médico especialista en medicina nuclear, radiólogo u radioterapeuta según proceda".En este contexto se presentó la guía de la Comisión Europea para la correcta solicitud de pruebas de diagnóstico por imagen (Guía PR118)[26] y se distribuyeron ejemplares de la misma entre los asistentes. Esta guía clasifica las indicaciones de los exámenes de diagnóstico por imágenes en función de los síntomas y/o signos que caracterizan las distintas situaciones clínicas, teniendo en cuenta una categorización de los mismos de acuerdo al rango de dosis efectiva asociada. Asimismo la guía incorpora un doble sistema de categorización del nivel de indicación que tiene cada práctica, sustentada en la experiencia clínica y a la demostración de la evidencia de su utilidad a la luz de trabajos científicos reconocidos, promoviendo el criterio de medicina basada en la evidencia aplicado en la actualidad en otros ámbitos asistenciales.
Posteriormente se abordó el tema del principio de optimización en las exposiciones médicas y las particularidades de su aplicación en las prácticas diagnósticas y terapéuticas. En este marco se planteó el concepto de los niveles de referencia diagnósticos (NRD) como niveles de dosis en radiodiagnóstico y niveles de actividad en medicina nuclear, sobre las premisas siguientes:

- Los NRD son una herramienta para la optimización;Se determinan en base a datos obtenidos a partir de mediciones (o cálculos) para exámenes "tipo" en pacientes standard y no se aplican por lo tanto a casos individuales;No se aplican en prácticas terapéuticas;
- No constituyen límites, no son dosis promedio ni dosis óptimas, sino indicadores de calidad de equipos y procedimientos;

Luego se discutió en forma particular la implementación de programas de aseguramiento de la calidad en el ámbito de las exposiciones medicas.A continuación se presentó la propuesta de generar un plan de acción de Protección Radiológica del Paciente sustentado en la búsqueda de acuerdos y convergencias con autoridades sanitarias, sociedades científicas y asociaciones profesionales. La modalidad propuesta para la ejecución de este plan de acción fue la constitución de grupos de trabajo interdisciplinarios para abocarse a algunas tareas básicas:

[1] No se aplican los limites de dosis a los pacientes; solo se recomiendan restricciones de dosis en el caso de los voluntarios incluidos en programas de investigación y familiares acompañantes

- análisis conjunto de recomendaciones y directivas internacionales a partir de documentos-base y adecuación de dichas recomendaciones a las condiciones nacionales.
- elaboración de guías orientativas sobre indicaciones para la correcta solicitud de exámenes en pacientes adultos y pediátricos.
- promoción de acciones tendientes a la implementación de sistemas de calidad en las exposiciones médicas.
- discusión de procedimientos para pacientes adultos y pediátricos que contribuyan a la optimización de las dosis.
- determinación de niveles de referencia diagnósticos (NRD)
- promoción de actividades tendientes a introducir la noción de la cultura de la radioprotección desde el pre-grado.
- promoción de la formación teórico-práctica de los especialistas, su re-entrenamiento y actualización.
- aprovechamiento de herramientas informáticas para la difusión de la cultura de la seguridad (páginas WEB; enlaces a sitios de interés nacionales, regionales e internacionales; acceso a bibliotecas virtuales, documentos, guías, materiales educativos, etc.)

Durante la jornada se unió a través de una videoconferencia el Profesor Michel Bourguignon, de la Facultad de Medicina de Paris y Director Adjunto de la Autoridad de Seguridad Nuclear (ASN) de Francia, quien presentó la experiencia de la implementación de la directiva EURATOM 97/43 en su país. Durante su conferencia el Dr Bourguignon explicó la modalidad adoptada en Francia para la adecuación de la Guía PR118 a nivel nacional. Esta tarea demandó 3 años de trabajo de 14 grupos de redacción y contó con la participación de la autoridades competentes y numerosas asociaciones profesionales, incluyendo no solo radiodiagnóstico, radioterapia, medicina nuclear, sino también las diversas especialidades clínicas y quirúrgicas que representan a los médicos prescriptores. En el periodo 2001-2004 mas de 700 médicos del área de la medicina pública y privada participaron de la revisión y se alcanzo finalmente un consenso nacional que culminó con la publicación de una guía [26], con recomendaciones para los profesionales de la salud.
Esta guía se ha convertido en una obligación legal y los médicos que solicitan o realizan una practica deben explicar su justificación y asegurar su optimización. A continuación describió con algunos ejemplos, su utilización y además se estableció un debate con los asistentes quienes pudieron, además de formularle preguntas, expresar sus apreciaciones personales.
Finalmente tuvo lugar una discusión general al cabo de la cual hubo consenso unánime en cuanto a que la ejecución de un plan de acción conjunto para la Protección Radiológica del Paciente en el ámbito nacional posibilitaría la optimización de recursos humanos y materiales. Se acordó con los asistentes:

- Promover la difusión de los contenidos de la Jornada a través de los sitios web de las instituciones participantes;
- Extender la convocatoria a otras organizaciones y asociaciones profesionales, incluyendo instituciones académicas;
- Iniciar una discusión activa sobre la guía PR118 y la factibilidad de su adecuación a la realidad nacional y promover la formación de grupos de trabajo.

4. SEGUNDA JORNADA SOBRE PRP

En junio del año 2005 la ARN organizóla segunda jornada sobre la PRP en forma conjunta con el Hospital Naval "Cirujano Mayor Dr. Pedro Mallo". En esta oportunidad la convocatoria incluyó no solo a la comunidad médica y autoridades competentes sino que se extendió a sociedades científicas, profesionales del área de la física médica e instituciones académicas. Los objetivos de esta jornada fueron:

- definir los temas a abordar;
- conformar grupos de trabajo en función de esos temas;
- identificar a sus integrantes;
- fijar objetivos y tareas posibles y traceables;
- acordar un cronograma de actividades a corto, mediano y largo plazo. Se constituyeron 4

grupos de trabajo para la discusión de los aspectos particulares de la protección radiológica del paciente en cada una de las áreas, la definición de tareas y la implementación del plan de acción. Estos grupos contaron con representantes de diversas instituciones:

Grupo Radiodiagnóstico: representantes de la Sociedad Argentina de Radiología, Sociedad Argentina de Radioprotección, Sociedad Argentina de Pediatría, Departamentos de Radiofísica Sanitaria del Ministerio de Salud de la Nación, de la Provincia de Buenos Aires y del interior del país, Hospital Naval de Buenos Aires e Instituto M. Curie

Grupo Radioterapia: representantes de la Sociedad Argentina de Terapia Radiante Oncológica, Sociedad Argentina de Radioterapia, Sociedad Argentina de Física Medica, Sociedad Argentina de Radioprotección Autoridad Regulatoria Nuclear, Secretaria de Salud del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires, Ministerio de Salud y de diversos hospitales y clínicas de Buenos Aires

Grupo Medicina Nuclear: representantes de la Asociación Argentina de Biología y Medicina Nuclear, Sociedad Argentina de Física Medica, Autoridad Regulatoria Nuclear, Hospital Naval de Buenos Aires, Sociedad Argentina de Cardiología, Hospital Británico, Comisión Nacional de Energía Atómica, hospital Durand y Sociedad Argentina de Radioprotección

Grupo Radioprotección de la mujer gestante: representantes del Departamento de Radiofísica Sanitaria del Ministerio de Salud de la Nación, Línea Salud Fetal del Centro Nacional de Génetica Humana , Autoridad Regulatoria Nuclear y obstetras del Hospital Naval Pedro Mallo y Sociedad Argentina de Radioprotección

En cada una de las áreas se discutieron los siguientes temas:.

En el área del **Radiodiagnóstico** se discutió sobre:

- influencia de los parámetros técnicos sobre la dosis al paciente y la calidad de la imagen,
- niveles de referencia diagnósticos (NRD)
- necesidad de disponer de procedimientos escritos que contemplen factores técnicos en función de las características del paciente en el marco de los programas de aseguramiento de la calidadevitar repeticiones por errores de posicionamiento, de inmovilización o de calidad de imagen (entre un 3-15% de los estudios radiológicas se repiten [27]
- relevancia del principio de justificación en tomografía computada, que hoy constituye el 40 % de la dosis colectiva debida a radiodiagnóstico en países desarrollados. Los nuevos desarrollos tecnológicos (Ej: TAC helicoidal, TAC multicorte, TAC 3D) pueden implicar dosis mas altas.
- el rango dinámico de las técnicas de radiología digital permite obtener una buena imagen aún cuando la dosis haya sido mayor de la necesaria (entrenamiento adicional en radioprotección)
- es esencial contar con una política de radioprotección en Pediatría. Existen recomendaciones internacionales y códigos de buenas prácticas en este campo, que pueden constituir el marco

para la implementación de esta política.implementación de la PRP en los procedimientos de radiología intervencionista que pueden requerir largos tiempos de radioscopia, implicando dosis que pueden inducir lesiones cutáneas severas (Ej: registro de dosis *on-line*). Importancia de la formación en radioprotección de otros especialistas involucrados en la ejecución de estas practicas (Ej: cardiólogos, urólogos, gastroenterólogos, cirujanos vasculares, traumatólogos).

En el área de la **Radioterapia** se discutió sobre:

- optimización de la dosis radioterapia, cuyo objeto es alcanzar un máximo control tumoral con la mínima frecuencia de complicaciones en los tejidos sanos, como responsabilidad compartida entre el médico radioterapeuta y el físico médico trabajando en estrecha colaboración;.
- implicancias en PRP de los nuevos desarrollos tecnológicos hoy disponibles en el país (Ej: planificación tridimensional, radioterapia conformada 3D, modulación de la intensidad del haz, braquiterapia de baja y alta tasa);
- implicancias en PRP de los avances en el conocimientos de los mecanismos radiobiológicos implicados en la respuesta tumoral y de los tejidos sanos (Ej: modelo LQ, evaluación de la radiosensibilidad individual y tumoral);
- importancia del análisis de accidentes en radioterapia acontecidos en los últimos años y de la difusión de las lecciones aprendidas (Ej: Zaragoza-1990, San José de Costa Rica-1996, Panamá-2000, Bialystok-2001 [28]
- programas de aseguramiento de la calidad

En el área de la **Medicina Nuclear** se discutió sobre:

- Implicancias en PRP de las nuevas tecnologías disponibles con fines diagnósticos (Ej: nuevos radiofármacos, cirugía radioguiada; imágenes de fusión PET/TAC, PET/RMN, SPECT/TAC)Implicancias en PRP de las nuevas aplicaciones terapéuticas de la Medicina Nuclear (Ej: análogos de la somatostatina y otros péptidos marcados, anticuerpos monoclonales en radioinmunoterapia, embolización arterial selectiva y superselectiva);Necesidad de contar con modelos de biodistribución de nuevos radiofármacos;Importancia de la dosimetría interna personalizada;Protección de tejidos sanosRol del físico médico en Medicina Nuclear Niveles de referencia diagnósticos (NRD) en Medicina Nuclear
- Programas de aseguramiento de la calidad

En el área de la **Radioprotección de la mujer gestante** se discutió sobre:

- Dosimetría fetal por irradiación externa;
- Dosimetría fetal por incorporación de radionucleidos a la madre;
- Particularidades de la justificación y optimización de prácticas en pacientes gestantes;
- Elaboración de un registro unificado de consultas, que incluya el seguimiento en la vida post-natal.
- Elaboración conjunta de guías y de recomendaciones sobre PRP de la mujer gestante, que incluyan el tema de la lactancia materna en medicina nuclear[2].

[2] Durante la Jornada se distribuyo a todos los asistentes un folleto conteniendo conceptos básicos sobre los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes durante las distintas etapas de la vida prenatal, las dosis medias absorbidas por el feto en las prácticas de radiodiagnóstico y medicina nuclear mas frecuentes y los datos de los centros adonde dirigirse en caso de tener que efectuar una consulta.

- Consentimientos informados que contemplen en forma explicita este tema (Ej: por cuanto tiempo se debe evitar el embarazo o suspender la lactancia luego de una practica de medicina nuclear)

Se abordó además en forma general la problemática regulatoria y el rol de la autoridad competente en la PRP

Hubo consenso en todo los grupos acerca de la importancia de la educación inicial teórico-practica en radioprotección y de los programas de educación continua, tendientes a lograr la calificación del personal involucrado en los usos médicos de las radiaciones ionizantes y a promover la cultura de la seguridad en el ámbito de las exposiciones médicas. En cuanto a la formación del médico prescriptor como co-responsable de la aplicación del principio de justificación, se discutió acerca de la importancia de promover la educación en radioprotección desde el pre-grado.

Se coincidió en la conveniencia de realizar un relevamiento de los numerosos documentos, guías y recomendaciones internacionales relacionadas con la PRP en cada una de las áreas, promover su difusión y lectura[3].

Se acordó abordar el tema de la justificación de las prácticas diagnósticas planteando como objetivo la elaboración de guías orientativas similares a las adoptadas por la Comunidad Europea. A tal fin se definieron 3 fases de trabajo a ser ejecutadas durante el periodo 2005-2008:

- Fase 1: grupos de redacción constituidos por especialistas en Radiodiagnóstico y Medicina Nuclear, tomando como punto de partida qué existe hoy en el país respecto de criterios para la solicitud de pruebas diagnósticas. La guía PR118 y su versión adaptada en Francia serían ser los documentos de referencia y base para la discusión.
- Fase 2: grupos multidisciplinarios constituidos por especialistas en Radiodiagnóstico y Medicina Nuclear junto a representantes de las especialidades clínicas y quirúrgicas que operan como médicos prescriptores. Envío del documento preliminar a los médicos prescriptores y consenso final en un taller presencial.
- Fase 3: grupos de lectura del documento consensuado para el análisis crítico por parte de un número mas amplio de profesionales de las diversas especialidades para los estudios del área de su competencia, relevamiento de sus opiniones mediante encuestas electrónicas. En esta fase se buscará representatividad geográfica tanto del ámbito público como privado.Arbitraje y elaboración del documento final.

Se acordó abordar el tema de la optimización de las prácticas diagnósticas planteando como primer objetivo la determinación de los niveles de referencia diagnósticos (NRD) en Radiodiagnóstico y Medicina Nuclear, comenzando por una experiencia piloto en 10 centros que contemple los 5 procedimientos mas frecuentes, en pacientes adultos y pediátricos

La jornada concluyó con una conferencia a cargo del Ing. Abel González de la ARN, sobre la importancia que esta adquiriendo, a nivel mundial, la radioprotección del paciente

[3] Un listado no exhaustivo de las publicaciones mas relevantes fue entregado a los asistentes durante la Jornada.

5. ESTADO ACTUAL DEL PLAN DE ACCION

Hasta el presente, los cuatro grupos de trabajo se han reunido periódicamente. El grupo de radiodiagnóstico cumplió la fase 1 en el aspecto de la justificación y esta comenzando con la fase 2. El resto de los grupos se encuentran con distinto grado de avance en sus tareas de la fase 1

5. CONCLUSIONES

El plan de acción presentado en esta comunicación se encuentra actualmente en ejecución, con diferente grado de avance en cada uno de los grupos. El uso racional de las técnicas de diagnóstico por imágenes contribuirá a la supresión de exámenes injustificados, constituyendo una medida simple y eficaz de radioprotección. La jerarquización del principio de justificación plantea un nuevo enfoque de la protección radiológica del paciente, en cuyo contexto adquiere una especial relevancia la figura del médico prescriptor quien, junto al medico especialista, actua como co-responsable de la aplicación de este principio. En lo concerniente a la optimización de las dosis, la convocatoria se extiende más allá del médico y en este sentido el especialista en física médica esta llamado a jugar un rol relevante tanto en el campo de la radioterapia como en el de la medicina nuclear y el diagnostico por imágenes.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen al Dr Michel Bourguignon, a la Lic. Ana Maria Larcher, al Dr Rodolfo Touzet , al Dr Hugo Crocci y al Ing. Abel González por su valiosa contribución para el desarrollo de estas Jornadas.

REFERENCIAS

1. Safety Standards Series Radiological Protection for Medical Exposure to ionizing radiations IAEA-RS-G-1.5. 2002
2. ICRP PUBLICATION 26: Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, January, 1977
3. ICRP PUBLICATION 33: Protection Against Ionizing Radiation from External Sources Used in Medicine, March, 1981
4. ICRP PUBLICATION 34: Protection of the Patient in Diagnostic Radiology, May, 1982
5. ICRP PUBLICATION 52: Protection of the Patient in Nuclear Medicine, March, 1987
6. ICRP PUBLICATION 62: Radiological Protection in Biomedical Research, May, 1993
7. ICRP PUBLICATION 73: Radiological Protection and Safety in Medicine, 1996
8. ICRP PUBLICATION 84: Pregnancy and medical radiation, 2000
9. ICRP PUBLICATION 85: Avoidance of radiation injuries from medical interventional procedures, 2001
10. ICRP PUBLICATION 86: Prevention of accidents to patients undergoing radiation therapy, 2002

11. ICRP PUBLICATION 87: Managing patient dose in computed tomography, 2002
12. ICRP PUBLICATION 93: Managing patient dose in digital radiology, 2004
13. ICRP SUPPORTING GUIDANCE 4: Development of the draft 2005. Recommendations of the ICRP
14. ICRP PUBLICATION 97 Prevention of High-dose rate brachytherapy accidents, 2006
15. Radioprotection et assurance de qualité en radiographie dentaire (Guide PR 81)
16. Criteria for acceptability of radiological(including radiotherapy),nuclear medicine installations. 1997 (Guide PR 91)
17. Guía sobre las exposiciones médicas en la investigación médica y biomédica (Guia PR 99)
18. Guía para la protección del feto y los niños pequeños irradiados debido a la exposición médica de sus progenitores (Guia PR 100)
19. Guía sobre los niveles de referencia para diagnóstico (NRD) en las exposiciones médicas (Guia PR 109)
20. Guidelines on education and training in radiation protection for medical exposures (Guide PR 116)
21. Guía de indicaciones para la correcta solicitud de pruebas diagnósticas por imágenes(Guía PR 118)
22. European guidelines on quality criteria for computed tomography 1999
23. European guidelines on quality criteria for diagnostic radiographic images in paedriatics , 1996
24. Proceedings International Conference on the Radiation Protection of Patients, Málaga, 2001
25. International Basic Safety Standards for Protection against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources IAEA/BSS 1996
26 Guide du bon usage des examens d'imagerie médicale. Recommandations pour les professionnels de santé. Transposition de la directive européenne 97/43 Euratom. SFR/SFBMN /ANAES/DGSNR 1ère édition – 2005
27. IAEA-TECDOC-796 Radiation doses in diagnostic radiology and methods for dose Reduction
28. Lessons Learned from Accidental Exposures in Radiotherapy IAEA Safety Reports Series No. 17, 2000)

Gestión de eventos en reactores de investigación

Perrin, C.D.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

GESTIÓN DE EVENTOS EN REACTORES DE INVESTIGACIÓN

Carlos D. PERRIN

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En el campo de la Seguridad Radiológica y Nuclear, la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina controla las actividades de tres reactores de investigación y tres conjuntos críticos, mediante evaluaciones, auditorias e inspecciones, a fin de asegurar el cumplimento de los requisitos establecidos en las Licencias de las instalaciones, en las normas regulatorias y en la documentación de carácter mandatorio en general.

En este trabajo se describe una de las estrategias clave desarrolladas por la ARN para promover un nivel adecuado de seguridad radiológica y nuclear, basado en el control de la gestión de los eventos anormales que pudieran ocurrir en las instalaciones. Se presentan los requisitos regulatorios específicos establecidos al respecto y las actividades desarrolladas en las entidades operadoras.

INTRODUCCIÓN

La AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR (ARN) fue creada mediante la Ley Nº 24.804 Ley Nacional de la Actividad Nuclear, promulgada el 25 de abril de 1997, como entidad autárquica en jurisdicción de la Presidencia de la Nación, con la función de regular y fiscalizar la actividad nuclear en todo lo referente a los temas de seguridad radiológica y nuclear, protección física y no-proliferación nuclear. Debe asimismo asesorar al Poder Ejecutivo Nacional en las materias de su competencia.

La Autoridad Regulatoria Nuclear tiene como objetivo establecer, desarrollar y aplicar un régimen regulatorio para todas las actividades nucleares que se realicen en la República Argentina. Este régimen tiene los siguientes propósitos:

- Sostener un nivel apropiado de protección de las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.
- Mantener un grado razonable de seguridad radiológica y nuclear en las actividades nucleares desarrolladas en la República Argentina.
- Asegurar que las actividades nucleares no sean desarrolladas con fines no autorizados por la ley y las normas que en su consecuencia se dicten, así como por los compromisos internacionales y las políticas de no-proliferación nuclear asumidos por la República Argentina.
- Prevenir la comisión de actos intencionales que puedan conducir a consecuencias radiológicas severas o al retiro no autorizado de materiales nucleares u otros materiales o equipos sujetos a regulación y control.

Con el propósito de cumplir los objetivos antes mencionados, la ARN ha desarrollado y ha sido provisto con tres capacidades básicas:

a. Capacidad Legal: es una institución establecida por ley, con misiones y funciones claramente establecidas y legalmente reconocidas.
b. Capacidad Técnica: cuenta con suficiente personal calificado, con un alto porcentaje de profesionales, en su mayoría posgraduados.
c. Capacidad operacional: posee una infraestructura, equipamiento y presupuesto adecuados para el cumplimiento de sus funciones.

En Argentina hay dos centrales nucleares en operación, una en construcción, tres reactores de investigación, tres conjuntos críticos (un conjunto crítico desmantelado), 25 instalaciones relevantes y mas de 1600 instalaciones médicas, industriales, y de investigación, que utilizan materiales o fuentes radiactivas.

Las tareas regulatorias que desarrolla la ARN corresponden a tres áreas principales: seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física.

En el área de seguridad radiológica y nuclear de reactores de investigación y conjuntos críticos, la ARN realiza el control de 6 instalaciones (3 reactores de investigación y 3 conjuntos críticos), mediante la realización de evaluaciones, auditorias e inspecciones que cubren todos los estados de las instalaciones (construcción, puesta en marcha, operación, parada extendida y retiro de servicio).

A continuación se presenta una tabla con las principales características de los RIyCC en Argentina:

	CONJUNTOS CRÍTICOS			
	RA-0	**RA-2**	**RA-4**	**RA-8**
Potencia (W)	1	1	1	10
Tipo	Tanque	Tanque	Homogéneo	Tanque
Utilización	Educación y Entrenamiento	Facilidad Crítica Ra-3	Educación y Entrenamiento	Facilidad Crítica Carem
Combustible	UO2	UAL	UO2	UO2
EECC	Barras	Mtr	Placas Polietileno	Barras
Enriquec. (%)	20	90	20	1.8 Y 3.4
Exceso de reactividad ($)	0.40	-------	0.4	No definido
Estado	En operación	Desmantelado	En operación	Parada extendida
Lugar	Universidad de Córdoba	Centro Atómico Constituyentes	Universidad de Rosario	Centro Atómico Pilcaniyeu
Primera criticidad	1970		1971	1998

	REACTORES DE INVESTIGACIÓN		
	RA-1	**RA-3**	**RA6**
Potencia (W)	40	10000	500
Tipo	Tanque	Tanque	Tanque
Utilización	Investigación, entrenamiento, BNCT, ensayo de materiales	Producción de radioisótopos, investigación, AXA	Investigación, entrenamiento, AXA, BNCT
Combustible	UO2	UO2, USI3	UO2
Eecc	Barras	MTR	MTR
Enriquec. (%)	20	20	90
Exceso de reactividad ($)	1.5	8	2
Estado	En operación	En operación	En operación
Lugar	Centro Atómico Constituyentes	Centro Atómico Ezeiza	Centro Atómico Bariloche
Primera criticidad	1958	1967	1982

CONTROL REGULATORIO

CRITERIOS

El control regulatorio de los reactores de investigación y de los conjuntos críticos consiste en la realización de inspecciones, auditorias y evaluaciones de seguridad.

Estas tareas se desarrollan tomando como referencia los siguientes criterios:

- PREVENCIÓN: Durante las inspecciones y en las evaluaciones de seguridad practicadas, debe prestarse atención al desarrollo de los procesos de trabajo en la instalación y a la evolución de aquellos parámetros que caracterizan la seguridad, a fin de detectar tendencias que en el futuro pudieran afectar la seguridad de la instalación. Como resultado de las inspecciones y evaluaciones, cuando corresponda, se emiten Decisiones Regulatorias (requerimientos, recomendaciones, pedidos de información) con el fin de evitar el progreso de tendencias negativas o para corregir los desvíos o incumplimientos.
- PRIORIZACION: Los aspectos a inspeccionar se planifican estableciendo un orden de prioridad que tiene en cuenta el impacto en la seguridad de la tarea, sistema o componente, y los riesgos potenciales asociados al proceso de trabajo, así como las eventuales tendencias o desvíos detectados en inspecciones previas.

- VALUACIÓN DE PROCESOS: Cada uno de los aspectos de la planta a evaluar se analiza teniendo en cuenta sus tres componentes básicos:
    - El componente físico, es decir, el funcionamiento de los sistemas y equipos, y los parámetros físicos asociados.
    - Los documentos y procedimientos involucrados en la tarea.
    - El factor humano, es decir, el desempeño y la actitud hacia la seguridad de los actores involucrados.

Estos tres factores intervienen en todas las actividades con mayor o menor participación de uno u otro, conformando los procesos de trabajo.

El inspector debe evaluar tanto el comportamiento de los componentes así como el proceso en el cual se involucran éstos componentes, atendiendo a su impacto en la seguridad.

- REVISIÓN PERIÓDICA: En función de la experiencia de inspección, del mejor conocimiento de la instalación y del eventual asesoramiento de especialistas, debe investigarse si los límites y condiciones establecidos en la Licencia de Operación y los Requerimientos Particulares son pertinentes o se debieran modificar, eliminar ó agregar otros nuevos. De acuerdo a este criterio se impone la revisión de la Licencia de Operación de cada instalación como tarea periódica.
- PLANIFICACIÓN: Se realiza una planificación anual de las tareas de inspección que tenga en cuenta visitas a las plantas con una frecuencia tal que sea función de los problemas reales o potenciales observados en las mismas. Por otra parte se incluye en la planificación el desarrollo del ejercicio anual del plan de emergencia.

A continuación de la planificación general antedicha se realiza una planificación mas detallada en la cual se indican los temas y aspectos que se observarán en cada una de las visitas. Esta planificación tiene un carácter indicativo y se modifica de acuerdo a lo que indican las circunstancias.

ESTRATEGIA

Comprende dos tipos de actividades generales diferenciadas: las actividades de prevención y las actividades de gestión de situaciones operacionales no previstas.

Dentro de las actividades de prevención se incluyen:

- Auditorias periódicas en temas de radioprotección, operaciones, experiencias, mantenimiento y emergencias.
- Inspecciones rutinarias y no rutinarias.
- Evaluaciones rutinarias de informes remitidos a la Autoridad Regulatoria Nuclear: Informes de los Comités de Seguridad, Programas de Reentrenamiento, informes de Mantenimiento, propuestas e Informes de ejercicios de Plan de Emergencias, Planes de parada de Mantenimiento, Informes de Dosis, de descargas y residuos.
- Evaluaciones para licenciamiento y reentrenamiento del personal de los reactores.

Dentro de las actividades de gestión de situaciones operacionales no previstas se incluyen:

- Gestión de eventos menores.
- Gestión de eventos relevantes.

Dichas actividades se describen a continuación.

GESTIÓN DE EVENTOS MENORES

Se clasifican como eventos menores todas aquellos eventos que se apartan de la operación y de las tareas normales, que conllevan un incremento en el riesgo radiológico y/o nuclear, y que no alcanzan la calificación de evento relevante.

En las Licencias de Operación de los Reactores de Investigación y de los Conjuntos Críticos se ha establecido que el Responsable Primario (Jefe de Reactor) debe remitir trimestralmente (junto a otros documentos) el informe analítico de los eventos menores ocurridos durante el trimestre informado. En el anexo 1 se presenta la guía de contenido establecida para la confección de informes analíticos de eventos.

Los informes analíticos de eventos emitidos por la Entidad Operadora son revisados por la Autoridad Regulatoria Nuclear de acuerdo al procedimiento P-ODX-09 “Evaluaciones Rutinarias en Reactores de Investigación y Conjuntos Críticos”, verificándose los siguientes aspectos:

- Si se incorporado toda la información relevante y si se ha realizado una descripción suficientemente detallada para poder evaluar adecuadamente el evento.
- Si se adjuntan todos los datos y la copia de los documentos pertinentes.
- Si se han desarrollado adecuadamente las secuencias de eventos previos y posteriores al evento.
- Si están convenientemente descriptas las consecuencias del evento sobre las personas, la instalación y el ambiente.
- Si se han determinado mediante técnicas analíticas adecuadas los factores causales.
- Si se explicitan de manera clara y coherente las correspondientes acciones correctivas adoptadas a fin de prevenir la repetición de eventos similares.

Como resultado de la revisión la ARN puede solicitar a la Entidad Operadora, una ampliación de la información y de las evaluaciones realizadas, así como solicitar la implementación de nuevas acciones correctivas.

La ARN considera que un evento está "cerrado" cuando se constata que se han implementado de manera efectiva las acciones correctivas correspondientes.

GESTIÓN DE EVENTOS RELEVANTES

Se clasifican como relevantes todas aquellos eventos que se apartan de la operación y de las tareas normales, y que conllevan un incremento significativo en el riesgo radiológico y/o nuclear.

Se consideran incluidos en esta clasificación los siguientes:

- Sobre exposiciones de personas que superen las restricciones anuales establecidas.
- Descargas de material radiactivo fuera de la instalación, que supere las restricciones de descargas anuales establecidas.
- Una dispersión significativa de material radiactivo en la instalación.
- Degradación significativa de una o mas barreras físicas de la defensa en profundidad.
- Falla o funcionamiento inadecuado de componentes o sistemas con funciones de seguridad.
- Indisponibilidad de sistemas relacionados con la seguridad.
- Los eventos así clasificados por el responsable a cargo de la instalación.

En las Licencias de Operación de los Reactores de Investigación y de los Conjuntos Críticos se ha establecido que, una vez detectado y calificado un evento como relevante, el responsable a cargo de la instalación debe comunicar el mismo en forma inmediata a la ARN, presentando una descripción sumaria del mismo, dentro de las 24 horas una descripción detallada, y dentro de los 30 días un informe analítico del evento. El Informe analítico antes mencionado tiene las mismas características que el indicado en el punto anterior.

La comunicación inmediata la efectúa el responsable a cargo de la instalación en el momento del evento, a un sistema de guardia de emergencias de la ARN que se encuentra operativo las 24 h. El grupo de guardia de emergencias de la ARN toma contacto con el responsable de RIyCC de la ARN y se concurre a la instalación a fin de tomar conocimiento de la situación en el lugar y observar las acciones de mitigación inmediatas.

Una vez que en la ARN se recibe la comunicación del evento de parte del responsable de la instalación, se procede de acuerdo a lo establecido en el procedimiento P-ODX-04 "Gestión de eventos relevantes en reactores nucleares". En este procedimiento se establecen las siguientes acciones regulatorias:

- Se designa un Comité ad Hoc y a un coordinador para evaluar el evento. Este GAH designado tiene la responsabilidad, y correspondiente la autoridad, de tomar contacto con la instalación y realizar las necesarias investigaciones que permitan tener opinión fundada sobre el grado de impacto del evento en la seguridad.
- El GAH puede proponer en cualquier momento a las autoridades de la ARN, las acciones regulatorias que considere necesarias (suspensión de operación, adopción de medidas de seguridad, inhabilitación de zonas, etc.).

- El GAH emite, dentro de las 72 h. del evento, un Informe de Evaluación Primaria, en el cual se presenta una descripción general del evento, las causas directas observadas, las consecuencias observadas y las medidas primarias de mitigación desarrolladas.
- El GAH realiza el seguimiento de todas las acciones desarrolladas por la operadora en relación con el evento y mantiene informadas a las autoridades de la ARN.
- El GAH realiza el seguimiento del cumplimiento de las decisiones regulatorias (requerimientos, recomendaciones, pedidos de información) emitidos en relación con el evento.
- El GAH confecciona el informe final de cierre del evento, cuando verifica que se han cumplido las decisiones regulatorias y las acciones correctivas.

La ARN exige a las entidades operadoras que incorporen dentro de los talleres de reentrenamiento anual del personal licenciado, la exposición y tratamiento de los eventos menores y de los eventos relevantes.

CONCLUSIONES

La exigencia regulatoria de que las entidades operadoras lleven a cabo una gestión de eventos sistemática y documentada, ha dado como resultado una mejora sustantiva en la prevención de ocurrencia y/o repetición de eventos.

La decisión de la ARN de definir la gestión de eventos como uno de los temas clave en el control regulatorio de los reactores de investigación y de los conjuntos críticos, ha permitido desarrollar una herramienta eficaz para incrementar el conocimiento sobre las instalaciones y su personal, y para propender a la mejora continua de la seguridad.

ANEXO 1
GUÍA DE CONTENIDO PARA INFORMES ANALÍTICOS DE EVENTOS

DESCRIPCIÓN DEL EVENTO

1. Datos generales del reactor.
2. Identificación de sistemas, componentes y/o dispositivos involucrados en el incidente.

Descripción funcional de sistemas involucrados (incluir diagramas, planos, descripciones, parámetros de funcionamiento, etc.)

3. Estado del reactor previo al incidente; tar.eas en desarrollo.

Descripción del estado del reactor (operación, movimiento de muestras, mantenimiento, etc.), y en particular estado de los sistemas involucrados en el incidente, incluyendo valores de parámetros físicos.

Descripción de las todas las tareas en desarrollo con alguna relación con el incidente (identificación de procedimientos aplicables, identificación y distribución del personal, planos o croquis de ubicación de componentes y de personal).

Identificación de situaciones de contexto pertinentes que podrían haber influido en el incidente.

INVESTIGACIÓN DEL EVENTO

1. Colección de datos e información

Antecedentes: descripción de eventos ocurridos con anterioridad al accidente y relacionados con el mismo. Descripción breve de situaciones similares anteriores.

Descripción detallada de información del sitio, inmediata luego del accidente Incluir esquemas, fotos, reconstrucción, estado de equipos y sistemas, y todo dato considerado relevante.

Listado y descripción de evidencias documentales: documentación de carácter mandatorio que regula las tareas (normas, guías, procedimientos, LCO, etc.) remarcando los puntos relevantes de la misma, aplicable al evento; registros de operaciones, radioprotección, mantenimiento, etc.

Evidencias testimoniales: identificación de personas consultadas, incluyendo datos sobre su función en la instalación, rol durante el desarrollo de la secuencia de sucesos que da lugar al evento. Detalle (en lo

posible textual) de las declaraciones de los testigos.

Descripción de los cálculos y evaluaciones realizadas y presentación de los resultados.

2. Análisis de datos e información

Descripción de Hechos

Secuencia de eventos previos

Presentación de las secuencias de eventos, desde el/los evento iniciante hasta la producción del accidente. Identificación de la secuencia principal y de secuencias secundarias.

Presentación de la secuencia de eventos *deseada o normal*.

Presentación de las secuencias e hipótesis que maximizan las consecuencias del accidente.

Identificar en cada paso los sucesos físicos (en equipos y sistemas) y las acciones humanas (decisiones, las acciones y las omisiones)

Secuencia de eventos posteriores

Presentación de las secuencias de eventos, desde el accidente hasta el estado estable final. Identificación de la secuencia principal y de secuencias secundarias.

Identificar en cada paso los sucesos físicos (en equipos y sistemas) y las acciones humanas (reconocimiento del accidente y posteriores decisiones, acciones y omisiones)

Consecuencias

Descripción detallada de las consecuencias indeseables que produjo el accidente en el personal, equipos y sistemas, incluyendo la cuantificación de las mismas.

Descripción de factores causales

Identificación de fallas, malfuncionamientos, errores y/o violaciones; determinación de causas directas.

Identificación de factores contribuyentes.

Presentación de resultado de evaluación de las causas directas y de los factores contribuyentes, a fin de determinar las causas raíz. (presentación de los esquemas de análisis tipo árbol, 5 porqué, etc.).

Presentación de conclusiones y resumen de causas raíz.

GESTIÓN DE ACCIONES CORRECTIVAS

1. Equipos y sistemas

Descripción de acciones correctivas adoptadas sobre los equipos, sistemas, herramientas, instrumentos, etc., incluyendo plazos de cumplimiento.

2. Personal

Descripción de acciones correctivas adoptadas en relación con el personal (capacitación, reentrenamiento, reemplazo, etc.) plazos de cumplimiento.

3. Procedimientos

Descripción de acciones correctivas adoptadas sobre los procedimientos y formas de trabajo, incluyendo plazos de cumplimiento.

4. Gestión y supervisión

Descripción de acciones correctivas adoptadas en relación con la supervisión directa de las tareas, a la supervisión por parte de los máximos responsables de la instalación, a la revisión independiente por parte de la entidad responsable.

Descripción de acciones correctivas concretas adoptadas por la entidad responsable en relación con la política de seguridad.

Regulatory Control on Decommissioning of Research Reactors

Perrin, C.D.

Presentado en: International Conference on Lessons Learned from Decommissioning of Nuclear Facilities and the Safe Termination of Nuclear Activities.
Atenas, Grecia, 11-15 diciembre 2006

REGULATORY CONTROL ON DECOMMISSIONING OF RESEACH REACTORS IN ARGENTINA

CARLOS D. PERRIN

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY (ARN) was established as an autonomous body reporting to the President of Argentina by Act 24,804 known as the Nuclear Activity National Act, which came into force on April 25, 1997, and is empowered to regulate and control the nuclear activity with regard to radiation and nuclear safety, physical protection and nuclear non-proliferation issues. It must also advise the Executive on issues under its purview.

The objective of the Nuclear Regulatory Authority is to establish, develop and enforce a regulatory system applicable to all nuclear activities carried out in Argentina.

The construction, commissioning, operation and decommissioning of a significant nuclear installation shall be previously authorized and licensed by the Regulatory Authority.

In the field of Research Reactors, the ARN controls six installations: three Research Reactors and three Critical Facilities (one in extended shutdown).

This paper describes the legal and regulatory framework, as well as the regulatory activities that ARN applies to the decommissioning of Research Reactors and Critical Assemblies in Argentina.

1. INTRODUCTION

In Argentina there are two nuclear power plants in operation, a third one in delayed construction, three critical assemblies, three research and isotope production reactors, one ? dismantled critical assembly, 25 major radioactive facilities and aproximatly 1,500 facilities for medical, industrial, research, education and training purposes which use radioactive materials or sources.

The regulatory responsibilities and tasks in the nuclear field cover radiological protection and nuclear safety, safeguards and physical protection

Regarding radiological and nuclear safety in research reactors and critical assemblies, the regulatory activities are directed at controlling the aforementioned six facilities, analyzing safety-related documents, assessing safety during operation, and verifying by means of regulatory inspections and audits the compliance with the provisions of the pertinent licenses, the applicable regulatory standards and other requirements.

The principal characteristics of the Argentinean RRs and CAs are:

RESEARCH REACTORS AND CRITICAL ASSEMBLIES IN ARGENTINA

	CRITICAL ASSEMBLIES			
	RA-0	**RA-2**	**RA-4**	**RA-8**
Power (w)	1	1	1	10
Type	Tank	Tank	Homogeneous	Tank
Utilization	Education and training	RA-3 critical facility???	Teaching and training	CAREMfuel test
Fuel	Uo2	Ual	Uo2	Uo2
Fuel element	Rods	Mtr	Polyethylene plates	Rods
Enrichment (%)	20	90	20	1.8 AND 3.4
Status	Operational	Dismantled	Operational	Extended shutdown
Place	University - Còrdoba	Constituyentes atomic centre	University-Rosario	Pilcaniyeu
Criticality	1970		1971	1998

	RESEARCH REACTORS		
	RA-1	**RA-3**	**RA6 (1)**
Power (kW)	40	10000	500
Type	Tank	Tank	Tank
Utilization	Research, training, bnct, material test	Radiois. Production, research, axa	Research, training, axa, bnct
Fuel	UO_2	UO_2, usi3	UO_2
Fuel element	Rods	MTR	MTR
Enrichment	20	20	90
Status	Operational	Operational	Operational
Place	Constituyentes atomic centre	Ezeiza atomic centre	Bariloche atomic centre
First Criticality	1958	1967	1982

(1) RA-6 is projecting to increase power up to 3 MW and to replace HEU to LEU (from 90% to 20%).

2. LEGAL FRAMEWORK

From 1950 to 1994 the National Atomic Energy Commission (CNEA) was the only state institution in the nuclear field and had, among other areas of competence, the responsability for the regulatory control in the field of radiological and nuclear safety, safeguards and physical protection.

In 1994 the Government created a new and independent institution through the Decree No 1540/94, the National Board of Nuclear Regulation (ENREN), and transferred to it the authority, the personnel and infraestructure for regulating nuclear activities in the countryThe Nuclear Regulatory Authority (ARN) was established as an autonomous body reporting to the Presidency of Argentina by Act 24,804 known as the Nuclear Activity National Act, which came into force on April 25, 1997, and is empowered to regulate and control the nuclear activity with regard to radiation and nuclear safety, physical protection and nuclear non-proliferation issues. It must also advise the Executive on issues under its purview.

The objective of the ARN is to establish, develop and enforce a regulatory system applicable to all nuclear activities carried out in Argentina.[1] The goals of this regulatory system are:

- To provide an appropriate standard of protection for individuals against the harmful effects of ionizing radiation.
- To maintain a reasonable degree of radiological and nuclear safety in the nuclear activities performed in Argentina.
- To ensure that nuclear activities are not developed with purposes un-authorized by the law and regulations resulting there from, as well as by the international agreements and the non-proliferation policies adopted by Argentina.
- To prevent the commission of intentional actions which may either have severe radiological consequences or lead to the unauthorized removal of nuclear materials or other materials or equipment subject to control.

The Act N° 24804 establishes also that CNEA is the institution responsible for determining the decommissioning of nuclear power plants and any significative radioactive facility.

REGULATORY FRAMEWORK

With the purpose of fulfilling the objectives before mentioned, the ARN has developed and has been provided with:Legal competence: it is an organism established by means of a law, with missions and functions clearly established and legaly recognized.

a. Technical competence: it has an staff of personnel suitably trained, with a high percentage of professionals, in its majority posgraduated.
b. Operational capability: it has adecuate infrastructure, equipments and budget for the fulfillment of his functions.

Act No 24804 (it should be noted that initially ENREN was empowered to this role by means of Decree 506/95) empowers the Regulatory Body to issue and enforce its own standards, with the aim to regulate and to control nuclear activities along the whole national territory.

The regulatory standards are based on criteria, which are part of the performance-based philosophy sustained by the regulatory system, concerning radiological and nuclear safety, safeguards and physical protection. Such criteria are in agreement with the recommendations issued by international scientific bodies (mainly IAEA, ICRP, UNSCEAR, WHO). Therefore the regulatory standards are mainly based on the performance approach, that is to say, they establish the fulfillment of safety objectives. The Responsible Organization must demonstrate, at the satisfaction of the Regulatory Authority, that such objectives are fulfilled;. 'how' to comply with is one of the responsibilities of the Organization.

The regulatory standards establish that for starting the construction, commissioning, operation and decommissioning stages of a nuclear facility the Responsible Organization

[1] The regulatory system and activities were established and implemented log time ago, but as branch within the National Atomic Commission

must previously possess the corresponding licence, requested by the Responsible Organization and issued by the Regulatory Authority. The licences' validity are subordinated to the compliance with stipulated conditions and with the applicable standards and requirements.

Four main regulatory standards are applicable to the decommissioning stage of nuclear installations in Argentina. One of them is specific and the other three have general requirements for the licensing of nuclear installations and for radiological and waste safety. They are:

1. *Licensing of class I installations*, AR 0.0.1, Rev.2 (2002)

The basic concepts of this standard are:

A licence issued by the Regulatory Authority is required for the construction, commissioning, operation and decommissioning stages of an installation life-cycle.

A Responsible Organization must be identified for each stage.

This Responsible Organization is responsible for the nuclear and radiological safety of the installation in each of its stages: construction, commissioning, operation and decommissioning.

For each facility the Responsible Organization must identify a qualified staff member, called the Primary Responsible, who is assigned with the direct responsibility for the nuclear and radiological safety of the installation.

The Responsible Organization shall submit in due time to the Regulatory Authority the technical documents required for the safety assessment of the installation stage whose licence is requested.

2. *Basic Standard for Radiological Safety*, AR 10.1.1, Rev.3 (2001)

This standard provides the radiological criteria to be applied to all installations and tasks in all stages of their life: construction[2], commissioning, operation and decommissioning. It is coherent with ICRP 60 recommendations and related IAEA Safety Standards.

3. *Decommissioning of nuclear power plants*, AR 3.17.1, Rev.2 (2001)

This standard establishes the general requirements for the decommissioning stage. The main requirements are:

The Responsible Organization, holder of the Decommissioning Licence, is responsible for the planning and provision of the necessary resources for the safe decommissioning of the nuclear power plant.

A previous approval by the Regulatory Authority is required for implementing the Programme.

The Decommissioning Programme shall include all the necessary steps for ensuring the adequate radiological protection with a minimal ad hoc surveillance after decommissioning.

[2] For the Regulatory Authority the licence for construction include siting and design safety-related aspects.

The Responsible Organization may delegate tasks for performing decommissioning, either totally or partially, to third parties, but keeping all responsibilities. During the decommissioning process, the Responsible Organization (or Operating Organization in accordance with IAEA terminology) shall contemplate and put under Regulatory Authority consideration, the following:

a. Management of the project
b. Site management
c. Role and responsibilities of the organizations involved
d. Radiation protection
e. Quality systems
f. Waste segregation, conditioning, transport and, if it's the case, disposal
g. Surveillance after completion of partial stages of decommissioning
h. Physical protection
i. Safeguards and non-proliferation commitments

If the dismantling is deferred for a significant period of time after the final shutdown decision, the Responsible Organization shall provide the adequate storage for drawings, reports, data and all the relevant documents for the decommissioning. In this case, the Responsible Organization shall keep its responsibilities during this period, maintaining in operation all the safety systems required to keep the facility on safe conditions.

4. *Radioactive waste management*, AR 10.12.1, Rev.1 (2002)

This is the specific standard for waste safety issued by ARN. It complements the standard AR 10.1.1 in radioactive waste management aspects, and includes a set of criteria that are coherent with internationally recommendations and principles to be applied in this field.

Other applicable regulatory standards are: AR 0.11.1 *Licensing of personnel*, AR 3.1.1 *Occupational Exposure*, AR 3.1.2 *Limitation of Radioactive Effluents* and AR 3.6.1 *Quality system for nuclear power reactors*. In the last standard emphasis is given to grading, so the standard can be applied to all nuclear facilities on a case-by-case basis using the graded-approach.

REGULATORY ACTIVITIES

Today there aren't any decommissioning project for research reactors in the near future, so the regulatory action is focused to the control of reports and other documents which will be necessary and applicable in due time.

In addition to requirements established in the regulatory standards previously mentioned, there is a specific one included in the Operation Licences: the Preliminary Decommissioning Plan.

This mandatory document, the Preliminary Decommissioning Plan, include topics related to documents management, record-keeping and special tasks oriented to decommissioning The Operating Organization must collect and archive the following documentation during the operation stage

Documents

- Safety analysis report
- Technical manuals
- Technical specifications (limits and conditions)
- Complete drawings, photographs and technical descriptions of building, systems, experimental facilities and components
- Design change reports and updated drawings
- Modifications to the original design
- Quality records (such as deficiencies, corrective actions, etc.)

Records

- Effluents management records and locations
- Waste management records and locations
- Radiation sources management records and locations
- Records of neutron flux and distribution
- Radioisotopes management and locations
- Radioprotection records (doses rates, contamination levels, radiation and contamination survey data, etc.)
- Samples of irradiated materials and probes
- Operation and maintenance reports
- Hazardous material inventories
- Abnormal events reports (fuel failures; incidents leading to spillage or inadvertent release of radioactive material)
- Staff records

On the other hand in the Operation Licence are established that at least one year before the date of the planned decommissioning, the Decommissioning Plan must be submitted to the Regulatory Body. The content of this plan must be coherent with IAEA SRS N° 45 *Standard format and content for safety related decommissioning documents* and Safety Guide WS-G-2.1 *Decommissioning of nuclear power plants and research reactors*.

REFERENCES

[1] Nuclear Regulatory Authority, annual Report 2004.

[2] Nuclear Regulatory Authority, Regulatory Standards.

[3] Sajaroff, Pedro, "Regulatory criteria considered in Argentina for the decommissioning of nuclear installations", presented at IAEA's Technical Committee Meeting on the Development of Regulatory Procedures for the Decommissioning of Nuclear Facilities, Vienna, November 1987.

[4] Gabriela Siraky, " Regulatory approach on decommissioning of nuclear installations in Argentina". First workshop CNEA-DOE "Decommissioning of Nuclear Facilities", Buenos Aires, Argentina, May 2001.

[5] Safety Reports Series N° 45 "Standard Format and Content for Safety Related Decommissioning Documents".

[6] Technical Reports Series N° 411 "Record Keeping for the Decommissioning of Nuclear Facilities: Guidelines and experience".

[7] Sajaroff , Pedro , personal communications.

Estudio del impacto radiológico de los materiales de la construcción en Argentina

Quintana, E.E.; Serdeiro, G.; Fernández, J.A. y Ciallella, H.E.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Estudio del Impacto Radiológico de los Materiales de la Construcción en Argentina

Quintana, E.; Serdeiro, G.; Fernández, J.; Ciallella, H.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Algunos países han establecido regulaciones especificas sobre el contenido de radiactividad de los materiales de la construcción (MC), mientras que otros están considerando si son necesarias regulaciones especificas. El propósito de limitar estos niveles de radiactividad, es restringir la exposición a la radiación debido al contenido natural o incrementado de los radionucleidos naturales.

Todos los materiales de uso para la construcción poseen cantidades variables de radionucleidos naturales. Los materiales derivados de las rocas y suelos contienen principalmente los radionucleidos de las cadenas naturales del U-238 y del Th-232 y el radionucleido K-40.

La Autoridad Regulatoria Nuclear está realizando estudios de la concentración de Ra-226, Th-232 y K-40 en diferentes MC con el propósito final de proveer recomendaciones que se apliquen para controlar los niveles de radiactividad de los mismos.

Sin embargo, se debe tener en cuenta que restricciones sobre el uso de ciertos MC podrían tener importantes consecuencias económicas, ambientales o sociales tanto en el ámbito regional como nacional. Tales consecuencias deben ser evaluadas y consideradas junto con los niveles de radiactividad al establecer recomendaciones o regulaciones.

La exposición a la radiación proveniente de los MC puede ser dividida en externa e interna. La exposición externa es causada por irradiación gamma directa, proveniente del decaimiento radiactivo de los radionucleidos naturales. La irradiación interna es causada por la inhalación de Rn-222 (radón), Rn-220 (thorón) y su progenie. El radón es parte de la serie de decaimiento del uranio, que está presente en los MC. La mayor fuente de producción de radón es indudablemente el suelo, pero en algunos casos los MC pueden producir un relevante aporte. Estos también pueden ser una importante fuente de producción de thorón cuando contienen altas concentraciones de Thorio.

En este trabajo se presentan los resultados de las mediciones de Ra-226, Th-232 y K-40 realizadas en marcas lideres de cementos y yesos de origen nacional que se comercializan en todo el país, así como de arenas nacionales de distinta procedencia que se comercializan localmente. Los resultados se comparan con los obtenidos en otros países.

Las mediciones se realizaron por espectrometría gamma con un detector de GeHp de 60% de eficiencia relativa utilizando un recipiente plástico sellado. El Ra-226 se determinó a partir de la medición de las hijas del radón, Bi-214 y Pb-214. El Th-232 se determinó a partir de la medición del Ac-228 en equilibrio. El K-40 se midió en forma directa.

1. INTRODUCCIÓN

El ser humano vive constantemente expuesto a radiaciones ionizantes, provenientes de distintas fuentes de exposición. Alrededor del 87 % de ellas proviene de fuentes naturales, y el resto (13%) es derivada de acciones humanas como son por ejemplo, los aplicaciones médicas, lluvia radiactiva (fallout) y la industria nuclear [1].
De las fuentes naturales, el 47 % de la dosis efectiva anual proviene del gas radón y sus productos de decaimiento. El resto proviene de los rayos cósmicos, la radiación terrestre y los minerales que se encuentran en la corteza terrestre y en los alimentos [1].

Los materiales usados en la construcción que provienen de minerales de rocas o suelos contienen cierta cantidad de radionucleidos provenientes de cadenas naturales. Estos decaen en otros radionucleidos que pueden ser estables o inestables, emitiendo durante este proceso radiaciones ionizantes alfa, beta o gamma y que además pueden presentarse en forma simultanea. Los cadenas radiactivas más importantes son la del uranio (serie del uranio-238) y la del thorio (serie del thorio-232), que se suman a la presencia de potasio (potasio-40) [1]. La cadena que esté presente determinará la cantidad de radionucleidos y el tipo de radiación emitida por dichos elementos durante el proceso de decaimiento.

Las radiaciones que emiten los materiales de construcción se hallan dentro de las denominadas radiaciones naturales dado que los mismos poseen una concentración natural de radionucleidos, pero en ciertos casos el hombre modifica esta concentración durante el proceso de fabricación. Cuando los modifica, agrupa y utiliza para construir un espacio habitable, el fondo natural de exposición radiactiva se puede ver alterado por la incidencia de estos materiales que conforman dicho ambiente.

Materiales de construcción con altas concentraciones de radionucleidos naturales han sido usados en varios países. En algunos casos estos materiales fueron de origen natural (granitos o alumbres), y en otros casos fueron productos derivados de ciertos procesos industriales (yeso derivado de la industria del fosfato, rocas provenientes de la minería)[2, 3, 4 , 5].

Estas radiaciones naturales no solo pueden afectar a los tejidos externos a causa de la exposición directa, sino que también la inhalación o ingestión de partículas que contienen radionucleidos o productos del decaimiento radiactivo de los mismos, pueden atacar a los tejidos sensibles en el interior del organismo.

Las radiaciones que emiten los radionucleidos presentes en los materiales usados en la construcción, pueden ocasionar dosis que son menores a la dosis efectiva anual proveniente de otras fuentes naturales, pero en ciertos ambientes habitables podría incrementarse el fondo natural radiactivo y por consiguiente las dosis absorbidas por las personas que habitan dicho ambiente serían mayores. Es por ello que es importante conocer cuales materiales de construcción podrían causar un aumento significativo de la concentración de radón en interiores y un aumento de la exposición gamma, y de ser necesario limitar su uso.

La Subgerencia de Control Ambiental de la Autoridad Regulatoria Nuclear ha comenzado estudios del contenido de los radionucleidos más significativos: Radio-226, Thorio-232 y Potasio-40 en diferentes materiales de la construcción y sucedáneos con el propósito final de

proveer recomendaciones que se apliquen para controlar los niveles de radiactividad de los mismos, cuando fuere necesario. El propósito de limitar estos niveles de radiactividad es restringir la exposición a la radiación debido al contenido natural o incrementado de estos radionucleidos naturales.

En este trabajo se presentan los resultados preliminares de las concentraciones medidas de radionucleidos naturales en algunos de los materiales de la construcción usados en Argentina. Los resultados obtenidos se comparan con los reportados en otros países.

2. PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

Se recogieron y midieron muestras de materiales de la construcción utilizados en diferentes construcciones de la República Argentina, pertenecientes a marcas lideres de cemento portland normal y yeso de origen nacional que se comercializan en todo el país, así como de arenas nacionales de distinta procedencia que se comercializan localmente.

Los cementos provenían de tres empresas lideres en el mercado de la construcción, con plantas ubicadas en las provincias de Buenos Aires, Mendoza, Jujuy, Catamarca, San Juan, Neuquén, Santa Fe y Córdoba.

Los yesos pertenecían a seis diferentes marcas que provenían de variadas canteras del interior de país, principalmente de las provincias de San Luis y La Pampa.

Las arenas fueron extraídas del lecho del río Paraná Guazú, en las cercanías de la provincia de Entre Ríos, y en canteras ubicadas de las provincias de Salta y Catamarca.

La medición de la concentración de material radiactivo en las muestras de los materiales seleccionados se realizó utilizando la técnica de espectrometría gamma directa con un detector de GeHp coaxial (60% de eficiencia relativa). Esta es una técnica no destructiva que permite realizar los análisis con relativa rapidez, al no ser necesario realizar separaciones químicas.

Las muestras se acondicionaron mediante secado y molienda, y separación previa a la medición, con el objetivo de obtener en todos los casos un polvo uniforme con granulometría de partículas menor al mm. Las mismas se colocaron en recipientes plásticos, de 7cm de diámetro y 4cm de altura, siendo la masa utilizada de aproximadamente 150 g. Los recipientes una vez sellados se almacenaron durante un tiempo mayor a 21 días para permitir llegar al equilibrio a las hijas del radón y así poder medirlas. La geometría así calibrada se denominó geometría pote.

El Radio-226 se determinó a partir de la medición de las hijas del radón, Bismuto-214 y Plomo-214, utilizando sus líneas de emisión de 609, 3 keV (intensidad 46,1%) y 351,9 keV (intensidad 37,6%) respectivamente . El Thorio-232 se determinó a partir de la medición del Actinio-228 en equilibrio, utilizando su línea de emisión de 911,2 keV (intensidad 25,8%). El K-40 se midió en forma directa, utilizando la línea de emisión de 1460 keV (intensidad 11%) [6, 7].

3. RESULTADOS Y DISCUSION

Los resultados de las mediciones correspondientes a las concentraciones de radio-226, thorio-232 y potasio-40 se presentan en la Tabla. 1.

Tabla I: Concentración de ^{226}Ra, ^{232}Th, ^{40}K en cemento pórtland normal, yeso y arena de Argentina (% Incertidumbre con 1 σ)

Muestra	^{226}Ra		^{232}Th		^{40}K	
	Actividad [Bq/kg]	Incerti dumbre	Actividad [Bq/kg]	Incerti dumbre	Actividad [Bq/kg]	Incerti dumbre
Cemento A 1	29,8	5,4%	12,0	63%	223	5,2%
Cemento A 2	34,0	5,3%	13,9	6,2%	247	5,2%
Cemento A 3	12,4	5,8%	13,4	6,3%	220	5,2%
Cemento B 1	12,1	5,8%	12,9	6,2%	228	5,2%
Cemento B 2	20,1	5,5%	13,6	6,1%	199	5,2%
Cemento B 3	17,5	5,6%	14,1	6,2%	236	5,2%
Cemento C 1	6,7	6,0%	11,6	6,1%	226	5,2%
Cemento C 2	6,4	6,2%	12,1	6,2%	239	5,2%
Cemento C 3	7,8	6,1%	13,5	6,2%	242	5,2%
Yeso A 1	7,4	6,2%	8,5	6,9%	52,0	5,8%
Yeso A 2	9,5	6,0%	8,8	6,8%	59,7	5,7%
Yeso A 3	6,9	6,3%	6,7	7,5%	46,8	5,9%
Yeso B 1	1,6	7,6%	<2	---	8,1	6,8%
Yeso C 1	3,8	6,8%	<2	---	11,6	6,6%
Yeso D 1	4,2	6,8%	<2	---	<6	---
Yeso D 2	5,3	6,6%	<2	---	<6	---
Yeso E 1	6,7	6,4%	<2	---	6,7	7,0%
Yeso F 1	6,9	6,1%	5,3	7,3%	35,1	5,9%
Arena A 1	21,1	5,3%	29,9	5,4%	633	5,1%
Arena A 2	25,0	5,3%	39,9	5,4%	634	5,1%
Arena B 1	45,8	5,2%	90,0	5,1%	1168	5,0%
Arena C 1	5,1	6,4%	4,8	7,6%	93	5,4%
Arena C 2	3,7	6,6%	4,7	7,4%	85	5,4%

En la nomenclatura, tanto en el yeso como en el cemento se utilizaron las letras mayúsculas para la diferenciación de marcas y la numeración para diferenciar las muestras de una misma marca de cada material. El nomenclador A y B se utilizó para las distintas arenas de canteras y C para las arenas de río respectivamente.

La Unión Europea en el reporte Radiation Protection 112 [3] describe las concentraciones normales y máximas de Radio-226, Thorio-232 y Potasio-40 en distintos materiales de construcción utilizados en los países de la comunidad. No considera por separado la arena y el cemento portland, sino que considera el concreto, cuyos principales componentes son los primeramente mencionados, informando además sobre el yeso. Los valores se presentan en la Tabla 2:

Tabla II: Concentraciones de ^{226}Ra, ^{232}Th, ^{40}K indicadas en el Radiation Protection 112

Material	Concentraciones Normales [Bq/kg]			Concentraciones Máximas [Bq/kg]		
	^{226}Ra	^{232}Th	^{40}K	^{226}Ra	^{232}Th	^{40}K
Concreto	40	30	400	240	190	1600
Yeso	10	10	80	70	100	200

La Autoridad de Protección Radiológica y Nuclear (STUK) de Finlandia publicó en la guía ST 12.2 [8] los niveles de acción dosimétricos y los índices de actividad para los materiales utilizados en la construcción de edificios y viviendas, entre otras regulaciones.

En la actualidad en Argentina no existe legislación especifica ni limitaciones de la concentración de estos radionucleidos en los materiales de construcción, ya sean nacionales o importados. Sin embargo resulta importante comparar estos resultados con los obtenidos de países donde si hay una legislación vigente impuesta a partir de años de investigación.

Las muestras analizadas de nuestro país arrojan como resultado favorable que las concentraciones Radio-226, Thorio-232 y potasio-40, se encuentran dentro de los valores standard informados por la U.E. sin obtener resultados que sobrepasen los máximos fijados por la misma.

Diversos países han informados valores de concentración de radionucleidos en cementos y arenas. En el anexo B “Fuentes Naturales de Radiación” del informe del UNSCEAR (1977) se introducen los valores mostrados en la Tabla 3.

Tabla III. Concentración de ^{40}K, ^{226}Ra y ^{232}Th en materiales de construcción (Bq/kg)

Material	Origen	Nro. Muestras	^{40}K	^{226}Ra	^{232}Th
Hormigón	R. F. Alemania	69	555	66.6	62.9
Hormigón pesado	Suecia	15	703	48.1	85.1
Hormigón celular sin agregado de alúmbres	Suecia	22	333	55.5	70.3
Hormigón pesado	URSS	87	555	33.3	29.6
Hormigón ligero	URSS	16	518	74	33.3
Hormigón	Reino Unido	5	518	74	29.6
Cemento	R. F. Alemania	19	192.4	44.4	44.4
Cemento	Suecia	8	233.1	55.5	55.5
Cemento	URSS	7	222	44.4	44.4
Grava y arena	R. F. Alemania	50	259	14.8	18.5
Arena natural y residuos arenosos	URSS	32	262.7	23.31	18.5

Algunos de los trabajos más recientes [2, 4, 5] informan resultados de Australia, Israel e Irlanda, que se presentan respectivamente en las Tablas IV, V y VI.

Tabla IV. Radiactividad Natural de materiales de construcción típicos de viviendas de Australia

Material	Cantidad Muestras	^{226}Ra	^{232}Th	^{40}K	Rango	Promedio
Arena	3	3.7	40.7	44.4	66.6 – 74	70.3
Cemento Pórtland	7	51.8	48.1	11.,7	77.7 – 181.3	114.7
Yeso	4	< 3.7	11.1	< 3.7	3.7 – 25.9	14.8
Concreto	5	14.8	40.7	199.8	55.5 – 103.6	85.1
Arenas de Zirconio	3	2249.6	503.2	325.6	1727.9 – 3703.7	2989.6
Arenas rojas	1	48.1	388.5	51.8	-	606.8

Tabla V. Valores radioactividad específica de materiales disponibles en Israel

Material	^{226}Ra (Bq/kg)	^{232}Th (Bq/kg)	^{40}K (Bq/kg)
Cemento Pórtland (grado 250)	60.2	65.5	801.1
Cemento Pórtland (grado 300)	42.9	47.7	870.1
Concreto (agregado de cenizas)	24.9	11.8	63.9
Concreto ligero	24.5	8.2	73.5
Concreto	18.1	5.2	51.3
Concreto Aireado	9.5	6.2	96.5
Revestimiento Pórtland (grado 250)	66.3	39.2	138.1
Revestimiento Pórtland (grado 300)	48.2	19.6	139.6
Yeso blanco	10.5	5.9	51.4
Arena de Caliza	12.1	4.1	51.1
Arena de Cuarzo	3.1	3.7	90.9

Tabla VI. Concentraciones de actividad en materiales de construcción irlandeses

Numero de Muestra	Material	^{226}Ra (Bq/kg)	^{232}Th (Bq/kg)	^{40}K (Bq/kg)
24	Cemento	47.2	15.1	251.8
25	Cemento	26.9	14.5	74.2
26	Cemento	106.9	3.3	65.7
27	Concreto	18.3	8.5	168.5
28	Concreto	25.7	8.7	183
29	Concreto	22.5	6.2	118.5
30	Concreto	25.7	17.2	1099.8
31	Concreto	24.7	43.4	96
32	Concreto	67.5	5.8	37.3
33	Concreto	23.6	4	19
34	Concreto	23.3	2.6	16.2
35	Yeso	25.2	5.4	119.7
36	Yeso	22.9	6.4	130.5
37	Yeso	27.9	10.6	175.4
38	Yeso	1.8	< 1	15.1
39	Yeso	12.2	3	254.3
40	Yeso	18.4	8.2	259.2
41	Yeso	29.2	7.2	148.4
42	Yeso	15.2	5.7	126.8
43	Yeso	23.5	4.5	83.7
44	Yeso	23.8	7.3	140.6
47	Arena	8	10.3	443.3
48	Arena	20.2	23.5	550.2
49	Arena	9	< 1	12.1

Se puede observar que los valores medidos en Argentina presentan una variabilidad similar a la informada por los trabajos arriba mencionados.

La enorme cantidad de estudios realizados en diversos países evidencia el interés de determinar el factor de incidencia de los materiales de construcción en la dosis que recibe la población, a fin de evitar los materiales en los cuales las concentraciones de radionucleido naturales, en especial el radio, puedan exceder niveles considerados aceptables. Los controles deben estar basados sobre los niveles que estén por encima de las exposiciones típicas que recibe el ser humano en un ambiente construido y su variación normal.

La medición de radio es especialmente recomendable en materiales que puedan considerarse de "riesgo", como son las escorias y las cenizas. Ello ayudaría a evitar acciones de remediación posteriores en viviendas una vez construidas, que serian más costosas y complicadas.

4. CONCLUSIONES

La mayoría de los países que han adoptado recomendaciones o regulaciones lo hacen en base a un criterio de aumento de la dosis natural y en ningún caso se aceptan valores que excedan 1 mSv.

Los estudios que lleva a cabo la Autoridad Regulatoria Nuclear argentina son preliminares y deben continuarse en el tiempo para obtener un conjunto de datos mayores en los mismos materiales analizados y extenderse a otros materiales naturales y subproductos industriales utilizados como agregados. Para establecer futuras recomendaciones o regulaciones, se debe tener en cuenta que restricciones sobre el uso de ciertos materiales podrían ocasionar consecuencias económicas, ambientales y sociales tanto en el ámbito regional como nacional. Tales consecuencias deben ser evaluadas y consideradas.

AGRADECIMIENTOS

Queremos agradecer la colaboración de la Lic. Bibiana Fraire en la elaboración del presente trabajo.

REFERENCIAS

1. United Nations, *Scientific Committee On The Effects Of Atomic Radiation. Sources and Effects Of Ionizing Radiation*, Vol 1, United Nations Publication, New York, USA (2000).
2. J.Beretka & P.J.Mathew " Natural Radioactivity of Australian Building Materials, Industrial Wastes and by products", *Health Physics*, **Vol. 48 Nº1**, p. 87-95, (1985).
3. European Commission, "Radiological protection principle concerning the natural radioactivity of building materials" *Radiation Protection 112,* European Commission, Brussels, Belgium (1999b)
4. K.Kovler, G.Haquin, V.Manasherov, E.Ne'eman, N.Lavi " Natural radionuclide in building materials available in Israel", *Building and Environmental*, **Vol. 37**, p. 531- 537, (2002).
5. E.M.Lee, G.Menezes & E.C.Finch " Natural Radioactivity in Building Materials in the Republic of Ireland", *Health Physics*, **Vol. 86 Nº4**, p. 378-383, (2004).
6. Página del National Nuclear Data Center, Brookhaven, http//www.nndc.bnl.gov/ensdf (2006)
7. Página del LawrenceBerkeley Laboratory, http//ie.lbl.gov/toi.html (2006)
8. STUK, "The Radioactivity of Building Materials and Ash", **Guide ST 12.2**, Helsinki, Finland (2003).

Ejercicio de emergencia radiológica ocasionada por un atentado terrorista

Racana, R.O. y Terrado, C.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Ejercicio de Emergencia Radiológica Ocasionada por un Atentado Terrorista

R. Racana y C. Terrado
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Luego de los sucesos del 11 de septiembre de 2001, el accionar terrorista ha pasado a ser un factor importante en las previsiones a adoptar ante la posibilidad de afrontar distintas emergencias radiológicas. Los eventos no deseados de exposición a radiaciones ionizantes pueden producirse por fallas de sistemas o accidentes, o también por acciones voluntarias de delincuentes. Estas acciones malevolentes pueden incluir ataques o sabotajes en plantas nucleares, detonación de artefactos nucleares fabricados o adquiridos clandestinamente, robo de fuentes radiactivas para fabricar las llamadas bombas sucias o para causar daño, pánico o amenazas.

En los escenarios en que la emergencia radiológica es provocada voluntariamente el momento y lugar del atentado son elegidos por los agresores, por lo tanto las radiaciones ionizantes van a encontrarse en ambientes no preparados ni equipados al efecto. Esto aumenta la confusión, el pánico y el daño ocasionado no sólo por los efectos de la radiación sino también por la incertidumbre y reacciones consecuentes. Para disminuir los efectos de este tipo de amenazas es necesario hacer previsiones y entrenar al personal que pueda estar directa o indirectamente involucrado.

Durante 2005 se efectuó un ejercicio en el cual se planteó el robo por parte de un grupo comando de una fuente de Co 60 de 5000 Ci que era transportada para efectuar un trasvase en un centro médico de la provincia de La Pampa, Argentina.

Se trató de un ejercicio de gabinete, planificado y ejecutado conjuntamente entre la Autoridad Regulatoria Nuclear y la Secretaría de Seguridad Interior, en el cual participaron los profesionales del área nuclear que por ley son los responsables de coordinar las acciones en caso de una emergencia de este tipo, y las fuerzas de seguridad que dependen de la Secretaría de Seguridad Interior, Policías Federal y Provinciales, Prefectura Naval y Gendarmería Nacional.

El ejercicio duró un día durante el cual se plantearon 9 situaciones principales que se desencadenaron luego de producido el atentado y robo inicial. Para cada situación se comprobó las acciones desarrolladas por cada participante según el rol desempeñado, las que finalmente fueron cotejadas con las soluciones planteadas por la dirección del ejercicio.

El ejercicio dejó importantes enseñanzas, principalmente:

- Necesaria coordinación entre los equipos de emergencias de los especialistas del área nuclear y los integrantes de las fuerzas de seguridad.
- Información a brindar a los medios de difusión.
- Preparación básica en aspectos relacionados con radiaciones ionizantes y protección radiológica con que deben contar los miembros de las fuerzas de seguridad.
- Necesidad de hacer prácticas y ejercicios conjuntos en forma frecuente.

1. INTRODUCCIÓN

Una de las conclusiones de la "Conferencia Internacional de Autoridades Regulatorias Nacionales con Competencia en Seguridad de Fuentes y Materiales Radiactivos", llevada a cabo en Buenos Aires en diciembre de 2000, fue la necesidad de distinguir claramente aquellas situaciones en las cuales la gente es expuesta accidentalmente a la radiación, de aquellas en las cuales hay un intento criminal de irradiar a otros individuos para sembrar el pánico o causar daño. Luego de los sucesos del 11 de septiembre de 2001, el accionar terrorista ha pasado a ser un factor importante en las previsiones a adoptar ante la posibilidad de afrontar distintas emergencias radiológicas.

En marzo de 2003, en la "Conferencia Internacional sobre Seguridad de Fuentes Radiactivas" llevada a cabo en Viena, planteamos que la novedad del nuevo escenario es que incluye la acción maliciosa de delincuentes que en posesión de fuentes u otros materiales radiactivos, pueden ejecutar acciones suicidas para alcanzar sus fines, desafiando los sistemas de control. Consideramos que estos resultados siguen siendo válidos hoy.

Para identificar el enfoque regulatorio de los posibles actos maliciosos, se deben considerar los siguientes hechos:

- Todavía existe un número significativo de fuentes huérfanas que no sólo podrían ser encontradas por gente inocente o ser desplazadas inadvertidamente, sino que podrían ser apropiadas por gente con intenciones maliciosas.
- La existencia de tráfico ilícito de materiales radiactivos y nucleares y la posibilidad de que estos materiales sean utilizados con intenciones maliciosas.
- Las tentativas de adquirir los mencionados materiales o sabotear una instalación relevante con la intención de dañar o atemorizar a la gente.

Teniendo en cuenta el nuevo escenario internacional y la necesidad de realizar prácticas y entrenamientos conjuntos con todos los organismos que tienen responsabilidad en una emergencia de estas características, durante 2005 se efectuó un ejercicio en el cual se planteó el robo, por parte de un grupo comando, de una fuente de Co 60 de 5000 Ci que era transportada para efectuar un trasvase en un centro médico en Argentina. El ejercicio se desarrolló en el gabinete, tuvo un día de duración y dejó importantes enseñanzas.

2. PREPARACIÓN Y RESPUESTA ANTE UNA EMERGENCIA

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) es quién define los requisitos para los regulados en materia de prevención y preparación para afrontar emergencias radiológicas y nucleares, y aconseja sobre el accionar de organizaciones oficiales: municipales, provinciales y nacionales. Además, la ARN tiene sus propios grupos de intervención especializados, capaces de responder a las situaciones de emergencia con fuentes radiactivas, para actuar cuando la capacidad de las instalaciones es sobrepasada o en emergencias en la vía pública (por ejemplo, en accidentes relacionados con el transporte). En Argentina se ha atendido en los últimos 40 años un promedio de 10 intervenciones anuales en emergencias de menor importancia.

La ARN participa acompañando directamente a las fuerzas de seguridad que intervienen (Bomberos, Policía, Gendarmería, Prefectura, etc.).

En el área de preparación y simulacro de emergencias en instalaciones nucleares relevantes, desde hace 20 años la ARN no solamente establece los requisitos y asesora a las organizaciones oficiales participantes, sino también controla y participa activamente en los ejercicios de emergencia. En 1997, cuando se promulgó la Ley Nuclear, a la ARN le fue asignada la función de "dirigir las acciones necesarias en el exterior de las instalaciones relevantes durante la existencia de emergencias nucleares". Desde entonces, la ARN organiza, entrena y dirige ejercicios de emergencia nuclear, coordinando el desempeño de las organizaciones civiles y de seguridad. Para esta nueva función, en la ARN se siguen las pautas establecidas en "Preparación y Respuesta para una Emergencia Nuclear o Radiológica", requerimientos internacionales. [1]

2.1 Aproximación al Proceso Sistemático

Un método efectivo que abarque todos los aspectos de la protección física, la prevención, la detección temprana y respuesta a acciones ilícitas o maliciosas que involucren materiales radiactivos, se consigue a través de la existencia de una robusta infraestructura regulatoria en cada país, un permanente intercambio de información y contacto entre el ente regulatorio nuclear, autoridades aduaneras, servicios de inteligencia y fuerzas de seguridad y el entrenamiento apropiado del personal pertinente. Estas son las partes constitutivas esenciales de un proceso sistemático que implica conocimiento y asunción de responsabilidades de parte de todas las instituciones participantes, trabajando en forma coordinada.

2.2 Estrategia General para un Plan de Actividades para Combatir el Terrorismo Nuclear: el Proceso de Seguridad

Para prevenir y responder a posibles acciones maliciosas que involucren materiales nucleares y radiactivos, la ARN trabaja intensamente para desarrollar distintos tipos de ejercicios basados en el proceso sistemático citado anteriormente.

Para lograr los objetivos es importante implementar una exhaustiva estrategia de administración basada en los documentos de la familia ISO 9000.

Para las fases de "alerta temprana"y "respuesta", el proceso sistemático incluye a:

- todas las organizaciones nacionales que deban estar involucradas en la evaluación y detección de las amenazas y al intercambio oportuno de información, y
- aquellas que puedan estar involucradas en situaciones de emergencia debido a daños significativos en las instalaciones nucleares relevantes (centrales nucleares y otras instalaciones que contengan un gran inventario de materiales radiactivos).

El diseño del proceso abarca:

- entrenamiento
- comunicación
- normas

[1] FAO, IAEA, ILO, OCHA, OECD/NEA, PAHO, WHO, GS-R-2 Requirements.

- procedimientos
- evaluación

El diseño básico del proceso de seguridad comprende cinco sub-procesos (ver Figura 1):

i) alarma / alerta temprana
ii) prevención
iii) protección
iv) respuesta
v) acciones de seguimiento

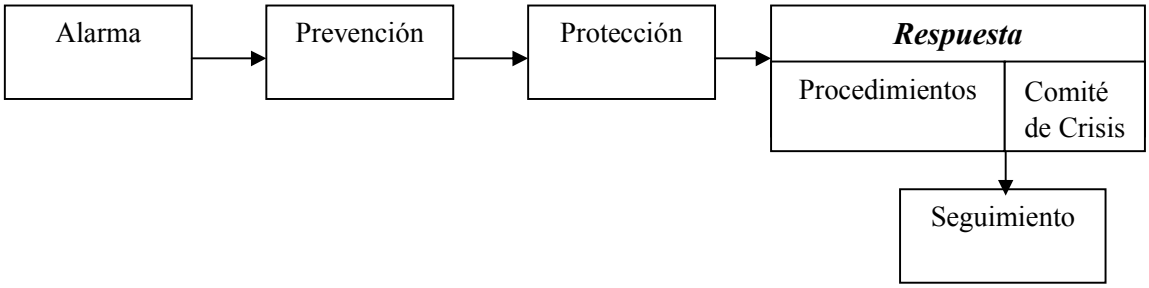


Figura 1: Diseño básico del proceso de seguridad

Cada sub-proceso es diferente. Están caracterizados por:

- la calidad y el tipo de aquellos que participen en el sub-proceso,
- el número y tipo de organización a la que pertenecen
- el conocimiento de los participantes y
- las metas que debe alcanzar cada sub-proceso.

El responsable del proceso de seguridad debe definir:

- las amenazas base de diseño, y
- los estándares y guías a aplicar.

Además, el responsable debería pensar en términos de sistema de gestión de calidad, responsabilidad de gestión, recursos, evaluaciones, mejora, procedimientos y entrenamiento de todos los participantes.

2.3 Los Sub-Procesos

Alarma: En esta primera etapa, las agencias de inteligencia competentes deben estar fuertemente involucradas (en el caso específico de Argentina, la Organización Nacional de Inteligencia es apropiadamente asesorada en asuntos técnicos nucleares por la ARN). Las agencias de inteligencia deberían tener la misión de detectar las potenciales amenazas para sustraer material nuclear o radiactivo, atacar instalaciones relevantes o el transporte.

Prevención: En esta segunda etapa la ARN tiene un rol importante. Las otras dependencias que deben estar fuertemente involucradas son: fuerzas de seguridad nacionales, policías federal y provinciales, aduanas y otras agencias dedicadas a la aplicación de la ley. Éstas deberían prevenir y evitar el hurto, sabotaje u otras acciones maliciosas por medio del sistema de control pertinente en su territorio de jurisdicción

Protección: En la etapa de protección las fuerzas nacionales que corresponden deben ser asignadas con responsabilidades específicas definiendo con antelación los medios involucrados. Los lugares de despliegue y magnitud de las fuerzas dependerán de las instalaciones y transporte de materiales que deban ser protegidos.

Respuesta: La primera fase de respuesta, durante las primeras horas de una violación de seguridad importante, está definida por la aplicación de procedimientos establecidos a priori. Hay una primera etapa en la que existe similitud entre las emergencias radiológicas que puedan resultar de un accidente y aquellas originadas en un ataque o atentado. Es preciso reconocer rápidamente las diferencias y aplicar contramedidas. Luego, en el subsiguiente proceso de toma de decisiones cuando es necesario realizar evaluaciones detalladas, un Comité de Crisis establecido a priori debería jugar el rol más importante.

Seguimiento: El objetivo principal de esta fase es cumplir con:

- la evaluación del trabajo realizado, incorporando las modificaciones a ser aplicadas en el siguiente proceso, y
- la verificación de la conformidad del proceso con las medidas y requerimientos pertinentes

3. EJERCICIO DE ENTRENAMIENTO

Cumpliendo con las exigencias de entrenamiento y coordinación de las distintas instituciones intervinientes en las fases de alarma, prevención, protección y respuesta, se realizó un ejercicio en el cual se planteó el robo, por parte de un grupo comando, de una fuente de Co 60 de 5000 Ci que era transportada para efectuar un trasvase en un centro médico de la provincia de La Pampa, Argentina.

Se trató de un ejercicio de gabinete, planificado y ejecutado conjuntamente entre la Autoridad Regulatoria Nuclear y la Secretaría de Seguridad Interior (SSI), en el cual participaron los profesionales del área nuclear que por ley son los responsables de coordinar las acciones en caso de una emergencia de este tipo, y las fuerzas de seguridad que dependen de la Secretaría de Seguridad Interior, las Policías Federal y Provinciales, Prefectura Naval y Gendarmería Nacional.

3.1 Introducción al Ejercicio

Se consideraron las posibles actividades llevadas a cabo por grupos de delincuentes o terroristas, entre las cuales se destacan cuatro:

- el robo y utilización de un artefacto nuclear;

- el robo o la adquisición de material fisionable que luego se usará para hacer un arma nuclear;
- el ataque a reactores u otras instalaciones nucleares con el objetivo de causar contaminación radiológica en las áreas circundantes y
- el uso de material radiológico para hacer un artefacto de dispersión radiológica (bomba sucia).

En virtud de estas y otras amenazas se desarrolla el ejercicio, que tiene por finalidad comprobar el funcionamiento de aquellas acciones que necesiten ser coordinadas y dirigidas entre la Autoridad Regulatoria Nuclear y la Secretaría de Seguridad Interior, para responder adecuadamente ante la desaparición de una fuente radiactiva.

3.2 Objeto del Ejercicio

El sistema de emergencia de la ARN y las Direcciones dependientes de la SSI deben poner en ejecución sus planes de emergencia ante un incidente con material radiactivo.

DESDE que la ARN recibe una llamada que informa sobre una probable desaparición de una fuente radiactiva.

HASTA que se recupera la fuente y se ejecutan las actividades para controlar los efectos nocivos que pudieran haberse manifestado.

3.3 Motivos de Enseñanza

- Ante un incidente nuclear y/o radiactivo, será necesario establecer una estrecha coordinación entre la ARN y la SSI, en particular la de aquellos elementos dependientes de ambos organismos que se desempeñan en las respectivas salas de situación y en los elementos operativos, a fin de facilitar una rápida y eficaz toma de decisiones a las autoridades de las cuales dependen.
- Los protocolos que regulan las acciones y responsabilidades que le corresponden a cada escalón de conducción y nivel, deberán prever también planes de contingencias para afrontar las emergencias ante la imposibilidad de poner en práctica los procedimientos normales preestablecidos.
- Si bien ante este tipo de hechos es conveniente evitar generar pánico en la población, será necesario analizar en detalle la circunstancia del hecho y realizar una adecuada administración de la comunicación social, que prevenga a aquella parte de la población que podría entrar en contacto con el material radiactivo. Esta responsabilidad deberá ser asumida por una autoridad gubernamental con poder de decisión para aplicar una política para cada caso que se presente.
- La alerta temprana al Sistema Nacional de Inteligencia y a los miembros del MERCOSUR, permitirá el intercambio de informaciones que posibilite elaborar un cuadro de situación de inteligencia más completo, y además cumplir con las responsabilidades legales nacionales y regionales.
- Para la ocurrencia de hechos como el planteado en el ejercicio, debe existir un elemento de una fuerza federal que pueda desplegarse con prontitud, el cual debe contar con la

capacitación y equipamiento adecuado para afrontar la recuperación de elementos nucleares, radiactivos, químicos o biológicos.

3.4 Situación Inicial y Desarrollo del Ejercicio

En la Republica Argentina, la Secretaría de Seguridad Interior ha realizado durante el primer semestre de 2005 operativos de seguridad en las regiones NEA, NOA, Centro, Cuyo, Patagonia Norte y Patagonia Sur, para coordinar entre las Fuerzas Federales y Policiales la planificación y ejecución de medidas de seguridad y control, ante una emergencia que afecte el orden público o cause daños de magnitud en la población. Asimismo la Secretaría de Seguridad Interior lleva a cabo acciones de coordinación con aquellos organismos nacionales relacionados con la actividad nuclear.

La Autoridad Regulatoria Nuclear cuenta con un Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas (SIER) y un Sistema de Intervención en Emergencias Nucleares (SIEN) que está disponible en forma permanente para adoptar las medidas que sean necesarias.
El ejercicio se inicia cuando el jefe de turno del Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas de la ARN, recibe un llamado urgente informando una novedad ocurrida en la ciudad de Santa Rosa (Provincia de La Pampa).

Situación Nº 1

Día simulado 14 de Octubre de 2005 18:00 hs.
Hora en el gabinete 09:30

Desde el lugar de arribo, un centro asistencial poseedor de equipo de cobalto terapia, en la ciudad de Santa Rosa, Provincia de La Pampa, se realiza una comunicación a la ARN. Se informa que el camión de transporte que debería haber llegado a las 1600 aún no lo había hecho. La carga es una fuente de cobalto 60 de 5000 Ci para reemplazo de la fuente decaída.

Se conoce que la ruta de transporte planificada era la Ruta Nac. Nº 5, partiendo del Centro Atómico Ezeiza a las 07:00hs. El camión tiene instalado un sistema de seguimiento satelital y debía pasar por los siguientes puntos y en los horarios que se listan:

0900 Mercedes
1100Bragado
1300 Pehuajó
1530 Catriló
1600 Arribo a Santa Rosa

Situación Nº 2

Día simulado 14 de Octubre de 2005 20:00 hs.
Hora en el gabinete 10:00

Se recibe en la ARN la notificación de la empresa dedicada a realizar el seguimiento satelital del vehículo, dando las coordenadas en las que se encuentra el camión de transporte. El lugar señalado corresponde a la localidad de Quemú Quemú.

Situación Nº 3

Día simulado 14 de Octubre de 2005 23:00 hs.
Hora en el gabinete 10:30

Se recibe un informe proveniente de la Sala de Situación del Consejo Provincial de La Pampa que informa lo siguiente:
Al arribar una patrulla de la Policía de la Provincia de la Pampa, esta se encuentra con los móviles, los dos conductores y la custodia atados y encerrados. Del interrogatorio surge que dos autos con cuatro ocupantes cada uno, portando armas largas, habían logrado hacer desviar de la ruta al camión y al vehículo de custodia, y lo habían trasladado hasta el galpón donde los ataron, inmovilizaron y trasladaron el contenedor con la fuente a otro camión. Las personas que realizaron el robo parecían tener conocimientos del tipo de carga que era transportada.

Situación Nº 4

Día simulado 15 de Octubre de 2005 03:00 hs.
Hora en el gabinete 11:00

Se recibe en la sala de situación una comunicación de la Policía de la Provincia de Buenos Aires que indica que un puesto policial de la ciudad de Olavarría informó que un camión MB 1114 con grúa incorporada había pasado 1 hora antes de recibir la comunicación con el descriptivo del contenedor buscado, con una carga parecida a la detallada.
Según el testimonio el camión pasó por delante del puesto policial alrededor de las 2400.
La oficina de prensa de la SSI entrega a la Dirección Nacional de Inteligencia Criminal un parte de prensa emitido en TV.

Situación Nº 5

Día simulado 15 de Octubre de 2005 10:00 hs.
Hora en el gabinete 11:20

Un medio de comunicación local de la provincia de La Pampa, requiere información a la SSI para que confirme o desmienta la veracidad de que una fuente radiactiva fue sustraída por un grupo comando.

Situación Nº 6

Día simulado 16 de Octubre de 2005 09:00 hs.
Hora en el gabinete 12:15

La ARN recibe un informe médico desde un hospital de la ciudad de Bahía Blanca refiriendo que atendieron una persona con sintomatologías similares a las producidas ante una exposición con un elemento radiactivo. Presenta quemaduras extrañas en las manos y antebrazos y síntomas de descompostura y vómitos.

Situación Nº 7

Día simulado 16 de Octubre de 2005 10:00 hs.
Hora en el gabinete 13:00

El paciente atendido en el hospital Bahiense es interrogado por personal de puerto de la Prefectura Naval Argentina, mientras es sometido a tratamiento médico, informa que contrajo la sintomatología en razón de su trabajo atendiendo un camión en el puerto.

Situación Nº 8

Día simulado 16 de Octubre de 2005 15:00 hs.
Hora en el gabinete 14:00

La Prefectura Naval Argentina amplia la información previa, se determina que el paciente, quien ha confesado ser parte del grupo comando que robara la fuente radiactiva, estuvo expuesto a la radiación cuando manipulaba la misma para cambiarla de recipiente contenedor y desconoce si la fuente finalmente quedó o no blindada. Se informa que la fuente presumiblemente se encuentra en un galpón alquilado a la empresa GENE SA en la zona portuaria Ing. White.

Situación Nº 9

Día simulado 17 de Octubre de 2005 11:00 hs.
Hora en el gabinete 16:00

Luego de una intensa planificación y delimitación de responsabilidades entre el personal técnico de la ARN y el personal de las fuerzas de seguridad se realiza el operativo en el galpón y se captura a cuatro personas, recuperándose la carga robada. Se procede con las actividades de inteligencia tendientes a ubicar a la totalidad de los delincuentes.

4. CONCLUSIONES

Es importante contar con un proceso sistemático de seguridad, que incluya los necesarios subprocesos y procedimientos, para integrar la participación de las distintas instituciones que deben asumir responsabilidades y dar respuesta ante emergencias radiológicas producidas por acciones maliciosas.

El ejercicio de entrenamiento permitió practicar procedimientos y ajustar acciones a seguir ante la ocurrencia de emergencias. En este caso la novedad introducida fue la práctica de una emergencia debida a la acción delictiva de un grupo comando, en la cual se incorpora el hecho policial al manejo de la emergencia radiológica.

Las principales enseñanzas obtenidas del ejercicio fueron:

- Necesaria coordinación entre los equipos de emergencias intervinientes, principalmente de los especialistas del área nuclear y los integrantes de las fuerzas de seguridad. Es necesario contar

con procedimientos probados y practicados que permitan actuar en forma inmediata cuando se produce alguno de los hechos delictivos mencionados.

- Tener una política de comunicaciones que prevea la relación con los medios de difusión. Debe establecerse cual es la información a difundir para mantener un adecuado equilibro entre el alerta necesario para minimizar los daños que pudieran ocasionarse y evitar que se genere pánico entre la población.

- Necesario nivel de preparación básica en aspectos relacionados con radiaciones ionizantes y protección radiológica. Es importante mantener un adecuado nivel de capacitación y entrenamiento entre los miembros de las fuerzas de seguridad que pudieran resultar involucrados en situaciones como la planteada.

- Necesidad de hacer prácticas y ejercicios conjuntos en forma frecuente. La heterogeneidad del personal perteneciente a las distintas instituciones que intervienen ante una emergencia radiológica ocasionada por un hecho delictivo hace imprescindible el trabajo y entrenamiento conjunto.

Curso de capacitación en dosimetría interna específica para el paciente

Rojo, A.M.; Gómez Parada, I. y Michelin, S.C.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Curso de Capacitación en Dosimetria Interna Especifica para el Paciente

A.M. Rojo, S.C. Michelin
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

I.M. Gómez Parada
Sociedad Argentina de Radioprotección
Argentina

Resumen

En este trabajo se presenta la experiencia obtenida en un curso organizado en Argentina para capacitar a profesionales en la dosimetría de radiofármacos utilizando la metodología MIRD e imágenes del paciente. La motivación para realizarlo se basó en el continuo desarrollo de nuevos radiofármacos con fines terapéuticos que hace necesario el conocimiento de la distribución de la dosis absorbida para poder establecer la relación dosis-respuesta. El objetivo principal fue el estudio de los modelos biocinéticos y las técnicas disponibles que a partir de imágenes puedan aportar información de parámetros específicos del paciente para calcular con mayor exactitud las dosis en el tumor y en diferentes órganos. En el diseño del programa de este curso se consideró abordar los distintos enfoques para el cálculo de dosis específica del paciente e incluyó los siguientes temas: protección radiológica del paciente, nuevos conceptos en daños por radiaciones (efecto bystander), metodología para la dosimetría interna por radiofármacos, sistemas dosimétricos (MIRD/ICRP), revisión de los fantomas físicos, diseño de estudios cinéticos, modelos compartimentales, herramientas de cálculo y la demostración de los programas SAAM y OLINDA; cálculo de actividad a partir de imágenes del paciente (planar y SPECT). Principios de la cámara gamma: la radiación dispersa, cálculo de la actividad con imágenes planares, la atenuación, corrección de la radiación dispersa, problemas de colimación. SPECT: el método común de reconstrucción, principios básicos, método de retroproyección filtrada y métodos iterativos (MLEM/OSEM), medición de los mapas de atenuación, problemas de la penetración en el colimador (I-131, I-123), efectos de volumen parcial, incorporación de correcciones en una reconstrucción iterativa. Dosimetría en médula ósea, discusión de casos de estudio de nuevos radiofármacos. Dosimetría interna en pequeña escala para electrones y fotones. Perspectivas del método de Monte Carlo en la dosimetría interna. Calculo de dosis con el programa *LundAdose* de la "Lund University".
El desarrollo de estas actividades teóricos prácticas incluyendo conferencias de expertos extranjeros y prácticas en centros de referencia de Argentina, tuvo lugar en Buenos Aires en Agosto de 2004 durante una semana a tiempo completo. Este fue el marco para el trabajo en conjunto de profesionales de diferentes especialidades (médicos, físicos, bioquímicos) del ámbito nacional y regional. La encuesta realizada al final de este primer curso puso de manifiesto el interés por una continuidad en la actualización acorde a los avances tecnológicos en este tema, lo que nos permite concluir que la formación de los profesionales involucrados debería ser encarada en los países de la región en forma permanente.

1. INTRODUCCIÓN

El objetivo principal de este curso fue capacitar a profesionales en temas relativos a la dosimetría de radiofármacos utilizando la metodología MIRD e imágenes del paciente. La motivación para realizarlo se basó en el continuo desarrollo de nuevos radiofármacos con fines terapéuticos que hace necesario el conocimiento de la distribución de la dosis absorbida en el tumor y en diferentes órganos para poder conocer la relación dosis-respuesta contribuyendo a la protección radiológica del paciente.

En la administración de radiofármacos, al día de hoy limitada prácticamente al ^{131}I, el médico es el responsable de fijar la actividad a administrar al paciente y es internacionalmente aceptado el método empírico para determinarla, basado fundamentalmente en aspectos clínicos de la patología.

El avance en el desarrollo de nuevos radiofármacos para el tratamiento de distintas patologías con moléculas dirigidas al tejido tumoral y marcadas selectivamente con radionucleídos, muestra un panorama donde la dosimetría interna es requerida para la correcta evaluación de la dosis-efecto.

2. AREAS TEMATICAS

En el diseño del programa se consideró abordar los distintos enfoques para el cálculo de dosis específica del paciente y se incluyeron módulos sobre los siguientes temas esenciales para la formación de especialistas en el tema:

Metodología para la dosimetría interna por radiofármacos
Sistemas dosimétricos (MIRD/ICRP)
Revisión de los fantomas físicos
Diseño de estudios cinéticos
Modelos compartimentales
Herramientas de cálculo (demostración de los programas SAAM y OLINDA)
Cálculo de actividad a partir de imágenes del paciente (planar, SPECT).
Principios de la cámara gamma: la radiación dispersa, cálculo de la actividad con imágenes planares, la atenuación, corrección de la radiación dispersa, problemas de colimación.
SPECT: el método común de reconstrucción, principios básicos, método de retroproyección filtrada y métodos iterativos (MLEM/OSEM), medición de los mapas de atenuación, problemas de la penetración en el colimador (I-131, I-123), efectos de volumen parcial, incorporación de correcciones en una reconstrucción iterativa.
Dosimetría en médula ósea, discusión de casos de estudio de nuevos radiofármacos.
Dosimetría interna en pequeña escala para electrones y fotones.
Perspectivas del método de Monte Carlo en la dosimetría interna.
Calculo de dosis con el programa *LundAdose* de la "Lund University".

Además se presentaron conferencias sobre aspectos de la protección radiológica del paciente y nuevos conceptos en daños por radiaciones (efecto bystander)

3. CRONOGRAMA

El cronograma de actividades fue desarrollado con expositores de la Gerencia de Apoyo Científico de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, del Hospital de Clínicas José de San Martín de la Ciudad de Bs.As. y de los Profesores. Michael Stabin de la Universidad de Vanderbilt, EEUU y Michael Ljungberg de la Universidad de Lund, Suecia.

Se destinó un día para la resolución de problemas de dosimetría aplicando la metodología MIRD. Para esta actividad previamente se elaboró una guía con diferentes ejercicios de complejidad creciente y se le suministró a los participantes bibiliografía específica apuntando a su comprensión y familiarización para la obtención de datos necesarios para la evaluación dosimétrica. (MIRD *Dose Estimate Report,* MIRD Pamphlets y publicaciones del ICRP N 53 y su Addendum N 80).

Para la parte práctica "Cuantificación de la Actividad de Imágenes para Dosimetria" se ocupó medio día y se realizó en el Hospital de Clínicas "José de San Martín". Los contenidos propuestos apuntaron a la cuantificación correcta de la actividad retenida en los órganos teniendo en cuenta los efectos limitantes que producen distintos tipos de errores en esta determinación..

El curso se realizó por el término de cinco días a tiempo completo, de 9 a 18 hs

El último día se realizó una evaluación escrita de tipo “Multiple Choice” y se destinó un espacio de tiempo para la discusión de los resultados con los especialistas. A los participantes se les entregó una encuesta no vinculante para relevar opiniones acerca del curso.

4. PARTICIPANTES

La convocatoria fue dirigida a profesionales del área de la Medicina Nuclear con conocimientos de dosimetría interna. La distribución de los participantes por profesión denotó mayoría de médicos, y la distribución por especialidad se presenta en la figura1:

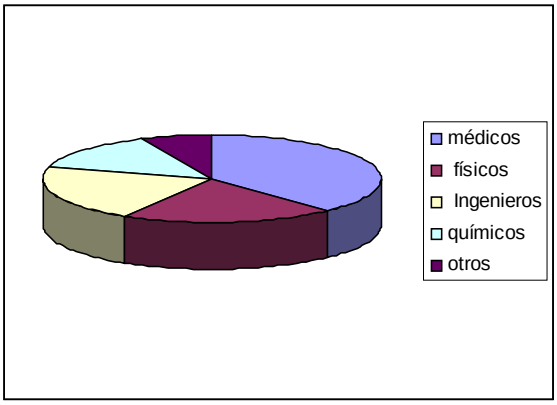


Figura 1: Distribución de los participantes por profesión

Si bien este curso se organizó para participantes locales, el interés por el tema determinó la solicitud de concurrencia de profesionales de otros países de la región. Estos participantes resolvieron particularmente cuestiones de traslado y hospedaje, dado que no estaba previsto un apoyo económico para esta situación. La distribución de los participantes por nacionalidades se muestra en la figura 2.

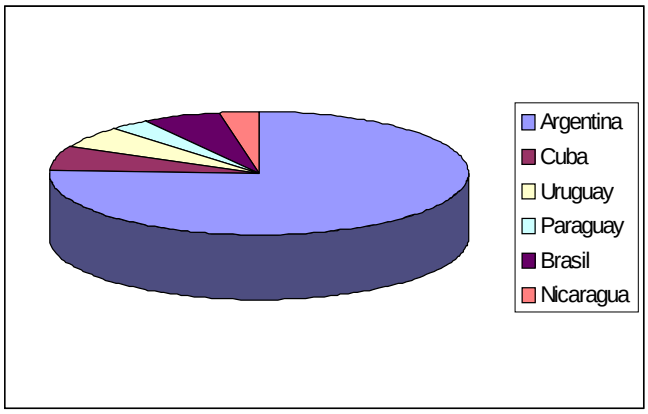


Figura 2: Distribución de los participantes por nacionalidad

Los participantes argentinos provenían mayoritariamente de la Ciudad Autónoma de Buenos Aires y del Gran Buenos Aires. (En particular 4 de la ARN, 2 de la CNEA y el resto de Servicios de Medicina Nuclear). Las distancias a cubrir seguramente fueron el inconveniente a resolver por profesionales de provincias del interior del país (Figura 3)

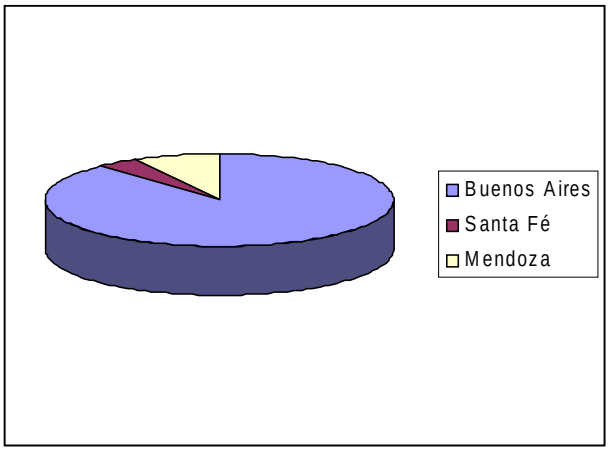


Figura 3: Distribución de los participantes argentinos por provincias de origen.

Sobre la base de la encuesta no vinculante completada por los participantes se desprenden observaciones muy satisfactorias respecto a la organización, material bibliográfico, contenidos y calidad de las exposiciones. Las sugerencias en general apuntan al interés por una continuidad en

la formación y/o actualización acorde a los avances tecnológicos en este tema y agradeciendo a la Autoridad Regulatoria Nuclear la organización del evento.

5. CONCLUSIONES

Se concluye que para realizar una dosimetría específica para el paciente se presenta la necesidad de la conformación de un equipo multidisciplinario para la administración de radiofármacos. Para realizar la cuantificación de las imágenes del paciente y los cálculos dosimétricos la integración de un profesional con una formación en física médica aparece como el complemento indispensable.

De la encuesta no vinculante completada por los participantes se desprenden observaciones muy satisfactorias respecto a la organización, material bibliográfico, contenidos y calidad de las exposiciones. Las sugerencias en general apuntan al interés por una continuidad en la formación y/o actualización acorde a los avances tecnológicos en este tema y el agradecimiento a la Autoridad Regulatoria Nuclear por la organización del evento.

Esta encuesta nos permite concluir que dada la importancia de la formación de los profesionales sería necesario coordinar esfuerzos para encarar esta actividad académica en los países de la región en forma permanente y de este modo dar una continuidad a la actualización acorde a los avances en la dosimetría específica del paciente para la terapia con radiofármacos

En este marco es que la Fundación Escuela de Medicina Nuclear (FUESMEN) juntamente con la Autoridad Regulatoria Nuclear organizará un taller sobre actualización en dosimetría de radiofármacos en octubre de 2006.

6. AGRADECIMIENTOS

Al Dr. Elías El Tamer, Jefe del Servicio de Medicina Nuclear del Hospital de Clínicas José de San Martín de la Ciudad de Buenos Aires por brindar las instalaciones para realizar la actividad práctica a cargo de Lic. Mariana Cabrejas de la Comisión Nacional de Energía Atómica.

A los Profesores Michael Stabin de la Universidad de Vanderbilt, EEUU y Michael Ljungberg de la Universidad de Lund, Suecia por la activa participación en todas las actividades del curso aportando su valiosa experiencia en el tema.

Propuesta de un protocolo de calibración de cámaras gamma para estimación de la incorporación de radionucleidos en situaciones de emergencia

Dantas, B.M., Lucena, E.; Terán, M.; Paolino, A.;
Hermida, J.C.; Rojo, A.M.; Puerta, J.A.; Morales, J.;
López Bejerano, G.M.; Alfaro, M.; Ruiz, M.A.;
Videla, R.; Piñones, O.; Gónzalez, S.; Navarro, T.;
Dantas, A.L.A.; Araujo, F.; Melo, D. y Cruz Suarez, R.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

PROPUESTA DE UN PROTOCOLO DE CALIBRACIÓN DE CÁMARAS GAMMA PARA ESTIMACIÓN DE LA INCORPORACIÓN DE RADIONUCLEIDOS EN SITUACIONES DE EMERGENCIA

Bernardo M Dantas[1], Eder Lucena[1], Mariella Terán[2], Andrea Paolino[2], Juan Carlos Hermida[3] Ana Rojo[4], Jorge Anselmo Puerta[5], Javier Morales[5], Gladys M. López Bejerano[6], Mercedes Alfaro[7], Marco Antonio Ruiz[7], Ricardo Videla[8], Osvaldo Piñones[8], Susana González[9], Teresa Navarro[10], Ana Leticia A. Dantas[1], Francisco Araujo[1], Dunstana Melo[1] & Rodolfo Cruz-Suárez[11]

[1]Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio de Janeiro - Brasil
[2]Facultad de Química, Montevideo - Uruguay
[3]Hospital de Clínicas, Facultad de Medicina, Montevideo - Uruguay
[4]Autoridad Regulatória Nuclear, Buenos Aires - Argentina
[5]Universidad Nacional de Colombia, Medellín - Colombia
[6]Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Ciudad de la Habana - Cuba
[7]Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares - México
[8]Comisión Chilena de Energía Nuclear, Santiago - Chile
[9]Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima - Perú
[10]Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, Madrid - España
[11]International Atomic Energy Agency, Vienna - Austria

RESUMEN

En los últimos años en varios países ha venido aumentando la preocupación con la posibilidad de accidentes relacionados al transporte y manipulación de fuentes abiertas utilizadas en medicina nuclear. Esto llevó a la búsqueda de métodos alternativos para el monitoreo de trabajadores e individuos del público expuestos a la incorporación de radionucleidos como ^{131}I, ^{201}Tl, ^{153} Sm entre otros. Una de las opciones para atender a la demanda por monitoreo de la incorporación de radionucleidos es la utilización de cámaras gamma que son equipos de diagnóstico médico disponibles en los propios centros de medicina nuclear. Las cámaras gamma son utilizadas para obtener imágenes de pacientes a los cuales se les administra un radionucleido de actividad conocida con fines diagnósticos. Estos equipos tienen entre sus componentes elementos que conforman sistemas espectrométricos como los empleados en la evaluación de la incorporación interna por mediciones directas, por lo cual además de su uso para diagnóstico por imagen ellas pueden ser calibradas con simuladores antropomórficos y también con fuentes puntuales para la cuantificación de la actividad de radionucleidos, distribuidos homogéneamente en el cuerpo humano o localizados en órganos específicos. Este trabajo presenta el desarrollo de un protocolo de calibración de cámaras gamma para la determinación in vivo de radionucleidos y propone la implementación del protocolo en centros de medicina nuclear de los 9 países participantes del proyecto OIEA-ARCAL-RLA/9/049-LXXVIII - Armonización de procedimientos de dosimetría interna (Argentina, Brasil, Colombia, Cuba, Chile, México, Perú, Uruguay y España). El protocolo es la base para establecer una red integrada para asistir en la respuesta a emergencias utilizando centros de medicina nuclear de hospitales públicos de la Región. La propuesta es una alternativa adicional para el monitoreo de personas en situaciones de emergencia donde sea posible y factible el uso de las cámaras gamma. Esto evitaría el transporte de la persona con sospecha de incorporación para un contador de cuerpo entero convencional cuando hubiera un centro de medicina nuclear cercano al sitio donde ocurrió el accidente, disminuyendo el tiempo de respuesta y economizando costos para la implementación de las contramedidas necesarias.

INTRODUCCIÓN

En la América Latina hay un número significativo de centros de medicina nuclear en operación (Tabla 1). Esto resulta en una gran cantidad de trabajadores ocupacionalmente expuestos rutinariamente a las fuentes abiertas de varios radionucleidos. Entre los más utilizados en medicina nuclear se destacan ^{99m}Tc, ^{131}I, ^{201}Tl, ^{67}Ga, ^{153} Sm y más recientemente el ^{18}F con aplicación en diagnósticos del tipo PET. El aumento del uso de radionucleidos con fines médicos representa riesgos ocupacionales en las propias instalaciones en las cuales el material es manipulado y también riesgos de exposición en las etapas de producción y transporte. En caso de accidente en la etapa de distribución puede ocurrir también exposición de individuos del público.

Tabla 1 – Distribución de los Centros de Medicina Nuclear en 8 países de América Latina y España

Pais	Número de Centros de Medicina Nuclear
Argentina	309
Brasil	300
Chile	23
Colombia	56
Cuba	21
España	140
México	130
Perú	22
Uruguay	7

Entre los radionucleidos de interés en medicina nuclear el ^{131}I sigue siendo uno de los más utilizados en todos los países y es el de mayor radiotoxicidad en el caso de exposición interna. El ^{131}I es un producto de fisión nuclear que presenta alta volatilidad en temperatura ambiente, constituyendo un problema de protección radiológica en locales donde se realicen tareas de manipulación de fuentes abiertas sin adecuados sistemas de extracción de aire.

De acuerdo a la metodología propuesta por el OIEA (1999), los trabajadores ocupacionalmente expuestos en Centros de Medicina Nuclear deben ser sometidos al monitoreo individual interno, particularmente aquellos que manipulan actividades significativas de ^{131}I para prácticas de iodoterapia.

En estas situaciones los resultados del monitoreo interno es utilizado para la estimación de la dosis efectiva comprometida relacionada a la incorporación del radionucleido por el individuo ocupacionalmente expuesto o involucrado en el accidente (ICRP, 1998; IAEA, 1996; IAEA, 2000).

Entretanto, considerando la frecuencia de monitoreo recomendada por la ICRP (1998), los costos de transporte y el gran número de trabajadores potencialmente expuestos, es prácticamente inviable la centralización del monitoreo en instituciones que ofrecen servicio de dosimetria interna. Por otro lado están disponibles en los propios centros de medicina nuclear, equipos de diagnóstico, p. Ej., cámaras gamma que pueden ser utilizadas para determinar la incorporación de radionucleidos. Así, este trabajo tiene como objetivo principal establecer una metodología simple y factible para el monitoreo de trabajadores y individuos del público utilizando los equipos disponibles en los centros de medicina nuclear

METODOLOGÍA

El monitoreo de la incorporación de radionucleidos está basado el la cuantificación de la actividad en órganos y tejidos de interés utilizando detectores de radiación posicionados en geometrías de conteo estandarizada y optimizadas para obtener la máxima sensibilidad y consecuentemente el límite de detección tan bajo como fuera posible. El tipo de detector y la geometría de conteo están basados respectivamente en las propiedades de emisión del radionucleido y en la distribución y metabolismo en el cuerpo humano. En el caso del monitoreo interno de ^{131}I las mediciones se centralizan en la tiroides debido a la alta afinidad que tiene éste radionucleido por ese órgano y dadas las características de emisión del ^{131}I (γ 364 keV) los detectores ideales son los de ioduro de sodio (NaI (Tl)).

Las cámaras gamma o cámara de centelleo utilizadas en medicina nuclear constan de un cabezal adosado a un sistema mecánico mediante el cual puede rastrear automáticamente sobre el área corporal de interés e ir registrando en cada punto la actividad, obteniendo imágenes que reproducen la distribución topográfica del radionucleido. El equipo así constituido es el centellógrafo de detector móvil o lineal, cuya finalidad principal es la obtención de imágenes estáticas que informan sobre la morfología, la estructura y funcionamiento de órganos o sistemas.

Actualmente constituye uno de los equipos más sofisticados de la medicina nuclear para la reproducción de imágenes. Está constituido por un gran cristal de yoduro de sodio activado con talio, de 30 a 40 cm de diámetro y 12mm de espesor. Un conjunto de más de treinta fotomultiplicadores están adosados al cristal y son los encargados de registrar la posición y la energía de las señales que llegan. El cabezal está blindado con aproximadamente 4 cm de plomo y frente al cristal, un dispositivo "ad hoc" posibilita colocar el colimador adecuado a cada estudio. La información enviada por los fotomultiplicadores es procesada en la consola de comando, visualizada en la pantalla de rayos catódicos y registrada en película fotográfica o radiográfica.

La calibración de la cámara gamma para la determinación del factor de calibración en cpm/Bq fue realizada con un simulador de tiroides-cuello conteniendo 26.30 kBq de ^{133}Ba uniformemente distribuido en un papel de filtro con la forma de la tiroides (Dantas,1998).

Figura 1. Simulador de tiroides-cuello utilizado para calibración de la cámara gamma

Las mediciones del simulador se realizaron sin colimador con el objetivo de aumentar la sensibilidad del sistema de detección (Terán et al, 2005). Se realizaron series de cinco mediciones del simulador a diferentes distancias entre éste y el detector (10, 15, 20 y 25 cm.) y se determinaron los Factores de Calibración dividiendo el promedio de las tasas de conteo en cada geometría por la actividad del simulador en Bq.

Figura 2. Medición del Simulador de tiroides-cuello con de la cámara gamma modelo DIACAN del Hospital Universitario de la Universidad Federal de Rio de Janeiro

Posteriormente se realizaron series de mediciones de individuos no expuestos para determinar los valores de Actividad Mínima Detectable (HPS, 1996) en cada una de las cuatro geometrías (Figura 3).

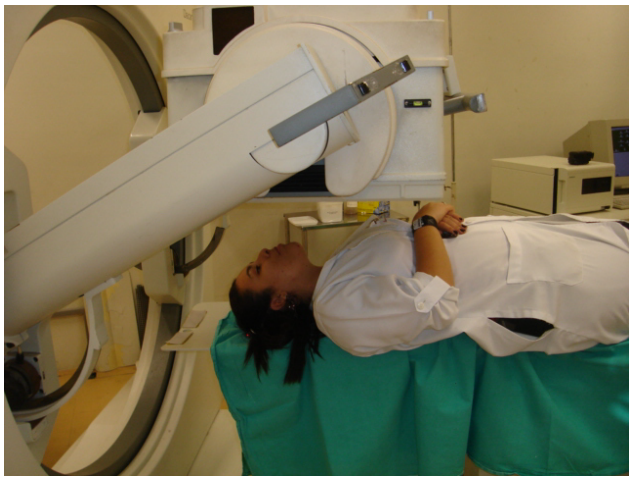


Figura 3. Medición de individuo no ocupacionalmente expuesto para cálculo de la Actividad Mínima Detectable

RESULTADOS

La Tabla 2 presenta los resultados de calibración de la cámara gamma sin colimador. Asimismo se determinaron los valores de Dosis Efectiva Mínima Detectable utilizando el software AIDE (Bertelli, 2004) y considerando que la medición fue ejecutada 1 día después de la fecha de incorporación.

Los valores de Actividad Mínima Detectable para ^{131}I en la tiroides fueron calculados para el tiempo de conteo de 10 minutos con base en series de cinco mediciones in vivo en individuos no expuestos ocupacionalmente para cada una de las distancias.

Tabla 2. Determinación del **F**actor de **C**alibración (FC), **A**ctividad **M**ínima**D** etectable (AMD) y **D**osis **E**fectiva **M**ínima detectable (DMD) en función de la distancia entre el simulador y la gamma cámara sin colimador para un tiempo de conteo de 10 minutos.

Distancia (cm.)	**FC (cpm/Bq)**	**AMD (Bq)**	**DMD (mSv)**
10	2.35 ± 0.03	81	7.04×10^{-3}
15	1.81 ± 0.02	106	9.22×10^{-3}
20	1.28 ± 0.01	149	13.0×10^{-3}
25	1.01 ± 0.01	189	16.4×10^{-3}

CONCLUSIONES

Los valores de Dosis Efectiva Mínima Detectable determinados para la medición in vivo de tiroides (Tabla 2), considerando las condiciones de trabajo de 10 minutos de conteo, gamma cámara sin colimador y 24 horas posteriores a la incorporación, se encuentran todos por debajo del nivel de registro de 1 mSv para una única inhalación de vapor de ^{131}I. Esto demuestra que la técnica propuesta es factible para el monitoreo rutinario de trabajadores y para situaciones de emergencia.

La implementación del protocolo propuesto en este trabajo en un número significativo de hospitales públicos permitirá la ejecución de mediciones in vivo de radionucleidos en situaciones de sospecha de contaminación interna y también para el monitoreo rutinario de trabajadores con riesgo de exposición interna en los centros de medicina nuclear.

REFERENCIAS

Bertelli, L., A.I.D.E. *Activity and Internal Dose Estimates*. Instructions Manual, 2004

Dantas B.M. *Bases para calibração de contadores de corpo inteiro utilizando simuladores físicos antropomórficos*. Tese de Doutorado em Biociências Nucleares, Universidade do Estado do Rio de Janeiro, Instituto de Biologia, Departamento de Biofísica e Biometria, 1998.

Health Physics Society (HPS). *Performance Criteria For Radiobioassay*, HPS N13.30 (1996).

International Atomic Energy Agency (IAEA). *Direct methods for measuring radionuclides in the human body*. Safety Series n. 114, 1996

International Atomic Energy Agency (IAEA). *Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides* - Safety Standards Series, no. RS-G-1.2, IAEA, 1999.

International Atomic Energy Agency (IAEA). *Indirect Methods for assessing intakes of radionuclides causing occupational exposure.* Safety Reports Series no. 18, 2000.

International Commission on Radiological Protection (ICRP) Publication 78: *Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers*, 1998

TERÁN, Mariella; PAOLINO, Andrea; HERMIDA, Juan Carlos; SAVIO, J C; DANTAS, Bernardo Maranhão. *Calibración de gamma cámaras para monitores de la contaminación interna de personal ocupacionalmente expuesto en servicios de medicina nuclear*. In: XX CONGRESO ALASBIMN - Asociación latino americana de sociedades de biología y medicina nuclear, Punta de Leste. 2005.

Tratamiento del cáncer diferenciado de tiroides con dosis terapéuticas de I^{131} calculadas dosimétricamente: Nuestra experiencia

Fadel, A.M.; Chebel, G.M.; Rojo A.M.; De Luca, G.; Degrossi, O.J.;
Valdivieso, C.M.; Cabrejas, R. y Cabrejas, M.L.

Presentado en: VI Congreso de Fasen.
Argentina, Tucumán, 6-9 setiembre de 2006

Tratamiento del cáncer diferenciado de tiroides con dosis terapéuticas de I^{131} calculadas dosimétricamente: Nuestra experiencia

Fadel, A.M. [1]; Chebel, G.M.[1]; Rojo A.M.[3]; De Luca, G. [3]; Degrossi, O.J. [4]; Valdivieso, C.M.[1]; Cabrejas, R.[4]; Cabrejas, M.L.[2]

[1] División Endocrinología, Hospital Durand
[2] Comisión Nacional de Energía Atómica
[3] Autoridad Regulatoria Nuclear
[4] Hospital de Clínicas

Argentina

Introducción

La dosis óptima para el tratamiento del carcinoma diferenciado de tiroides es motivo de controversia. Existen dos formas de decidir la dosis a administrar: el método empírico (dosis fijas) y método de cálculo dosimétrico. La utilización de dosis fijas ha demostrado seguridad y efectividad. Sin embargo existen casos en los cuales la utilización de varias dosis "pequeñas" no resuelve la enfermedad metastásica de los pacientes.

Objetivo

Utilizando el método de cálculo dosimétrico de Benua-Leeper (Bel´s) hemos evaluado qué dosis máxima (sin irradiar con más de 2 Gy la médula ósea) se podrían administrar a 20 pacientes quienes presentaban persistencia de enfermedad luego de varios tratamientos con I^{131}.

Pacientes

20 pacientes portadores de CaDT con persistencia de enfermedad demostrada a quienes se le realizaron 23 dosimetrías. Sexo: Hombres 7 - Mujeres 13 .El rango de edades era 18 a 73 años. Histología: Papilar: 17, (1 Semidiferenciado) y Folicular: 3

Tiroglobulina: entre 3.6 y > 1180 bajo TSH desenfrenada (> 30 UI/L). Las Dosis recibidas (acumuladas individualmente) estaban entre 100 y 1300 mCi (Media: 635,61 mCi).

Métodos

Los pacientes fueron sometidos a suspensión de L-tiroxina, dieta hipoiodada 10 días antes y se les efectúo medición de TSH Tiroglobulina (Tg), Anticuerpos Antitiroglobulina, (ATG) hemograma y hepatograma, yodura, el día anterior a comenzar el estudio.

Mediciones

Se realizaron curvas de retención en sangre y cuerpo entero; obteniendo muestras de sangre (medidas en contador de pozo) y captación de cuerpo entero (con una cámara gamma sin colimador) luego de la administración de una dosis trazadora de 1.8 $\pm$ 0.2 mCi a las 2, 24, 48,72 y 96 hrs.Se cuantificó la actividad en las metástasis cuando estas eran detectadas, relacionando las cuentas determinadas con una alícuota de la dosis administrada, para obtener valores en % de dosis. A partir de las mediciones, se determinaron las actividades máximas que se podían administrar a cada paciente, utilizando el programa MIRD.

Resultados

En 22 de los 23 cálculos las dosis resultaron sensiblemente más "altas" que las que se hubieran administrado según el método empírico. Estas oscilaron entre 180 y 1010 mCi. (Tabla 1).

Solo en una paciente portadora de metástasis pulmonares la dosis resultante fue menor: 180 mCi. Surgió del cálculo de no retener más de 80 mCi en cuerpo entero a las 48 hs. Dado que en nuestro país la legislación no autoriza administrar dosis tan "altas" y no se permite el manejo diario de más de 500 mCi, el resto de las dosis no superaron los 300 mCi.

Tabla 1.

Paciente	Mts	BCT I^{131}	T ½ hrs.	Dosis I^{131} mCi
LK	Orbita Pulmón	(+) (-)	41	572
EDL	Óseas - Pulmón	(+)	26,4	567/ 200
EA	Retroesternal	(+)	28,19	524
AC	Mediastino	(+)	19,97	719
AC	Mediastino	(+)	21,21	1010
LA	Mediastino	(+)	24,77	769
CS	Pulmón	(+)	24,6	540
FF	¿?	(-)	21,72	832
CM	Pulmón	(+)	22,49	644
CM	Pulmón	(+)	12	857
GF	Cuello	(+)	20,43	807
SH	Adp. Cervical	(+) Ac. Retinoico	24,42	538
LE	Pulmón	(+) Litio	25,9	565
VF	Mediastino	(+)	25,3	578
HB	Mediastino	(+) Litio	21,9	826
MM	Pulmón	(+) Litio	35.2	424
MM	Pulmón	(+) Litio	17,83	667
FT	Mediastino	(+)	33	565
HP	Adp. Cervical	(+)	34,2	547
BF	Pulmón	(+)	44,7	337/180
AB	Hemi Tórax	(-)	21,7	666
EB	Pulmón	(+)	26,75	549
EF	Pulmón	(-)	21,44	673

Conclusiones

El corto tiempo de evolución no nos permitió evaluar el impacto de dosis de 300 mCi. Creemos necesario avanzar en el cálculo de la dosis absorbida por el tumor a fin de determinar si la administración de dosis mayores a los 300 mCi contribuiría a la curación de estos pacientes.

Shock térmico presurizado, (PTS)

Rosso, R. y Ventura, M.

Publicado como PI 3/06 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

SHOCK TÉRMICO PRESURIZADO

Rosso, R.D. y Ventura, M.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En el presente trabajo se hace una descripción del fenómeno de Shock Térmico en condiciones Presurizadas (PTS) y su influencia en el tratamiento de la integridad del recipiente de presión (RPV) de un Reactor de Agua Presurizada (PWR) y/o de un Reactor de agua pesada Presurizada (PHWR).

En general, el análisis de PTS involucra un proceso de tres etapas:

a. Modelización con un código de sistemas de los transitorios termohidráulicos relevantes con respecto al shock térmico.

b. Se determina la distribución local de temperaturas en el downcomer y de los coeficientes de transferencia de calor desde la pared del RPV al fluido.

c. Análisis fractomecánico.

Se abarcan en este trabajo estas tres etapas: Se obtienen resultados con el código de computo termohidráulico Relap5/mod.3 para un escenario por roturas (LOCA) en una rama caliente del sistema primario de refrigeración del reactor de la CNA I. Se describe el método utilizado en la obtención de los resultados.

Se realiza un estudio en base a parámetros concentrados de las evoluciones locales de la temperatura del flujo en el downcomer del recipiente de presión del reactor. La finalidad de este estudio es determinar como varía el coeficiente de intensificación de tensiones en función de la temperatura del agua de emergencia inyectada durante los transitorios termohidráulicos que tienen lugar bajo las condiciones impuestas por el escenario postulado. Se considera en particular, una rotura de 50 cm^2 ubicada en las cercanías de la conexión del presurizador a la rama caliente correspondiente. Este tamaño de rotura es considerado como el más crítico. Se describe el método utilizado para obtener los resultados.

Se realiza el análisis fractomecánico.

A partir de los resultados obtenidos confirmamos que se dispone de una herramienta simple y de fácil aplicación para analizar fenómenos del tipo PTS en escenarios planteados por roturas de cañerías del sistema primario, ya sean éstas en las ramas calientes o en las ramas frías. Esta metodología de cálculo es completamente independiente de las utilizadas por la empresa Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA), para analizar los fenómenos del tipo PTS en la CNA I. Los resultados obtenidos con la metodología de cálculo adoptada, nos brinda resultados similares a los obtenidos con metodologías que son validadas contra experiencias de facilidades experimentales tal como la facilidad experimental UPTF (upper plenum test facility).

Una observación de importancia surge del análisis del comportamiento de la temperatura en el fluido contenido en el downcomer del RPV por debajo del nivel de la rama fría en función de la temperatura T_{HPI} del agua inyectada por el sistema de emergencia de baja presión de la CNA I (sistema TJ).

Se puede advertir que a medida que aumenta la temperatura, T_{HPI}, se aleja la posibilidad de que se den las condiciones propicias para un PTS dentro de un escenario definido por un accidente del tipo LOCA.

El límite máximo para la temperatura T_{HPI} quedará fijado por la temperatura que se alcance en los elementos combustibles, es decir, que no se ponga en riesgo la integridad estructural de las vainas de las barras combustibles.

Se hace hincapié en las soluciones de ingeniería que permitirían modificar el funcionamiento del Emergency Cooling System (ECCS), ampliando el margen de seguridad, es decir la distancia entre el K_{Ic} del material y el K_I del proceso.

Se resaltan las hipótesis excesivamente conservativas que han sido usadas en todos los estudios previos y la necesidad de superarlos con otras más realistas que permitirían ampliar el margen de seguridad. Actualmente este margen de seguridad definido en función de estos coeficientes es del orden de los 22°C.

ABSTRACT

In the present work, a description of Thermal Shock in Pressurized conditions (PTS), and its influence in the treatment of the integrity of the pressure vessel (RPV) of a Pressurized Water Reactor (PWR) and/or of a Heavy water Pressurized water Reactor (PHWR) is made.

Generally, the analysis of PTS involves a process of three stages:

a. Modeling with a System Code of relevant thermohydraulics transients in reference with the thermal shock.

b. The local distribution of temperatures in the downcomer and the heat transference coefficients from the RPV wall to the fluid, are determined.

c. The fracto mechanic Analysis.

These three stages are included in this work: Results with the thermohydraulics code Relap5/mod3, are obtained, for a LOCA scenario in the hot leg of the cooling System of the Primary System of the CAN-I reactor. The method used in obtaining results is described.

A study on the basis of lumped parameters of the local evolutions of the temperature of the flow is made, in the downcomer of the reactor pressure vessel.

The purpose of this study is to determine how the intensification of the stress coefficient, varies in function of the emergency injected water during the thermohydraulic transients that take place under the imposed conditions in the postulated scene. Specially, it is considered a 50 cm2 break, located in the neighborhoods of the pressurized with the corresponding hot leg connection. This size is considered like the most critical. The method used to obtain the results is described.

The fracto mechanic analysis is made.

From the obtained results we confirmed that we have a simple tool of easy application in order to analyze phenomena of the type PTS in the postulated scenes by break in the cold and hot legs of the primary system. This methodology of calculus is completely independent of the used ones by the NASA in the analysis of the PTS phenomena in the CAN-I. The results obtained with the adopted methodology, offer results, very similar to the obtained ones that are validated against experiences of experimental facilities such like the experimental facility UPTF (Upper Plenum Test Facility).

An important observation arises from the analysis of the behavior of the temperature in the fluid contained in the RPV downcomer, below the cold leg level, versus the water injected temperature (T_{HPI}) by the CAN-I low pressure emergency system (Tj system).

It is possible to be noticing that when the temperature T_{HPI} increases, the possibility that the conditions occur so that a phenomenon of PTS happens is decreasing.

The temperature that is reached in the fuel elements, that is to say, that does not put in risk the structural integrity of the cladding of the fuel element, will fix the maximum limit for the temperature T_{HPI}.

We insist on the solution of engineering that would allow modifying the Emergency Core Cooler System (ECCS) behavior, extending the safety margin, what it means, the distance between the K_{ic} of the material and the K_i of the process.

It is emphasized the excessive conservative hypotheses that have been used in all the previous studies and the necessity to replace them with other more realists that would allow to extend the safety margin. At the moment this safety margin based in these coefficients is about 22°C.

1. INTRODUCCIÓN

1.1. Antecedentes

Desde el año 1982 Ref. [1-3], se ha reconocido la necesidad de tratar la integridad del recipiente de presión de un reactor de agua presurizada (PWR) bajo los efectos de transitorios de sobre enfriamiento. Los estudios iniciales se basaban en condiciones establecidas para accidentes con pérdida de refrigerante los cuales estaban caracterizados por la ausencia de presiones internas significativas, mientras que estudios más recientes Ref. [4], tratan con shock térmico en condiciones presurizadas (PTS).

Como resultado de transitorios del tipo PTS, el recipiente de presión del reactor deberá soportar la acción de cargas tanto de origen térmico como de presión.

La carga térmica puede provocar que fisuras superficiales se propaguen y si son profundas, las cargas de presión las conducirán a través de las paredes del recipiente.

Varios transitorios PTS en PWR, Ref. [2 y 3] ya han ocurrido al final del periodo de vida útil del recipiente. Si existe en estas condiciones una fisura con ciertas características, se puede producir su propagación.

La Nuclear Regulatory Commission (NRC) ha emitido informes sobre transitorios PTS con recomendaciones, Ref. [1 y 2]. Una de estas recomendaciones ha sido publicada sobre la base de un criterio de barrido paramétrico, la cual define los valores límites de la transición dúctil frágil del material basándose en las temperaturas de referencia RT_0, especificando los métodos por los cuales estos valores límites deben ser computados.

El fenómeno de shock térmico constituye un problema multidisciplinario. Abarca un amplio rango de áreas técnicas incluyendo ente ellas a la termohidráulica.

La importancia de la termohidráulica en los procesos de shock térmico, radica en que la temperatura del fluido y el coeficiente de transferencia de calor a lo largo de las paredes del RPV son condiciones de borde muy importantes para el cálculo de las tensiones térmicas y de la fractomecánica las que, eventualmente, determinan la integridad del recipiente de presión del reactor.

Por lo tanto, valores no realistas o demasiados conservativos para la distribución de temperaturas en el fluido y del coeficiente de transferencia de calor, pueden conducir a cálculos de límites excesivos en fractomecánica.

De acuerdo a la Ref. [4], el comportamiento del RPV bajo condiciones normales y accidentales, es evaluado por medio de la teoría fractomecánica. La aplicación de estos métodos está basada sobre el hecho de que existen fisuras que permanecen estables siempre que las cargas inducidas por el factor de intensificación de tensiones K_I sean menores que el factor crítico de intensificación de tensiones K_{Ic}. Para predecir la vida útil del RPV, es necesario conocer los valores reales de K_I que influyen sobre la resistencia del material y el valor de las cargas operacionales. Las cargas operacionales están dominadas por las presiones y temperaturas que se originan durante los transitorios relevantes que conducen a PTS.

Los parámetros termohidráulicos necesarios para realizar un análisis fractomecánico son los que se listan a continuación:

a) Presión absoluta en el downcomer.

b) Distribución de temperaturas en el fluido contenido en el downcomer sobre la pared del RPV.

c) Distribución del coeficiente de transferencia de calor desde la pared del RPV al fluido contenido en el downcomer.

Toda esta información debe ser suministrada en función del tiempo a través del cual transcurre el transitorio.

En todos los casos relevantes, la distribución de temperaturas en el downcomer refleja una superposición del enfriamiento global del fluido contenido en el downcomer por el ingreso de agua fría desde el ECCS, junto con chorros o caídas de agua fría por debajo de la rama fría.

1.2. Descripción del fenómeno

El fenómeno de shock térmico es más intenso en las cañerías de las ramas frías del sistema primario donde tienen lugar procesos de estratificación. Cercano al lugar de inyección del ECCS en las ramas frías, el mezclado que se origina es extremadamente complicado, Figura 1.2.1.

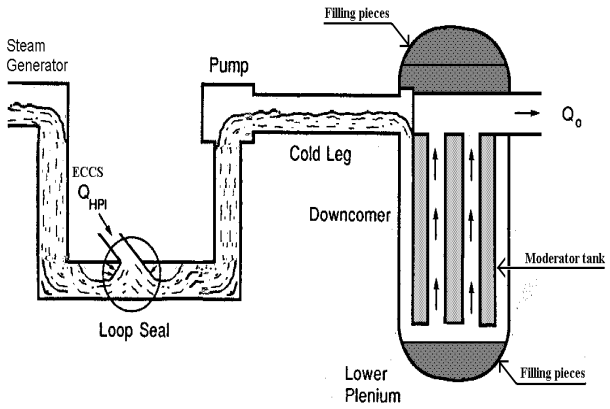


Figura 1.2.1.

La penetración del chorro proveniente del ECCS, en el flujo de una corriente caliente en la rama fría como así también la penetración de este flujo en el chorro, son mecanismos de mezclado muy importantes. A fin de visualizar estos complejos procesos en forma numérica, se debe apelar a nodalizaciones suficientemente finas.

Los chorros de agua fría se forman dentro del agua contenida en el downcomer cuando se inyecta agua fría del ECCS o fluye agua fría desde el generador de vapor por efecto de la condensación del vapor en la parte superior de sus tubos en U cuando se produce una pérdida de inventario en el lado secundario.

Estos chorros de agua fría tienen características que son determinadas por las condiciones de flotabilidad que se dan en un volumen de fluido estancado con una temperatura media global mayor a la temperatura media local del chorro.

Cuando la parte superior del downcomer está llena de vapor y el ECCS inyecta agua fría a bajos caudales en la rama fría, ésta se precipita sobre el agua contenida en el downcomer pegada a la pared del RPV. Si el caudal de inyección del agua del ECCS es mayor que un cierto valor que depende de la geometría interna del RPV, esta caída de agua se despega de la pared del RPV y fluye contra la pared del tanque del moderador.

En la rama fría existe una fuerte estratificación térmica, aun corriente arriba, de la inyección. Esta estratificación se atenúa corriente abajo. Se ha observado que esta estratificación depende de la relación fijada entre el caudal de incorporación de masa al chorro Q_e, y el caudal del ECCS Q_{HPI}, Q_e/Q_{HPI} . Esta estratificación térmica conduce a que la temperatura media sobre todo el sistema primario sea mayor que la temperatura media de la mezcla.

Durante los transitorios es inducida una corriente de fluido caliente desde el downcomer hacia la rama fría, dando lugar a fenómenos de contracorriente sobre la parte superior de la corriente de mezcla. Eventualmente penetra en esta corriente de mezcla indicando que el downcomer, en estas circunstancias, aun tiene la capacidad de suministrar fluido caliente. El estado de equilibrio estacionario será afectado solamente cuando esta alimentación de fluido caliente desde el downcomer se vea agotada.

En consecuencia, la temperatura en cualquier lugar de la rama fría y del downcomer, es considerablemente mayor que la temperatura media de la mezcla.

En el caso límite de caudal nulo en el circuito, se espera que suceda un transitorio prolongado antes de alcanzar el estado estacionario.

Se ha observado dentro de una tubería horizontal, que paquetes de fluido caliente persisten por períodos de tiempo prolongados sobre la parte superior del fluido frío cuando el fluido frío es forzado hacia el interior de la cañería llena con un fluido caliente. Lo cual conduce a que el shock térmico tienda a ser suave en el downcomer.

Los transitorios de temperatura sobre la pared exterior del tanque moderador (en el caso del RPV de la CNA I), muestran una súbita caída luego de iniciada la inyección de fluido frío. Esta caída de la temperatura ocurre cuando el frente de fluido frío se mueve hacia el downcomer e impacta primero sobre la pared exterior del tanque del moderador. Es decir, que el fluido entrante al downcomer pasa por encima del espesor (gap) del downcomer e impacta sobre la superficie del tanque del moderador.

Esta es la razón por la cual el transitorio en temperatura sobre el tanque, muestra una abrupta caída, mientras que la respuesta sobre las paredes internas del recipiente de presión, aparentemente, es gradual.

Desde el punto de vista del shock térmico la suave respuesta al transitorio térmico sobre la pared del recipiente de presión puede ser considerada como un importante factor de mitigación.

El fenómeno presenta una zona de recirculación en la parte baja de la rama fría por detrás de la inyección del fluido frío. La corriente fría por debajo de esta zona, aparece prácticamente como una zona de fluido estancado.

A su vez, hay un paquete de fluido caliente estancado en la parte superior del downcomer. En la expansión de la rama fría inmediatamente antes de su conexión al downcomer se evidencia un leve flujo de contracorriente inducido por fuerzas de flotación. A medida que decrece la relación Q_e/Q_{HPI} esta región de contracorriente se expande.

Finalmente surge una corriente ascendente en el downcomer debida principalmente a la severa distorsión del campo de flujo en la rama fría a causa de la inyección del ECCS.

El efecto de posibles flotaciones en el downcomer es pequeño pues la distribución de temperaturas en el mismo es aproximadamente uniforme.

Hay una zona de recirculación muy compleja entre la entrada de la rama fría y la corriente debajo de la inyección. Esta es la región donde se produce un alto grado de mezclado.

La estratificación hidrodinámica está claramente indicada por el hecho de que la región de flujos a contracorriente tienen una expansión significativa.

En el caso de un flujo estancado en el circuito primario, es decir sin circulación natural, y con la inyección del agua del ECCS en la rama fría, puede originarse un chorro de agua fría en el fluido contenido en el downcomer cuando la temperatura global del agua es más alta que la temperatura de inyección del agua del ECCS.

Cuando se consideran roturas en la rama fría, pérdidas de inventario en el lado secundario, pérdidas de refrigerante desde el sistema primario al lado secundario o transitorios operacionales, la temperatura global del agua en el downcomer se toma directamente de los cálculos con Relap5 (Apéndice A), a diferencia de lo que sucede cuando se consideran pérdidas de refrigerante por rotura en las ramas calientes.

2. OBSERVACIONES PRELIMINARES

De este primer análisis surgen algunas observaciones preliminares.

El mayor mezclado se produce en la vecindad de la inyección donde las corrientes de fluidos frío y caliente interactúan, creando zonas de recirculación, zonas de estancamiento y de penetración de contracorrientes en el flujo de mezclado.

Los tiempos de transitorios hasta alcanzar el estado estacionario se incrementan al crecer la relación Q_e/Q_{HPI} .

La estratificación térmica en la rama fría se incrementa con el aumento de la relación de Q_e/Q_{HPI} .

La distribución de las temperaturas en el downcomer es más o menos uniforme como resultado del mezclado térmico y de fluidos corriente arriba de la rama fría.

Una contracorriente caliente es inducida hacia la rama fría desde la región superior del downcomer y la extensión de este flujo a contracorriente aumenta con la disminución de la relación de Q_e/Q_{HPI} .

Los transitorios térmicos sobre la pared del recipiente de presión son muy suaves, mientras que sobre el tanque del moderador, se produce una caída súbita de la temperatura cuando el fluido frío impacta primero sobre él pasando por encima del gap del downcomer.

El mezclado en el downcomer no es sensible a la relación Q_e/Q_{HPI} .

3. METODOLOGÍA DE CÁLCULO

3.1. Generalidades

En general, el análisis de PTS involucra un proceso de tres etapas:

a. Modelización con un código de sistemas (en este caso el Relap5) de los transitorios termohidráulicos relevantes con respecto al shock térmico.

b. Se determina en forma local la distribución de temperaturas en el downcomer y de los coeficientes de transferencia de calor desde la pared del RPV al fluido.

c. Análisis fractomecánico.

La relevancia de los transitorios vinculados a un fenómeno de PTS, resulta cuantificada en el análisis fractomecánico. Como las condiciones de borde termohidráulicas para el análisis fractomecánico deben ser fijadas con anterioridad a este análisis, se deben elegir un primer conjunto de transitorios sobre la base de los resultados de estudios precedentes de PTS.

3.2. Análisis de los escenarios considerados

Las familias de transitorios tomadas en cuenta para el estudio de PTS son:

a. Pérdidas en el lado primario (accidentes con pérdida de refrigerante LOCA).

b. Pérdidas en el lado secundario.

c. Transitorios operacionales.

La selección de estas familias se efectúa de acuerdo a la experiencia acumulada por Siemens/KWU en la mayoría de los transitorios que tienen la principal contribución a la rotura resultante por las cargas térmicas. Por lo tanto, los transitorios con bajas presiones, que corresponden a altos regímenes de enfriamiento y bajas temperaturas en el fluido contenido en el downcomer del RPV pueden ser los más peligrosos para la integridad del RPV.

Las pérdidas en la rama caliente del lado primario conducen a las temperaturas más bajas posibles en el agua contenida en el downcomer, que puede llegar a ser igual a la temperatura de inyección del agua del ECCS. En el caso que se postule una pérdida de agua en la rama fría, el agua más caliente de la región del núcleo fluye hacia el downcomer.

El tamaño de la rotura en el lado primario varía desde un orificio pequeño hasta una rotura doble guillotina en la rama caliente. La rotura más pequeña que se debe analizar es la que corresponde a un transitorio sin circulación natural permanente, porque la circulación natural conduce a un completo mezclado del fluido en el lado primario, que provoca un incremento de la temperatura del fluido contenido en el downcomer.

Con respecto a las roturas sobre el sistema secundario se asevera que durante el transitorio que se origina por esta causa la remoción de calor desde el sistema primario se incrementa en forma considerable y conduce a situaciones relevantes de PTS.

Una característica específica de los fenómenos correspondientes a una rotura en el sistema secundario es el alto grado de dispersión en el enfriamiento de las paredes del RPV cuando se produce el estancamiento en el circuito intacto y los caudales relativamente altos que aparecen en el circuito afectado debido a la circulación natural. La condición de contorno más demandante la constituye una rotura doble guillotina ubicada en la línea principal de vapor asociada con la pérdida de potencia exterior.

En cuanto a los transitorios operacionales los más demandantes resultan ser los transitorios anticipados (anticipated transients) y dentro de estos, el más perjudicial resulta ser el encendido inadvertido de los calefactores del presurizador en condiciones frías

La entrega de energía en forma inadvertida al presurizador a través de sus calefactores luego de un enfriamiento del sistema primario a 35°C, conduce a un incremento suave de la presión del sistema primario mientras que la temperatura del fluido en el RPV se mantiene baja. Un incremento de la presión en el primario bajo condiciones de agua fría junto a las paredes del RPV constituye un PTS relevante.

3.3. Análisis termohidráulico local

El cálculo de las temperaturas locales correspondientes a un chorro en condiciones de flotabilidad como así también a una caída de agua en el medio definido por el fluido contenido en el downcomer, se efectúa en función de la metodología de cálculo delineada en la Ref. [5].

Cualitativamente, la situación física puede ser descripta con la ayuda de la Figura 3.3.1. En ausencia de flujo en el circuito, las partes relevantes del sistema incluyen, como se ilustra, loop seal (aspiración de la bomba), bomba, rama fría (y línea de inyección de alta presión ECCS), downcomer y plenum inferior.

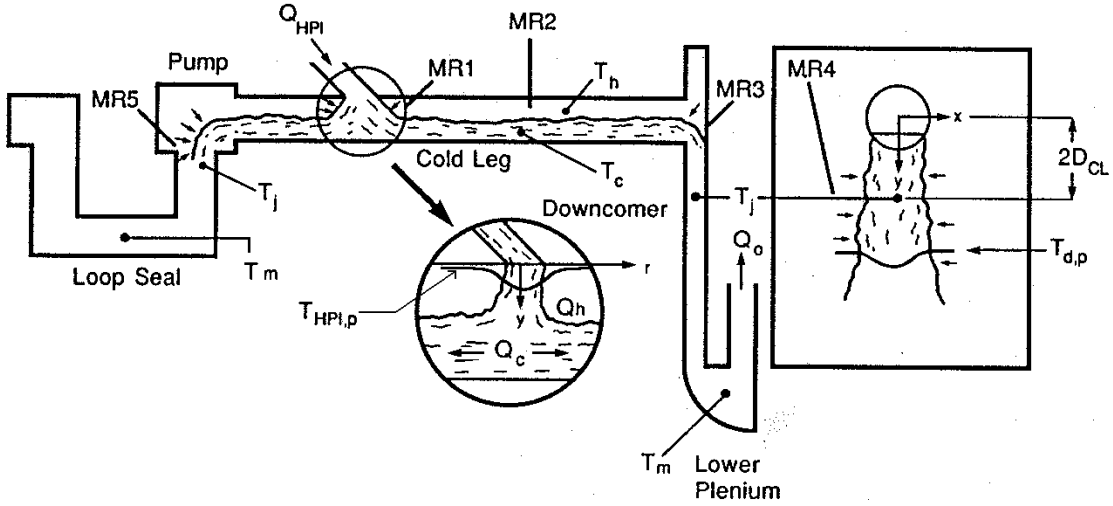


Figura 3.3.1.

Inicialmente, toda esta porción del sistema primario está llena con refrigerante (agua) a una temperatura cercana a la de operación normal $(\approx 277°C)$. El transitorio por despresurización se inicia por actuación del ECCS. Los caudales típicos de inyección son de ≈ 10 a $\approx 15\,kg/s$ aunque, dependiendo de la presión del sistema, son posibles caudales menores y caudales dependientes del tiempo. El refrigerante sale con un caudal equivalente a través del recipiente del reactor, como se indica en la Figura 3.3.1 y eventualmente por la rotura.

Una corriente fría se origina con el chorro del ECCS en el punto de inyección, continúa hacia ambos extremos de la rama fría y luego cae en forma de chorro en el interior del downcomer, de la bomba y del loop seal. Una corriente caliente fluye en la misma dirección de la corriente fría supliendo el flujo necesario para el mezclado en cada localización. Este mezclado es más intenso en cierta localizaciones identificadas como regiones de mezcla (MRs). MR1 indica el mezclado asociado con la alta flotabilidad que da lugar a un chorro del ECCS casi axial simétrico. MR3 y MR5 son regiones donde el mezclado ocurre a causa de la transición desde una capa horizontal a un chorro descendente. MR4 es la región de la caída final (chorro plano o caída de agua en forma plana) en el downcomer. Las corrientes frías tienen una característica especial ya que inducen un

patrón global de flujo recirculante con caudales significativamente más altos que el nuevo flujo inducido por Q_{HPI} . Esto involucra una porción mayor del volumen del sistema en una condición de mejor mezclado (a la temperatura T_m en la Figura 3.3.1). Por lo tanto, todo el proceso podría ser visto como un decaimiento casi estático de una corriente fría dentro de un ambiente cuya temperatura varía muy lentamente.

El aspecto cuantitativo de este comportamiento físico implica un proceso en dos niveles. Uno que es global como ya se describió en el punto 1.2, donde se busca establecer la respuesta del sistema medio referenciado como ambiente en las discusiones siguientes. El otro proceso es local y busca la distribución de la masa y la energía dentro las corrientes frías y calientes consistente con los requerimientos de mezclado y flujo a contracorriente. El proceso de cálculo global procede desde las condiciones iniciales y sigue la evolución temporal del transitorio en consideración. El cómputo local provee en tiempos arbitrariamente seleccionados, una visión de los detalles construidos sobre los resultados globales. En la práctica, es conveniente que los dos niveles de cómputo procedan en paralelo. Las derivaciones pueden ser seguidas con la ayuda de la Figura 3.3.1. El término sistema se referirá al ensamble de los componentes mostrados en la misma, con las siguientes aclaraciones: (a) la rama vertical exterior del loop seal y la parte superior del downcomer no están incluidos, (b) el volumen del plenum inferior está tomando hasta el borde inferior del tanque del moderador del núcleo, y (c) los volúmenes del downcomer y del plenum inferior son distribuidos en porciones iguales entre los circuitos disponibles.

En el nivel global del cálculo, se postula que la totalidad del sistema está en un estado de completo mezclado. Este sistema recibe la masa y la energía del flujo del ECCS junto con el calor liberado desde las paredes. En consecuencia, se origina una corriente instantánea con niveles de densidad y energía en un estado de completo mezclado. Las ecuaciones que describen dicho comportamiento son:

$$V \frac{d\rho_m}{dt} = Q_{HPI}\,\rho_{HPI} - Q_0\,\rho_m \tag{1}$$

$$V\rho_m \frac{dh_m}{dt} = Q_{HPI}\,\rho_{HPI}\left(h_{HPI} - h_m\right) + \dot{Q}_w \tag{2}$$

En donde:

V	es el volumen de control.
ρ_m	densidad del fluido ambiente.
h_m	entalpía del fluido ambiente.
Q_{HPI}	caudal de inyección de agua del sistema de emergencia de baja presión.
ρ_{HPI}	densidad del agua inyectada por el sistema de emergencia de baja presión.
h_{HPI}	entalpía del agua inyectada por el sistema de emergencia de baja presión.
Q_0	caudal de refrigerante a través del núcleo.
$\dot{Q}_w$	calor transferido desde las paredes del RPV al fluido ambiente.

Estas ecuaciones se resuelven junto con la ecuación de estado del agua $\rho_m = f\left(h_m\right)$ para obtener $Q_0(t)$, $h_m(t)$ y $\rho_m(t)$. El calor de la pared $\dot{Q}_w$ se obtiene del transitorio térmico.

En los cálculos locales lo que se busca es establecer el flujo, la energía y los volúmenes de las corrientes frías y calientes. Una de las características más importantes del presente modelo es que esta distribución de volúmenes no es una elección arbitraria, sino que es obtenida como una parte de la solución. Los balances de masa y de energía para el volumen de control alrededor de MR1 resultan ser

$$Q_{HPI}\rho_{HPI} + Q_h\rho_h = Q_c\rho_c \tag{3}$$

$$Q_{HPI}\rho_{HPI}\ h_{HPI} + Q_h\rho_h h_{HPI} = Q_c\rho_c h_c \tag{4}$$

Q_h y Q_c son los caudales totales de las corrientes fría y caliente. El caudal de la corriente caliente es igual a la incorporación de fluido en la inyección de agua ya sea en forma de chorro o de caída. Esta incorporación de masa de agua caliente depende del número de Froude de la inyección del ECCS Fr_{HPI}, y de la altura de la caída de agua o del desarrollo del chorro, $d_h = D_{CL} - d_c$

$$Q_H = Q_e\left(d_h, Fr_{HPI}\right) = 0.52\, Q_{HPI}\left[\frac{d_h}{D_H}\right]^{1.236} Fr_{HPI}^{-0.414} \tag{5}$$

Donde el número de Froude se define como $Fr_i = U_i\left[D_i g\,\frac{\Delta\rho}{\rho}\right]^{-\frac{1}{2}}$

La función de incorporación es válida para $0.1 < Fr_{HPI} < 3$. Esta función ha sido obtenida mediante el ajuste de los resultados experimentales con un modelo de turbulencia del tipo $\kappa - \varepsilon - \theta'$, el cual concuerda adecuadamente con los datos existentes sobre chorros axial simétricos. La energía es distribuida en los volúmenes de las corrientes calientes y fría de manera tal que la energía total permanezca igual al valor medio de la misma, obtenido en los cálculos globales

$$V_c\rho_c h_c + V_h\rho_h h_h = \left(V_c + V_h\right)\rho_m h_m \tag{6}$$

El volumen frío se toma igual al volumen de la corriente fría, es decir, que es expresado en términos de la longitud de la rama fría y del espesor (altura) d_c, de la corriente fría. El volumen caliente se toma como la suma del volumen de la corriente caliente (en la rama fría), más un 25% del volumen de la bomba, más el volumen horizontal del downcomer con una altura igual a dos veces el diámetro de la rama fría.

Las ecuaciones (3), (4), (5) y (6) se resuelven junto con la ecuación de estado $\rho = f\left(h\right)$ y el requerimiento de flujo a contracorriente establecido por

$$Fr_c^2 + Fr_h^2 = 1 \tag{7}$$

para obtener Q_e, Q_c, ρ_h, ρ_c, h_h, h_c y d_h.

Los números de Froude en la ecuación (7) deben estar basados en los diámetros hidráulicos reales de las corrientes fría y caliente y en los respectivos caudales de ingreso y salida de la rama fría, más que en los caudales escritos en las ecuaciones (3) y (4). Para que esto se cumpla se hace uso de un parámetro β, que expresa la fracción de Q_e que se mezcla con el chorro proveniente de la dirección del RPV. Es decir, que el flujo de la corriente caliente utilizado en Fr_h es $\beta\, Q_e$. Por lo tanto, la porción incorporada desde el lado del loop seal será $\left(1-\beta\right)Q_e$. Como el sistema es cerrado sobre este borde, un caudal volumétrico igual al flujo de la corriente fría

deberá fluir en esa dirección. Como consecuencia, el flujo neto a ser utilizado en el Fr_c de la ecuación (7) debería ser $Q_c - (1-\beta)Q_e$ o $Q_{HPI} + \beta Q_e$. Aún para una inyección inclinada del ECCS y números de Froude muy bajos, los efectos de la cantidad de movimiento son despreciables y es aceptable un comportamiento simétrico, $\beta = 0.5$.

Para $Fr_{HPI} < 1$ es esperable que se produzca un reflujo de la corriente caliente junto a un mezclado hacia adentro de la línea de inyección del ECCS.

En la zona MR3 se produce un mezclado del tipo tridimensional, altamente complejo. En consecuencia se postula que la corriente fría que emerge desde la rama fría pasa a través de una transición suave a la forma de una chorro plano dentro del downcomer y su evolución se puede predecir por medio del decaimiento del modelo de turbulencia $\kappa - \varepsilon - \theta'$. El chorro plano alcanza su desarrollo pleno dentro de una distancia de $2D_{CL}$ por debajo del eje de la rama fría y está alimentado por caudales volumétricos equivalentes, tanto de la corriente fría como del volumen circundante de agua caliente. La temperatura resultante del chorro es utilizada como la temperatura inicial del chorro plano (T_j). Por debajo de este punto, el decaimiento es aproximado por un chorro plano con un ancho inicial igual a D_{CL} y con un $Fr = 1.0$. El decaimiento o evolución del chorro, está referido al calentamiento real. Las temperaturas son calculadas a lo largo de la línea central del chorro, es decir, para las posiciones por debajo del origen del mismo. La corriente fría que emerge de la rama fría siempre posee un número de Froude del orden de ≈ 0.5. La temperatura por fuera del chorro plano será T_m. Cuando $L/D_{CL} < 2$, la temperatura del chorro se obtiene como una interpolación entre T_c y T_j.

La ecuación (7) es muy importante ya que provee un control natural sobre las dos corrientes. Esta ecuación expresa una condición de estacionalidad (sobre la propagación más que sobre el crecimiento) a lo largo de ondas neutralmente estables en la interfase entre las corrientes que fluyen en sentidos contrarios.

De acuerdo a esto, para cualquier condición de flujo en donde estas ecuaciones sean aplicables no pueden variar gradualmente sin conducir a una ruptura violenta del flujo para cualquier salto hidráulico interno. Como los caudales y las densidades de las dos corrientes están vinculados por la conservación de masa y energía (ecuaciones (3) y (4)) la ecuación (7) expresa una familia de curvas paramétricas simple para el caudal en donde la profundidad de la corriente fría es el parámetro. Es decir que para una dada temperatura del fluido primario y una temperatura y caudal del ECCS, cada valor de la profundidad de la corriente fría especifica un correspondiente valor del caudal de incorporación (en la zona de mezcla del chorro, MR1(Figura 3.3.1)). En particular, esta relación exhibe un máximo, el cual en función del número de Froude es

$$d^*_{max} = \frac{d_{c,max}}{D_{CL}} = 0.51 + 0.75 Fr_{HPI,CL} - 1.69 Fr^2_{HPI,CL} + 2.68 Fr^3_{HPI,CL} \qquad (9)$$

Se postula que este máximo se obtendrá cuando las condiciones de mezclado en el chorro sean lo suficientemente intensas, por ejemplo, para números de Froude muy elevados (para chorros que impactan sobre la pared opuesta de la rama fría). En estas condiciones la ecuación (5) es irrelevante y la ecuación (7) expresa solamente un control de la estratificación.

La situación de un control combinado (es decir, mezclado del chorro y flujo a contracorriente) está caracterizada por inyecciones del ECCS con bajo número de Froude desde la parte superior de la rama fría. La situación de control, solamente sobre el flujo a contracorriente corresponde a inyecciones a muy elevados números de Froude en cualquier dirección. Se debe contemplar la existencia de casos especiales con comportamientos intermedios entre los dos descriptos

anteriormente. Desde el punto de vista de un pobre mezclado se presenta la inyección a muy bajos números de Froude desde la parte inferior o lateral de la rama fría.

La incorporación de masa en el chorro, ecuación (5), se puede expresar en forma adimensional como

$$Q^* = 0.52\left[3\alpha\left(D^*\right)^{-0.84}\left(Fr_{HPI,CL}\right)^{-0.33} - 5\alpha\left(D^*\right)^{1.66}\left(Fr_{HPI,CL}\right)^{0.67} + \left(1-d^*\right)\left(D^*\right)^{0.16}\left(Fr_{HPI,CL}\right)^{-0.33}\right]^{1.236} \tag{10}$$

con

$$\alpha = 1 \quad para \quad Fr_{HPI,CL} < 0.6\left(D^*\right)^{-2.5}$$

$$\alpha = 0 \quad para \quad Fr_{HPI,CL} > 0.6\left(D^*\right)^{-2.5}$$

Donde $Q^* = Q_e / Q_{HPI}$, $d^* = d_c / D_{CL}$, $D^* = D_{CL} / D_{HPI}$ y

$$Fr_{HPI,CL} = \frac{Q_{HPI}}{A_{CL}}\left[D_{CL}\, g\, \frac{\Delta\rho}{\rho}\right]^{-\frac{1}{2}} \tag{11}$$

El comportamiento se ilustra en la Figura 3.3.2. Q^* decrece en la medida que d^* se incrementa de manera tal que toda la familia de líneas se corren hacia abajo en la medida en que D^* se incrementa. Esto refleja un desarrollo menor del chorro frente a la corriente caliente (en la medida que d_c se incrementa). El segundo fenómeno se debe primariamente al cambio de régimen de flujo, ecuación (10), con respecto al reflujo en la línea de inyección del ECCS. La transición ocurre en

$$D_{tr}^{*\,2.5}\, Fr_{HPI,CL} = 0.6 \tag{12}$$

Con $D^* > D_{tr}^*$ para un dado valor de $Fr_{HPI,CL}$, un régimen con $\alpha = 0$ implica que no habrá reflujo en la línea de inyección y la incorporación de masa es considerablemente menor que para $D^* < D_{tr}^*$ (es decir, para un régimen de $\alpha = 1$ con reflujo). Es claro que un régimen con $\alpha = 0$ es mucho menos sensible para un valor de D^* que en un régimen con $\alpha = 1$.

En forma similar, la ecuación (7) se puede escribir en forma adimensional en función de las variables adicionales definida como $\rho^* = \rho_h / \rho_{HPI}$, $W^* = W D_{CL} / A_{CL}$ y $A^* = A_c / A_{CL}$ para obtener

$$Q^{*3} + a\, Q^{*2} + b\, Q^* + c = 0 \tag{13}$$

donde

$$a = \frac{\left[\dfrac{\rho^*}{\left(1 - A^*\right)^3} + \dfrac{\left(1 + 2\rho^*\right)}{A^{*3}}\right]}{\beta\, \rho^*\, \delta} \tag{14}$$

$$b = \frac{\dfrac{\rho^* + 2}{A^{*3}}}{\beta^2 \ \rho^* \delta} \tag{15}$$

$$c = \frac{\left[\dfrac{1}{A^{*3}} - \dfrac{1}{W \ Fr_{HPI,CL}^2}\right]}{\beta^3 \ \rho^* \delta} \tag{16}$$

$$\delta = \frac{1}{\left(1 - A^*\right)^3} + \frac{1}{A^{*3}} \tag{17}$$

Ya que W^*, A^* y d^* son todas magnitudes referidas a la geometría del sistema primario, la ecuación (13) provee una relación simple de la forma

$$Q^* = f\left(d^*, \rho^*, Fr_{HPI,CL}, \beta\right) \tag{18}$$

En aplicaciones de reactores ρ^* inicialmente es del orden de ≈ 0.8 y se aproxima a la unidad a medida que progresa el transitorio por despresurización. El efecto de esta variación sobre los resultados de la ecuación (18) es despreciable. El $Fr_{HPI,CL}$ típicamente tiene un valor de ≈ 0.02 al inicio de este tipo de transitorio y se incrementa gradualmente a través de la evolución del transitorio. Los valores relevantes para el parámetro β son 0.5 y 1.0. La dependencia funcional de la ecuación (18) para un rango apropiado de estos parámetros, puede ser visualizada con la ayuda de las Figuras 3.3.3 y 3.3.4. El máximo en estas Figuras corresponde al límite de la máxima incorporación de masa. Sobre los rangos que cubren las Figuras 3.3.3 y 3.3.4, la profundidad de la corriente fría donde ocurre este máximo d_{max}^*, puede ajustarse por

$$d_{max}^* = \frac{d_{c,max}}{D_{CL}} = 0.51 + 0.75 Fr_{HPI,CL} - 1.69 Fr_{HPI,CL}^2 + 2.68 Fr_{HPI,CL}^3 \tag{19}$$

Por otro lado, en la condición de números de Froude bajos, el análisis de la estratificación puede ser visto como la intersección de las líneas para igual número de $Fr_{HPI,CL}$ de las Figuras 3.3.3 y 3.3.4 con las líneas correspondientes de la Figura 3.3.2, graficadas para un valor apropiado de D^*. Más aún, los diferentes estados de estratificación durante la despresurización pueden ser seguidos como una trayectoria determinada por los puntos de intersección entre ambas familias de curvas, Figura 3.3.5. Utilizando este simple procedimiento de superposición, se puede predecir la estratificación en el downcomer para cualquier condición de interés.

En efecto, aún para despresurizaciones que se pueden predecir por medio de cálculos manuales en una forma poco precisa, una estimación de h_m se puede obtener a partir de la ecuación (2) postulando ρ_m como constante y utilizando una estimación gruesa de $\dot{Q}_w(t)$. Teniendo h_m como una función del tiempo, la temperatura de la corriente fría se puede determinar en cualquier instante de tiempo mediante la utilización de este procedimiento gráfico. Con la temperatura inicial y el decaimiento del chorro en el downcomer se puede predecir la distribución de temperaturas en la pared del RPV en la zona del downcomer. Finalmente, a partir de la variación axial de la temperatura en la línea central del chorro, se puede obtener simplemente la variación azimutal de la temperatura como

$$T^* = \frac{T_m - T}{T_m - T_{cl}} = exp\left(-41\eta^2\right)$$

(20)

Donde

$$\eta = \frac{k}{n}$$

(21)

para cualquier posición con $y = nD_{CL}$ y $x = kD_{CL}$, donde y es la distancia a lo largo del downcomer y x es la distancia en la dirección azimutal.

De acuerdo al procedimiento delineado anteriormente, la entalpía del medio ambiente h_m se puede determinar como

$$h_m = \left(h_{HPI} + \frac{\dot{Q}_w}{Q_{HPI}\ \rho_{HPI}}\right) - \left(h_{HPI} + \frac{\dot{Q}_w}{Q_{HPI}\ \rho_{HPI}} - h_{m_0}\right) \cdot exp\left(-\frac{t\ Q_{HPI}\ \rho_{HPI}}{V\rho_{m_0}}\right)$$

(22)

Para la cual corresponderá una temperatura T_m y un número de Froude $Fr_{HPI,CL}$.

Con este número de Froude y a partir de las familias de curvas de las Figuras 3.3.2, 3.3.3 y 3.3.4 se puede obtener el valor adimensional Q^* para la relación entre el caudal de la corriente caliente y el caudal del sistema ECC, en función de la relación adimensional d^* entre la profundidad de la corriente fría y el diámetro de la rama fría del sistema primario.

En función de los valores de estos parámetros d^* y Q^*, se puede determinar la temperatura de la corriente fría T_c, como

$$T_c = \frac{\rho_{HPI} T_{HPI} + \rho_{m_0} T_m\ Q^*}{\rho_{HPI} + \rho_{m_0}\ Q^*}$$

(23)

Mientras que la temperatura en el chorro T_j, se puede calcular como

$$T_j = \frac{T_c + T_m}{2}$$

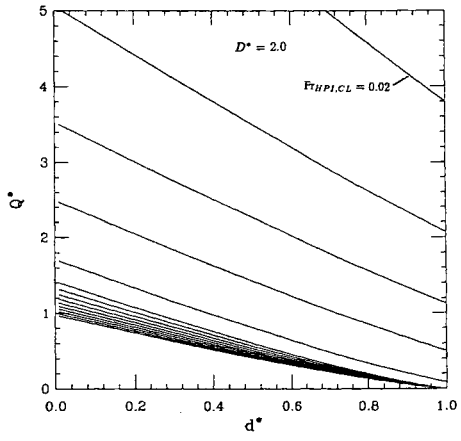


Figura 3.3.2

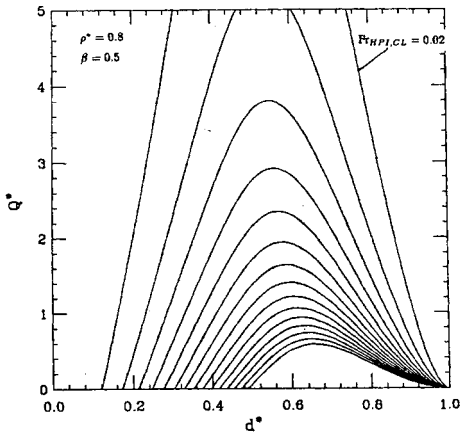


Figura 3.3.4

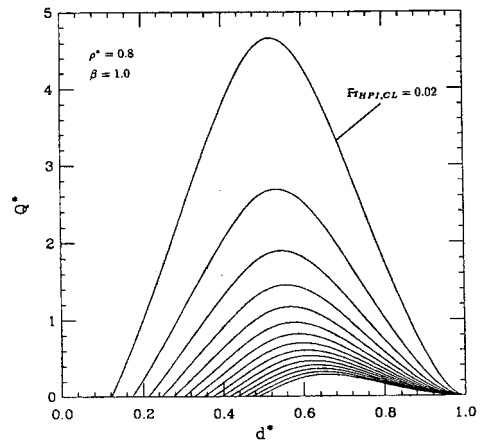


Figura 3.3.3

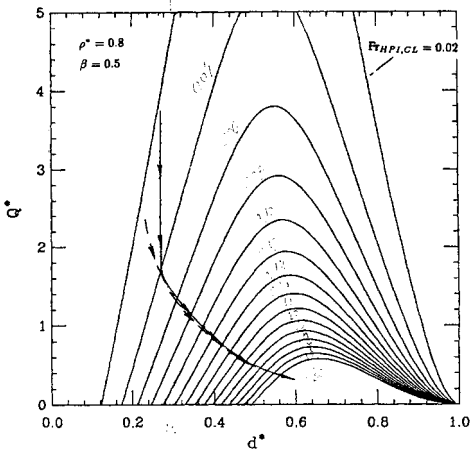


Figura 3.3.5

3.4. Análisis fractomecánico

El proceso de transferencia de calor desde la pared del RPV Ref. [8], está expresado por

$$-k\frac{\partial T}{\partial x}=H_{wf}\left(T_w-T_j\right)=\frac{Q_{pw}}{A_{RPV}} \tag{24}$$

Donde: k es la conductividad térmica del material, H_{wf} es el coeficiente de transferencia de calor, $A_{RPV}=2\pi R_i H_{RPV}$ es el área de transferencia de calor, H_{RPV} es la altura del dowcomer, R_i es el radio interno y t es el espesor de la pared del RPV. Despreciando los efectos del cladding, la temperatura de la pared del RPV se puede escribir como

$$T_w = T_j + \frac{Q_{pw}}{H_{wf}\, A_{RPV}}$$

(25)

En función de la temperatura T_w se puede determinar el perfil de temperaturas a través del espesor de la pared del RPV como

$$T(r) = T_{RPV0} + \Delta T \frac{ln(R_0/r)}{ln(R_0/R_i)} \qquad \Delta T = T_w - T_{RPV0}$$

(26)

Con esta distribución de temperaturas se pueden estimar las tensiones tangenciales de origen térmico

$$\sigma_{\theta_T} = \frac{E\alpha\Delta T}{2(1-\mu)ln\left(\frac{R_0}{R_i}\right)}\left[1 - ln\left(\frac{R_0}{r}\right) - \frac{R_i^2}{\left(R_0^2 - R_i^2\right)}\left(1 + \frac{R_0^2}{r^2}\right)ln\left(\frac{R_0}{R_i}\right)\right]$$

(27)

Análogamente, las tensiones tangenciales provocadas por la presión son

$$\sigma_{\theta_p} = \frac{p_i}{1 - \left(\frac{R_0}{R_i}\right)^2}\left[\left(\frac{R_0}{r}\right)^2 + \left(\frac{R_0}{R_i}\right)^2 - \frac{p_0}{p_i}\left(1 + \left(\frac{R_0}{r}\right)^2\right)\right]$$

(28)

El coeficiente de intensificación de tensiones K_{1c} de acuerdo a la Ref. [7] se puede calcular como

$$K_{1c} = 1.153 + 97.508\, exp\left[0.036\left(T(r) - RT_{NDj} + 55.5\right)\right]$$

(29)

RT_{NDj} es la temperatura de transición dúctil frágil del material de las paredes del RPV. El coeficiente de intensificación de tensiones K_1 se puede estimar en función de los parámetros de procesos que describe la evolución del transitorio, Ref. [7], como

$$K_1 = \left(\sigma_M M_m + \sigma_b M_b\right)\sqrt{\frac{\pi a}{Q}} \qquad M_m = G_0 \qquad M_b = G_0 - 2\left(\frac{a}{t}\right)G_1$$

(30)

En esta ecuación σ_m es la tensión de membrana, σ_b es la tensión de flexión, a es la profundidad de la fisura en la pared y l la separación entre bordes. Para valores de $0 \le a/l \le 0{,}5$ y de $a/t = 20/220 \cong 0.1$ se tendrá que $Q = 1 + 4{,}593\left(\frac{a}{l}\right)^{1{,}65} - q_y \quad q_y = \frac{1}{6}\left(\frac{\sigma_m M_m + \sigma_b M_b}{\sigma_{ys}}\right)^2$

(31)

σ_{ys} es la tensión de fluencia del material del RPV. Postulando que la tensión de corte actuante sobre el espesor de la pared del RPV es la resultante de las tensiones de corte resulta

$$K_I = (M_m + M_b)\sigma_\theta \sqrt{\frac{\pi a}{Q}} \qquad \sigma_\theta = \sigma_{\theta_T} + \sigma_{\theta_p} \tag{32}$$

3.4. Reducción de las cargas por acciones del operador

En algunos casos, los resultados del análisis fractomecánico revelan que las cargas sobre el RPV generadas por transitorios especiales, si bien son altas, pueden ser morigeradas por las acciones del operador una vez que haya transcurrido un cierto tiempo de la evolución del transitorio y nunca antes de los 30 minutos.

4. ESTUDIO DE PTS PARA LA CNA I

Dentro de la regulación de Estados Unidos (US), el criterio de "Screening PTS" da el valor de Temperatura de Referencia en el límite operacional del PTS (RT_{pts}) para el material de la línea de circunvalación del recipiente, valor sobre el cual la planta no puede continuar funcionando sin una justificación. Este criterio fue establecido a partir del estudio genérico del Análisis Probabilístico de Seguridad (PSA) realizado para Reactores de Agua Presurizada (PWR), convencionales y basado en la experiencia obtenida en reactores de US.

Los valores de los criterios de la investigación del PTS son especificados en 10 CFR Ch. I.

La CNA I, tiene un diseño específico distinto al de los PWR en los cuales se basan los criterios del PTS. Por otra parte, tiene diseño alemán comprendido dentro de la regulación de la Kern Technishe Ausschuss (KTA) en donde los criterios del PTS nunca se utilizan.

Sin embargo Siemens/KWU realizó un análisis de PTS para la CNA I (1), que llegó a un límite operacional de 51°C. Es a partir de este estudio que se acepta el criterio de "Screening PTS", para el RPV de la CNA I.

4.1.1. Escenarios considerados

Para llegar al límite operacional del PTS, se debió determinar cual era el transitorio más comprometido desde el punto de vista del PTS en la CNA I.

En un informe de KWU, Ref. [9], se tomaron en consideración varios transitorios correspondientes a roturas en la rama caliente ya que los que incluyen roturas en la rama fría conducen a temperaturas mayores (Apéndice A): Las pérdidas en la rama caliente del lado primario conducen a las temperaturas más bajas posible en el agua contenida en el downcomer, que puede llegar a ser igual a la temperatura de inyección del agua del ECCS. En el caso que se postule una pérdida de agua en la rama fría, el agua más caliente de la región del núcleo fluye hacia el downcomer. En consecuencia los transientes considerados son:

a. Rotura de 10 cm^2 en la rama caliente.
b. Rotura de 20 cm^2 en la rama caliente.
c. Rotura de 50 cm^2 en la rama caliente.
d. Rotura de 100 cm^2 en la rama caliente.
e. Rotura de 200 cm^2 en la rama caliente.
f. Rotura doble guillotina en una la rama caliente.
g. Rotura en el loop seal: 500 cm^2.
h. Apertura inadvertida de la válvula de seguridad del presurizador.
i. Rotura 2A en la línea principal de vapor vivo dentro de la contención.

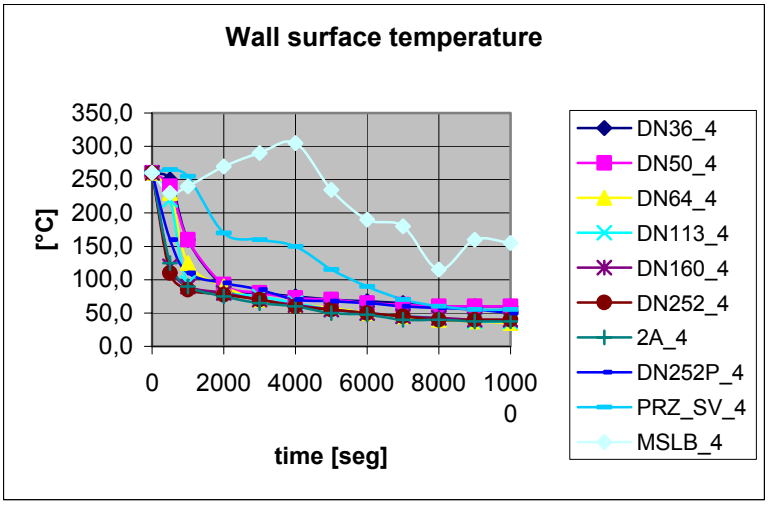


Figura 4.1.1

En la Figura 4.1.1 se muestran las evoluciones temporales de las temperaturas en la superficie interior del RPV de la CNA I, correspondientes a los casos anteriormente enumerados. En todos los casos la temperatura final cae en un entorno de alrededor de los 40°C. El caso considerado como más exigente desde el punto de vista del proceso de sobre enfriamiento es el DN64 que se corresponde a una rotura de 50 cm^2 en la rama caliente cercana a la conexión al presurizador. La temperatura más baja que se alcanza en la superficie interior de la pared del recipiente es del orden de los 40°C, mientras que cuando la rotura es en la rama fría la temperatura más baja que se alcanza es del orden de los 66°C (Apéndice A).

4.2. Comportamiento de la Planta frente a una rotura en la rama caliente de 50 cm^2

4.2.1. Análisis

En función de los análisis efectuados en las Ref. [7 y 8] se estudia el fenómeno de PTS en la CNA I por medio de la metodología de cálculo para los parámetros locales, delineada en la sección 3 del presente trabajo.

Para efectuar este cálculo formularemos las siguientes hipótesis:

a. La metodología de cálculo es aplicable a la geometría de la CNA I a pesar que la inyección de agua por parte del sistema de emergencia de baja presión se efectúa a través del loop seal de la bomba, Figura 4.2.1

b. El mayor mezclado se produce en la vecindad de la inyección donde las corrientes de fluidos frío y caliente interactúan, creando zonas de recirculación, zonas de estancamiento y de penetración de contracorrientes en el flujo de mezclado.

c. Los tiempos de transitorios hasta alcanzar el estado estacionario se incrementan al crecer la relación Q_e/Q_{HPI} .

d. La estratificación térmica en la rama fría se incrementa con el aumento de la relación de Q_e/Q_{HPI} .

e. Una contracorriente caliente es inducida hacia la rama fría desde la región superior del downcomer y la extensión de este flujo a contracorriente se incrementa con la disminución de la relación de Q_e/Q_{HPI} .

f. Los transitorios térmicos sobre la pared del recipiente de presión son muy suaves, mientras que sobre el tanque del moderador, se produce una caída súbita de la temperatura cuando el fluido frío impacta primero sobre él pasando por encima del gap del downcomer.

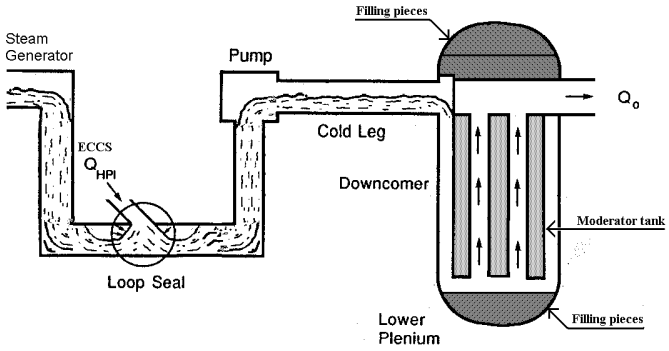


Figura 4.2.1.

Se pretende de esta manera, lograr una metodología de evaluación de los fenómenos del tipo de PTS en forma independiente por parte de la ARN.

La finalidad de este estudio es determinar la temperatura en el chorro que se genera en el downcomer por actuación del ECCS. Esta temperatura será función, principalmente, de la temperatura del agua inyectada por el ECCS. Adicionalmente efectuaremos un análisis paramétrico de la temperatura que se alcanza en el chorro, en función de la temperatura del agua inyectada por el ECCS.

En condiciones de operación normal, la temperatura y presión excluyen la propagación de micro fisuras que puedan existir en la pared del RPV de la CNA I. En caso de LOCA la inyección de fluido frío por los ECCS, puede llevar a un contacto directo de este fluido con la pared caliente del RPV, generando así un fenómeno de shock térmico.

Los esfuerzos inducidos y los cambios de las propiedades por irradiación del material incluido el número de ciclos térmicos transcurridos, permiten el crecimiento de las micro fisuras y llevar la pared del RPV a una posible fractura.

De acuerdo con la Ref. [9], el escenario que se plantea como de mayor riesgo es el que corresponde a una rotura de 50 cm^2 en la rama caliente de la CNA I.

El análisis de la fenomenología de un proceso PTS, tal como se describió en las secciones precedentes, involucra los siguientes pasos:

a. Simulación del comportamiento termohidráulico global de la planta.

b. Evaluación de fenómenos termohidráulicos multidimensional en las ramas frías y downcomer.

c. Cálculo de la distribución de temperatura en las paredes del RPV (temporal y espacial).

d. Análisis mecánico de la propagación de micro fisuras.

En la Ref. [6] se efectúa la simulación del comportamiento termo hidráulico global de la CNA I (punto a), bajo las condiciones que establece un escenario definido por la rotura de 50 cm^2 en la rama caliente en la zona de conexión de la línea del presurizador

Los puntos siguientes (puntos b y c) se evaluarán, con la metodología descripta en el punto 3, Ref. [5].

En lo que sigue se desarrollarán los pasos a), b) c) y d) mencionados.

4.2.1.1. Simulación del comportamiento termohidráulico global de la Planta (paso a)

En la simulación global de la CNA I, se utiliza el código RELAP5/Mod.3.2, con las siguientes consideraciones generales [6]:

1. El núcleo está modelado por 8 canales paralelos que representan las zonas hidráulicas 1 a 8 del reactor.
2. El perfil de potencia axial corresponde a un núcleo homogéneo con uranio levemente enriquecido (ULE).
3. Está implementado el segundo sumidero de calor.
4. Temperatura del agua de río la más baja registrada en los últimos 100 años, 11°C.
5. Las bombas QP se desconectan con la señal de corriente de emergencia. Estas bombas impulsan el agua proveniente del tanque del moderador que está a 190°C aproximadamente. Al desconectarlas se evita el calentamiento parcial del agua inyectada por el sistema de refrigeración de emergencia, lo cual implica que de no desconectarlas la temperatura del sistema sería más alta.
6. Los acumuladores del sistema de alta presión del ECCS se disparan con la señal para roturas grandes (NZ53) o con la señal para roturas chicas (NZ52). La temperatura del agua en los acumuladores es de 27°C.
7. Los tanques de inundación del sistema de baja presión del ECCS, se descargan con la señal NZ52 ó con la señal NZ53. Es decir que los tanques de inundación actúan a la misma señal que la inyección de los acumuladores.
8. Condiciones nominales de los intercambiadores QK01/02 W001.
9. La temperatura media del sistema moderador es de 177°C.

4.2.1.1.1. Evento analizado

El evento analizado corresponde a un escenario por LOCA postulado por una rotura en la rama caliente de 50 cm^2 en la zona de conexionado de la línea de vinculación del presurizador al sistema primario de refrigeración, Ref. [10 y 14]. El transitorio es iniciado a 0 segundos y se simula abriendo una válvula en la rama caliente a la cual se vincula el presurizador, entre el RPV y el generador de vapor (SG).

Por la rotura se produce una descarga de agua subenfriada. Esto inicia una rápida despresurización del sistema primario debido al sobre enfriamiento del inventario de refrigerante. Solamente el contenido del presurizador que está saturado, evita una despresurización más acelerada.

Cuando la presión del sistema alcanza 106 atm (104 bars), se dispara la señal RESA de parada rápida del reactor a los 7.6 segundos de iniciado el transitorio.

Se postula que el disparo de la turbina TUSA, asociado con el disparo RESA, es seguido por una condición de potencia de emergencia.

La indisponibilidad de la provisión de potencia lleva a la desconexión de las bombas principales de enfriamiento QF y de las bombas de alimentación de agua RL, a los generadores de vapor.

También se postula la falla de las bombas QP del moderador.

El disparo de la turbina y la indisponibilidad del condensador lleva a la apertura de las válvulas de seguridad de los generadores de vapor.

Cuando la presión alcanza 104 atm (102 bars), junto con un aumento de 200 mm.c.a. en la presión de la contención se dispara la señal por rotura pequeña NZS2. La señal NZ52 lleva a la conmutación de las válvulas del sistema del moderador, al disparo del sistema de enfriamiento secundario y al aislamiento de la contención.

Como consecuencia de la falta de operación de las bombas del moderador, el flujo a través del sistema del moderador es muy bajo. El agua que fluye a través de los intercambiadores de calor del moderador se enfría hasta temperaturas cercanas a las del sistema de remoción de calor residual RR.

La caída de flujo en las líneas de post enfriamiento, disparan el cierre de las válvulas QM01/02 S05.

A los 480 segundos, los acumuladores comienzan a inyectar y se inicia la fase de reposición de inventario. Las bombas de inyección TJ (ECCS) actúan aproximadamente 300 segundos más tarde, a los 780 segundos de iniciado el transitorio.

El nivel colapsado en el núcleo alcanza valores de operación normal a los 900 segundos. La recuperación del inventario se produce a los 3000 segundos, estabilizándose los flujos de masa a través de las ramas frías y el núcleo. En ese instante el flujo inyectado por el ECCS iguala al flujo que sale por la rotura.

La presión del sistema primario permanece en equilibrio a 13.5 bar luego de que comenzaron a funcionar las bombas de baja presión del sistema ECCS.

El agua inyectada por el ECCS en el loop seal de las bombas, alcanza el núcleo a través de las ramas frías y el downcomer y se descarga por la rotura hacia la contención, luego de pasar a través del núcleo.

El agua en las ramas calientes está prácticamente estancada. El flujo en el núcleo es casi constante desde los 3000 segundos de iniciado el transitorio después de la rotura hasta el fin de la simulación.

Después de la fase de recuperación, la temperatura promedio en el downcomer alcanza los 45°C y desciende suavemente en el tiempo. Al final del cálculo la temperatura en el downcomer llega a los 31°C.

4.2.1.2. Resultados globales (pasos b y c)

De la Ref. [6] se obtienen los valores de los parámetros globales que son necesarios para elaborar las segunda parte del cálculo de PTS, es decir, la evaluación de los parámetros termohidráulicos locales.

En las Figuras 4.2.1.2.1 y 4.2.1.2.2 se muestra la evolución temporal de la presión y la temperatura en el downcomer del RPV.

En las Figuras 4.2.1.2.3 y 4.2.1.2.4 se muestra la evolución temporal de la temperatura y el caudal del agua inyectada a través del sistema de baja presión del ECCS. La presión del sistema ECCS es del orden de los 25.5 bars.

En la Figura 4.2.1.2.5 se indica la evolución temporal de la transferencia de calor desde la superficie interior de la pared del RPV hacia el líquido contenido en el downcomer.

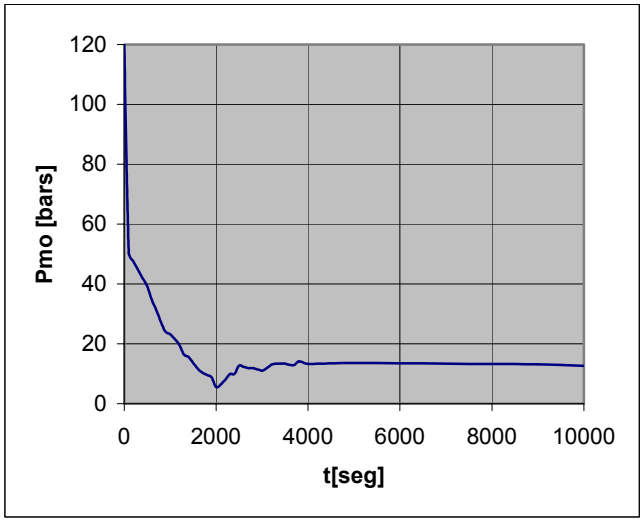


Figura 4.2.1.2.1.
Presión en el downcomer

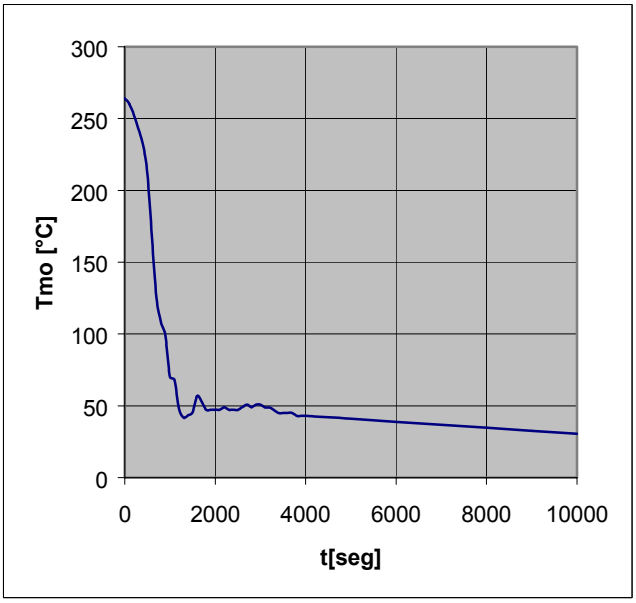


Figura 4.2.1.2.2.
Temperatura en el downcomer

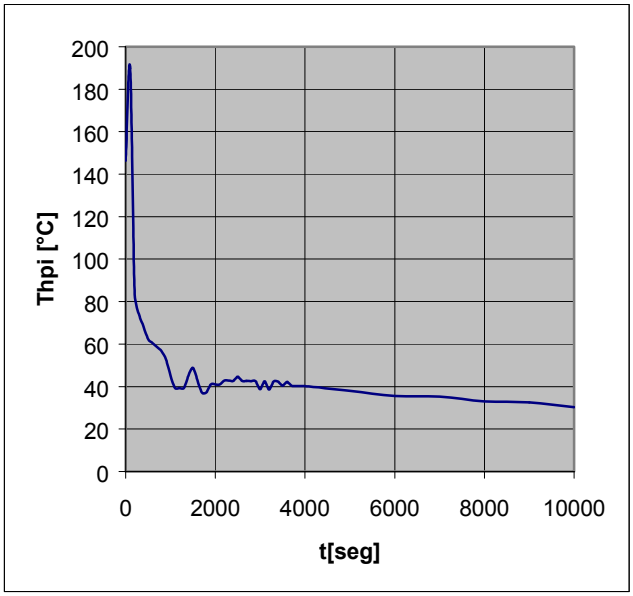


Figura 4.2.1.2.3.
Temperatura del agua inyectada
por el sistema de baja presión del ECCS

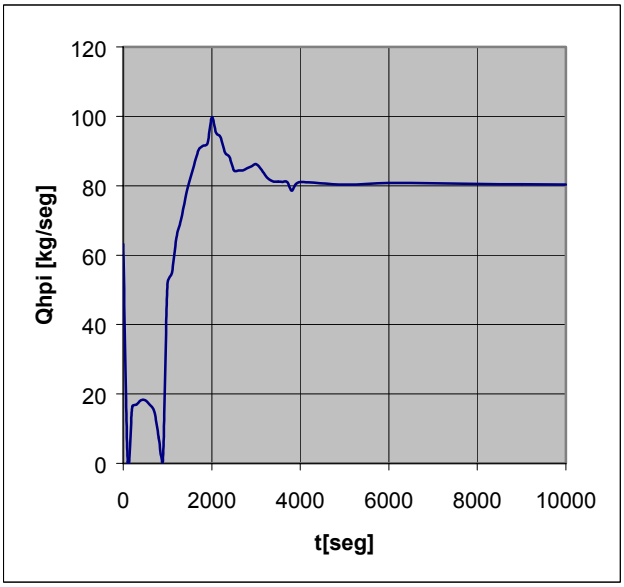


Figura 4.2.1.2.4.
Caudal de agua inyectada
por el sistema de baja presión del ECCS

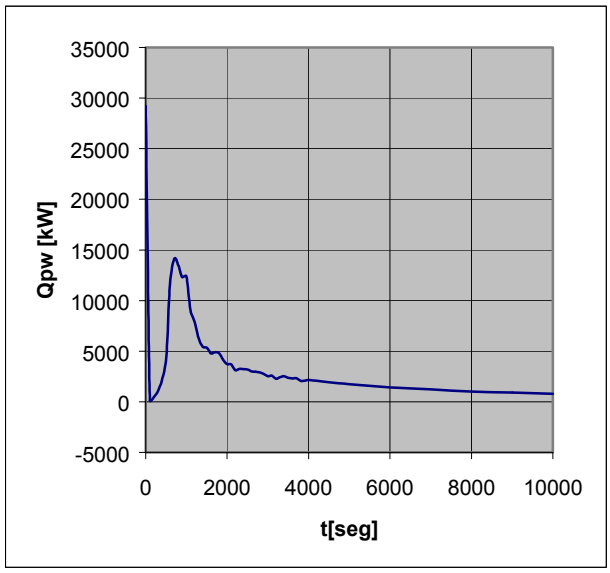


Figura 4.2.1.2.5.
Calor transferido desde la pared interior del RPV
al fluido contenido en el downcomer

4.2.1.3. Resultados locales

Resolviendo la ecuación (22) en función de los datos consignados en la sección anterior, obtendremos para cada instante el valor para h_m en función de la presión reinante en el downcomer. Con este valor de la entalpía para el medio ambiente se puede obtener la temperatura ambiente T_m y el correspondiente número de Froude $Fr_{HPI,CL}$.

En las Figuras 4.2.1.3.1 y 4.2.1.3.2, se muestran las evoluciones temporales para la entalpía y la temperatura ambiente calculadas.

En la Figura 4.2.1.3.3 se puede apreciar la evolución temporal durante el progreso del transitorio del número de Froude.

Teniendo en cuenta la ecuación (9), se resuelven en forma simultanea las ecuaciones (10) y (20) para obtener los valores de Q^* y d^* en función de los valores de los parámetros globales y locales que se muestran en las Figuras 4.2.1.3.4 a 4.2.1.3.5 y en la Figura 4.2.1.3.1

En las Figuras 4.2.1.3.4 y 4.2.1.3.5 se muestran las evoluciones temporales a lo largo del transitorio de Q^* y d^*.

Con los valores de Q^* y d^* es posible calcular los valores medios para la temperatura en la corriente fría T_c y en el chorro o caída de agua en el fluido del downcomer T_j. Para ello se emplean las ecuaciones (23) y (24), respectivamente.

En la Figura 4.2.1.3.6 se muestra la evolución temporal de T_c. Análogamente, en la Figura 4.2.1.3.7 se muestra las evolución temporal de T_j. Se han incorporado las evoluciones temporales de las

temperaturas correspondientes, obtenidas a partir de la Ref. [7 y 9]. Se observa una igual tendencia a largo plazo con respecto a las evoluciones temporales de las temperaturas T_c y T_j.

En la Figura 4.2.1.3.6 se puede ver que las diferencias más importantes entre ambas evoluciones para la temperatura en la corriente fría T_c, se presentan en el intervalo de tiempo que va aproximadamente desde el instante inicial a los 2000 segundos de transcurrido el transitorio para luego evolucionar de manera completamente coincidente.

Análogamente, se pueden hacer las mismas observaciones sobre la evolución temporal de la temperatura T_j en la Figura 4.2.1.3.7, excepto que la disparidad entre ambas evoluciones se da en un intervalo de tiempo menor. Este intervalo de tiempo va desde el instante inicial hasta aproximadamente los 1600 segundos de transcurrido el transitorio, para luego evolucionar en una forma completamente coincidente.

La disparidad de las evoluciones temporales para T_c y T_j con respecto a las determinadas en la Ref. [9], se pueden atribuir a dos razones: una basada en los diferentes métodos de cálculo y la otra, fundamentalmente, a las oscilaciones que presenta el caudal de inyección de agua fría por parte del sistema de baja presión del ECCS, Figura 4.2.1.3.4.

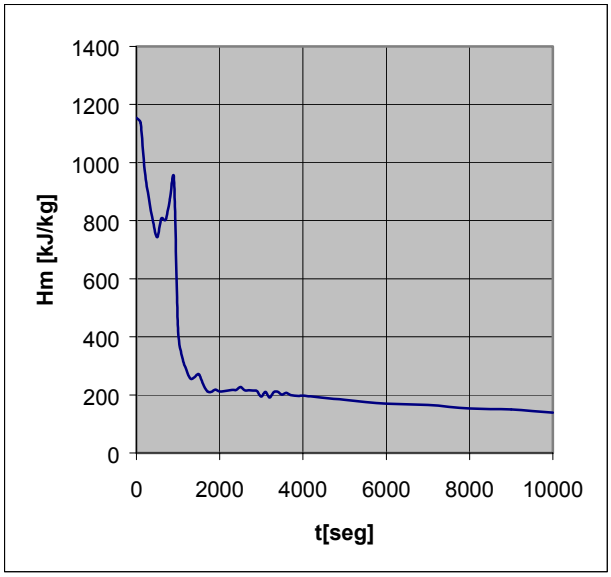


Figura 4.2.1.3.1.
Entalpía del medio ambiente
en el downcomer del RPV

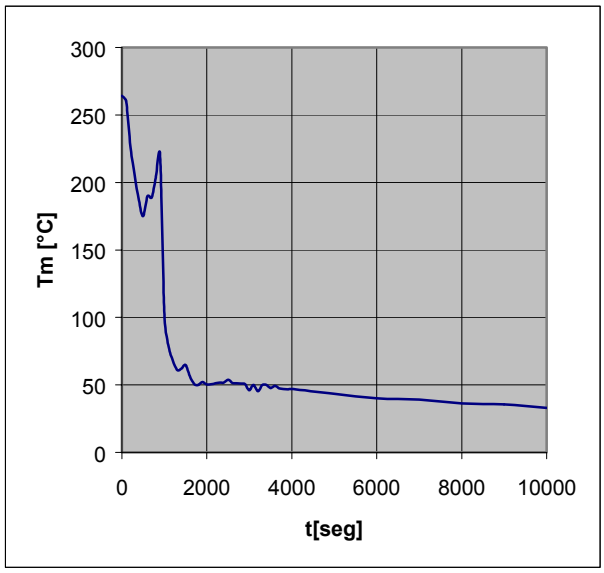


Figura 4.2.1.3.2.
Temperatura del medio ambiente
en el downcomer del RPV

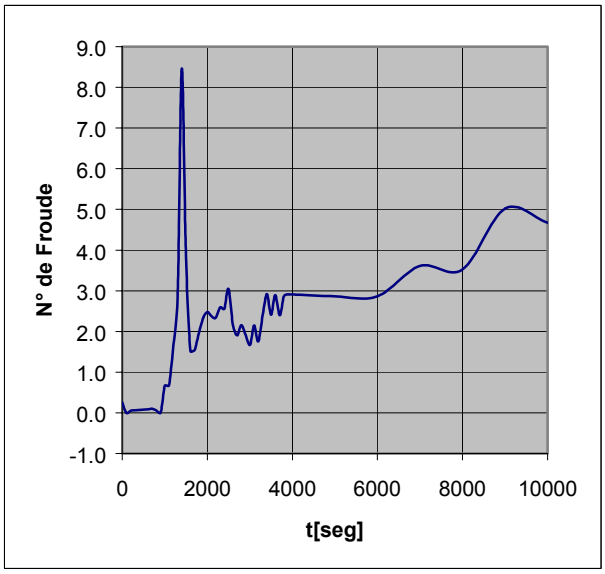


Figura 4.2.1.3.3.
Número de Froude de la corriente de agua inyectada
por el sistema de baja presión del ECCS

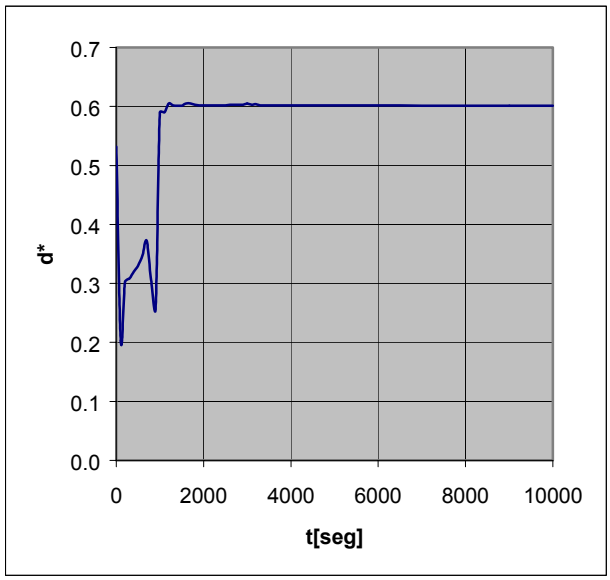


Figura 4.2.1.3.4.
Espesor adimensional de la corriente fría, $d^{*}=d_c/D_{CL}$

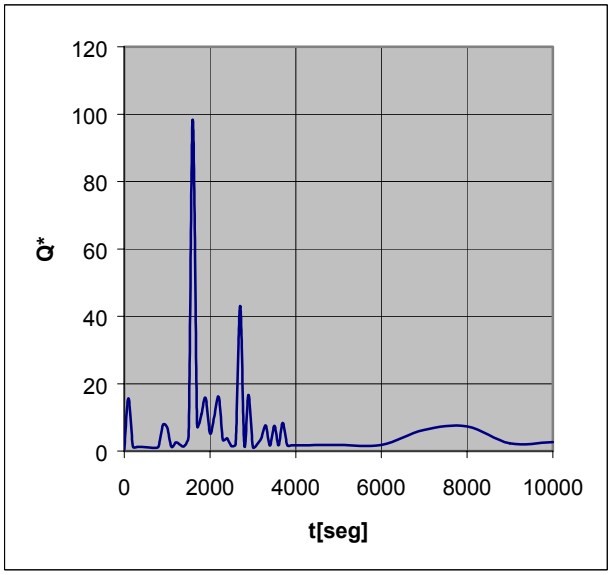


Figura 4.2.1.3.5.
Caudal adimensional de la corriente caliente, $Q^{*}=Q_e/Q_{HPI}$

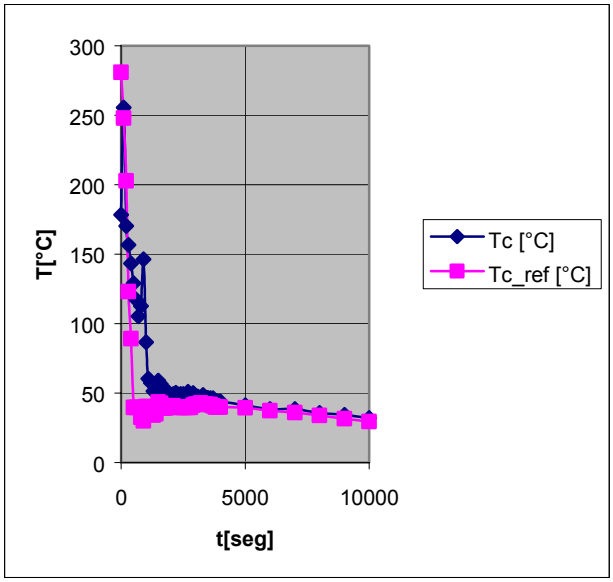


Figura 4.2.1.3.6.
Temperatura de la corriente fría

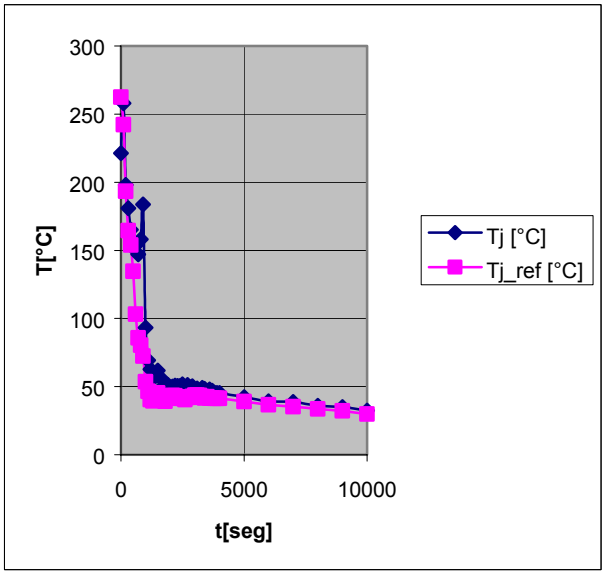


Figura 4.2.1.3.7.
Temperatura en el chorro flotante

4.3. Obtención de los 51°C (paso d)

En base al valor de temperatura para el fluido en el downcomer se infiere a través de la curva de fractomecánica definida por la American Society of Mechanical Engineers (ASME) un valor para RT_{NDT}= *51*°C para la pared del recipiente.

El uso de la metodología de la Curva Maestra se halla respaldada por ASME con el Code Case N-629. Este Code Case permite el uso de la Curva Maestra, basada en la temperatura de Referencia

RT_{T0}, como una alternativa de la RT_{NDT}, para posicionar la curva K_{ic} del ASME Curve. El Code Case del ASME N-629 define RT_{T0}, como: $RT_{T0} = T_0 + 19.4\ °C$.

Se denomina T_0, o temperatura de referencia en la zona de transición dúctil frágil, a la obtenida con los lineamientos de la norma ASTM E 1921-97.

La curva fractomecánica propuesta por ASME es:

$K_{1c} = 1153 + 97.51\ exp[\ 0.036\ (T-RT_{NDT} + 55.55)];\qquad [K_{1c}] = [Nmm^{-3/2}]$

RT_{NDT}= Temperatura de Referencia de ductilidad nula

Esta curva representa la variación de la tenacidad a la fractura del acero del RPV con respecto a la temperatura y es válida para el material 20 MnMoNi 5 5 (material del RPV de la CNA I) y para el material 22 NiMoCr 3 7 (material del RPV de la CNA II).

Hay que demostrar que los efectos de la fragilización por daño neutrónico no comprometen la operación segura del recipiente de presión y la curva ASME provee uno de los datos claves para este análisis.

El valor de RT_{NDT} que hace que las curvas K_{1c} (dependiente del material) y la curvas K_1 (irradiadas) sean tangentes, es 51°C. Se ilustra en la Figura 4.3.1.

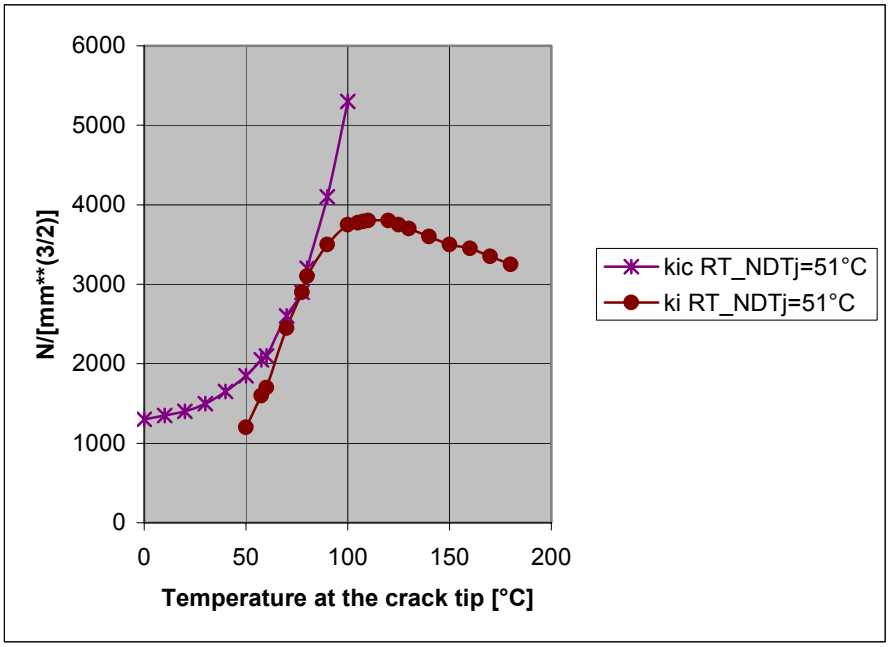


Figura 4.3.1.

5. OBSERVACIONES REALIZADAS POR LA ARN A PARTIR DE LOS ESTUDIOS EFECTUADOS

5.1. Supuestos conservativos

Hay una sucesión de supuestos conservativos que se han ido tomando:

La NASA utilizó en Ref. [6], una temperatura del río más baja que lo que habitualmente está.

R. Herltein en Ref. [9], tomó el inicio del chorro en la rama fría, es decir que la temperatura inicial es la de la rama fría, aunque T. Theofanous en Ref. [5] había considerado que se mezclaba el chorro con el agua que viene del downcomer en partes iguales y la temperatura inicial en la pluma la consideró el promedio entre la temperatura de la rama fría y la del downcomer.

En el trabajo del Dr. M. Schöpper Ref. [10], se determinan los valores del K_1 característico de cada uno de los escenarios postulados y se los compara con el valor K_{1c} del material irradiado del RPV en función de la temperatura. Las condiciones de borde impuesta por los fenómenos termohidráulicos para el cálculo estructural se corresponden con las condiciones del fluido a la entrada del downcomer, es decir, inmediatamente por debajo de la sección de conexión de la rama fría el sistema primario al RPV. En estas condiciones la temperatura del fluido a la entrada del downcomer resulta estar en promedio 20°C por debajo de la temperatura del fluido en el downcomer a la altura de la línea de circunvalación. La imposición de este tipo de condiciones de borde para el cálculo de estabilidad estructural de la pared del RPV resulta en condiciones muy exigentes en cuanto a los requerimientos de resistencia del material a un proceso de shock térmico.

5.1.1. RT_{PTS} = 51°C, valor conservativo

Considerar el límite operacional RT_{PTS},= 51°C, como seguro resulta muy conservativo y es lo que explica las características y limitaciones principales del estudio que Siemens/KWU realizó para la CNA I desde el punto de vista termohidráulico:

- El estudio es absolutamente determinista y supone al caso más comprometido desde el punto de vista del PTS (DN64 que se corresponde a una rotura de 50 cm^2 en la rama caliente cercana a la conexión al presurizador), con probabilidad de ocurrencia igual a uno.
- Se analizaron 11 transitorios y fue seleccionado el más severo.
- El defecto postulado se basa en las capacidades de prueba no destructivas disponibles durante la fabricación para la investigación del material de la soldadura. Fue elegido un factor de seguridad 2 en la profundidad de la fisura. No se necesita tomar ningún margen de seguridad en la tensión aplicada porque ya fue tomado en el tamaño de la fisura.
- El defecto postulado está situado en la parte superior (material base 31) a 905 mm por debajo de la línea media de la rama fría. Esta posición corresponde a la condición peor pues el gradiente de la temperatura es el más alto cerca de la inyección de la agua fría. En una posición más baja (material base 41), las condiciones de carga son mucho menos severas debido al líquido que se mezcla y el gradiente térmico es más bajo en la pared.

Se concluye que el límite operacional propuesto del PTS (RT_{PTS} = 51°C) es muy conservativo.

También hay consideraciones desde el punto de vista neutrónico y fractomecánico que muestran que los 51°C como límite operacional es muy conservativo.

5.1.2. Consideraciones termohidráulicas referidas al flujo estancado

En el informe de la Ref. [9], se supone que el flujo es estancado cuando el caudal en el loop ha decrecido a menos de 300 kg/s. Determinar esto es importante porque los sistemas de emergencia podrán o no generar condiciones para que se produzca un fenómeno de PTS si las condiciones en el núcleo y en particular en el downcomer respondan a las características de un flujo estancado, es decir que no haya ningún tipo de flujo convectivo o forzado.

En la Ref. [12], se observa que hay un buen acuerdo entre los datos de planta y los cálculos con Relap5 en un escenario de Circulación Natural. Para este transitorio el caudal del loop fue de aproximadamente 75 kg/s en condiciones de Circulación Natural en simple fase. Esto implicaría que el límite de 300 kg/s para suponer flujo estancado, es demasiado conservativo y la temperatura de pared podría ser fuertemente influenciada por este supuesto.

Los estudios fractomecánicos realizados para la CNA I indican que la máxima carga en el RPV se encuentra para roturas de 50 cm^2 en la rama caliente. La Circulación Natural termina después de los 200 s de transiente. Que la carga en el RPV, se reduzca drásticamente cuando hay Circulación Natural, es correcto, porque el volumen de agua de todo el sistema primario toma parte en los procesos de mezcla. No parece resultar despreciable la circulación natural.

5.2. Contraste de los valores K_{Ic} obtenidos experimentalmente por el SCK-CEN [15] con los valores K_I característicos de los escenarios accidentales postulados por Siemens

En la Figura 5.2.1 se muestran la totalidad de los puntos experimentales obtenidos en la Ref. [13]. Además, en esta figura se han trazado las curvas maestras que aproximan a estos puntos experimentales de acuerdo a los diferentes porcentajes de las experiencias que se ubican por encima o por debajo de cada curva maestra.

En la Figura 5.2.2 se muestran simultáneamente las curvas maestras para el *1*, *5*, *50*, *95* y *99%* con las curvas de los K_I para los diferentes escenarios operacionales postulados en la Ref. [2]. De esta Figura, se puede ver que las condiciones más demandantes son establecidas durante el transcurso de los transitorios impuestos por un escenario el tipo LOCA definido por la rotura de *50 cm²* (DN64) en la rama caliente en la zona de conexión de la línea del presurizador. También se ha incluido la curva del K_{Ic} para el material sin irradiar.

En la Figura 5.2.3 se muestran las curvas maestras definidas en la Ref. [13] junto con las curvas determinadas en la Ref. [10] para el escenario por LOCA de DN64. En esta figura se ha incluido la curva definida por el ASME Ref. [13] para aproximar el comportamiento del material.

$$K_{1c} = 1153 + 97.51 \exp\left(T - RT_{T0} + 55.5\right)$$

Donde:

K_{Ic} esta definido en $N \cdot mm^{-3/2}$.

T y RT_{NDT} están expresadas en ^oC.

Para que esta curva alcance el punto de tangencia con la curva del K_I correspondiente al escenario de DN64 postulado, es necesario fijar RT_{NDT} en 51^oC.

En la Figura 5.2.4 se muestran nuevamente las curvas del K_I correspondiente a un escenario por LOCA de DN64 junto con la curva tangente al proceso postulada por el ASME para lo cual es necesario, como se indicó anteriormente, fijar el RT_{T0} en 51^oC juntamente con la curva del ASME que aproxima la curva maestra para el 1% para lo cual es necesario fijar RT_{T0} en 29^oC.

Se puede deducir de la Figura 5.2.4, que el límite en temperaturas para no llegar a tener un fenómeno de shock térmico durante la condiciones más demandantes impuestas por un escenario accidental postulado por un LOCA de DN64 es de 22^oC (51°C- 29°C).

En la Figura 5.2.5 se muestran la curvas obtenidas en la Ref. [10] para el escenario por LOCA de DN64 junto con las curvas para este mismo escenario obtenidas en la Ref. [14] que corresponden a diferentes condiciones de borde fijadas por la temperatura del agua de inyección de emergencia fijada en 30^oC y 60^oC junto con las predicciones obtenidas con el Relap5/3. En esta figura también se han incluidos las curvas del ASME para RT_{T0}= *29°C* y RT_{T0}= *51°C*. Las curvas para el K_I obtenidas

en la Ref. [14] muestran una buena coincidencia con las determinadas en la Ref. [10], sobre todo en el tramo ascendente y que resulta más cercano a las curvas maestras.

En esta figura se puede ver que la curva para el K_I que corresponde a un escenario por LOCA de DN64 con una temperatura de $30^o C$ para agua de inyección de emergencia resulta tangente a la curva del ASME para RT_{T0}= *29 °C* que corresponde a la curva maestra del 1%.

Ahora si se desea establecer cual es el valor de RT_{PTS} para que la curva definida por el ASME resulte tangente a la curva para el K_I que corresponde a un escenario por LOCA de DN64 con una temperatura de $60^o C$ para agua de inyección de emergencia es necesario definir un RT_{PTS}= *75°C*.

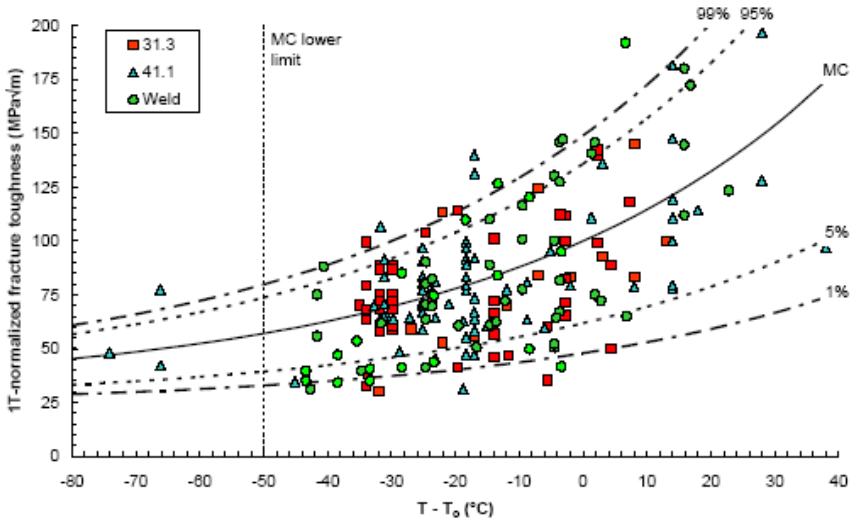


Figure A4.13 - "Unified" representation of all the fracture toughness data points measured from 1TC(T) and PCCv specimens of the beltine core materials, unirradiated and irradiated.

Figura 5.2.1.

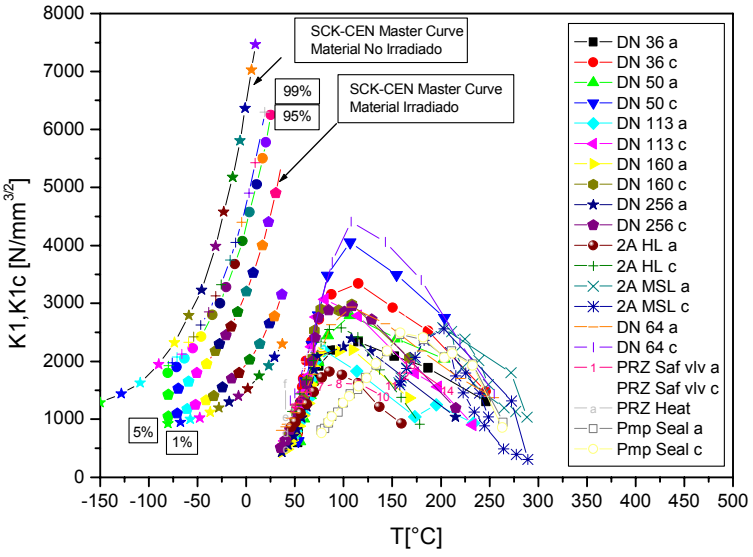


Figura 5.2.2.

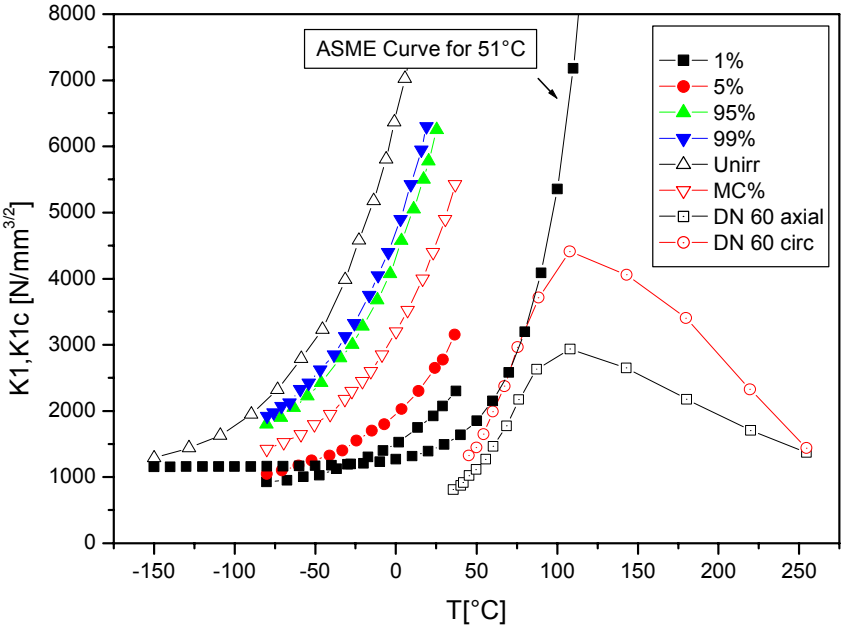


Figura 5.2.3.

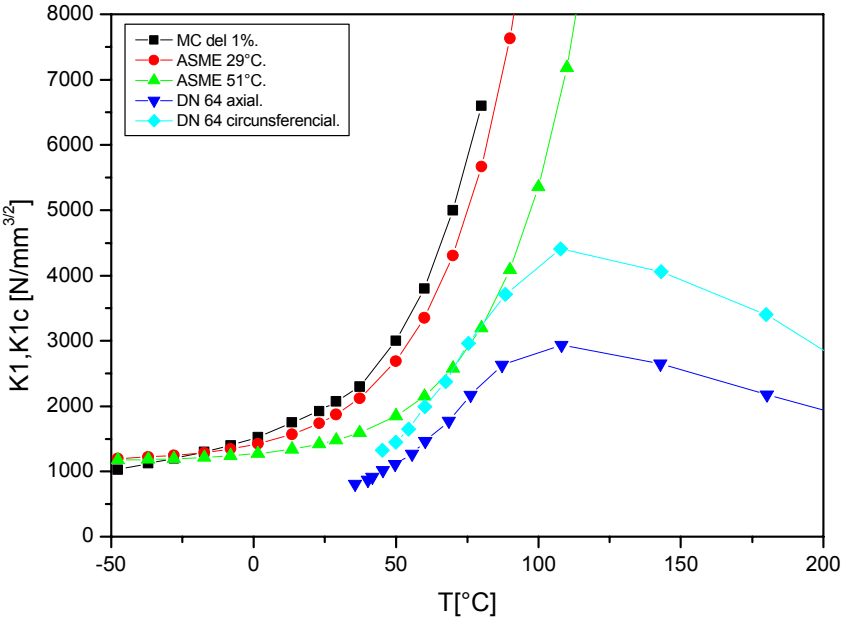


Figura 5.2.4.

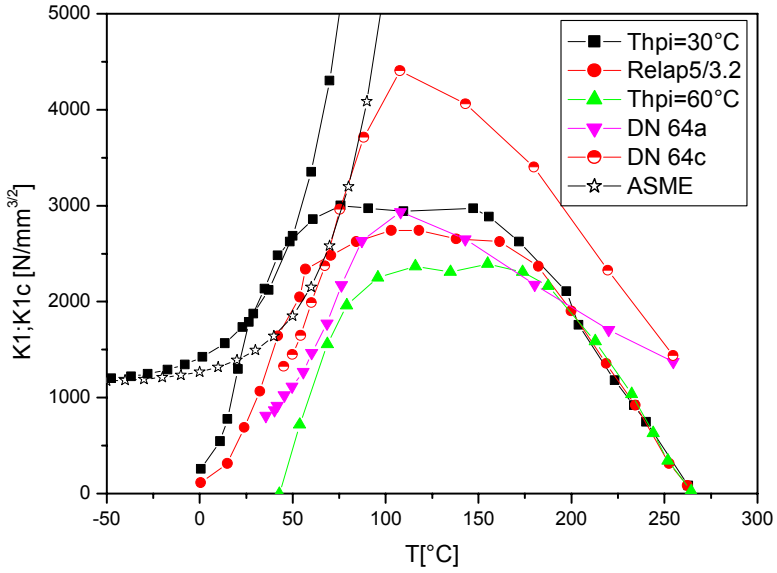


Figura 5.2.5.

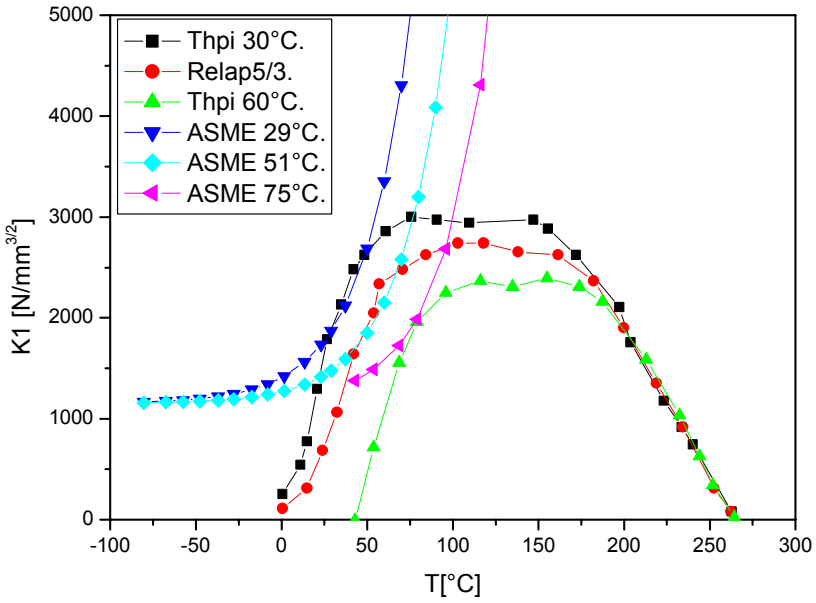


Figura 5.2.6.

5.3.1. Soluciones de ingeniería

Del análisis de los resultados y estimaciones realizadas que se muestran en la Figura 5.2.5, surge claramente que el límite en temperaturas necesario para no llegar a la ocurrencia de un fenómeno de shock térmico durante la condiciones impuestas por un escenario accidental postulado por un LOCA de DN64, considerado como el más demandante, es de $51^{o}C$.

Las soluciones de ingeniería permiten modificar el funcionamiento de los ECCS, ampliando el margen de seguridad, es decir la distancia entre el K_1 del proceso y el K_{1c} del material. Actualmente este margen de seguridad definido en función de estos coeficientes es del orden de los 22°C (Figura 5.2.4).

El valor K_1 está determinado por el estado real del material, el cual depende del tiempo transcurrido de operación a plena potencia de la planta lo que hace que sólo será posible mejorar su estimación. Por lo tanto es necesario recurrir a soluciones de ingeniería que permiten optimizar los procesos involucrados de manera tal de alejar el coeficiente K_1 del K_{1c} que los caracteriza y de esta manera ampliar el margen de 22°C. Estas modificaciones podrían hacer disminuir o incluso desaparecer los fenómenos físicos que conducen a PTS en el tiempo de vida útil de la instalación.

En consecuencia, lograr un margen térmico mayor en las peores condiciones impuestas por el escenario postulado que corresponde al más demandante, implica la posibilidad de implementar soluciones de ingeniería considerando el comportamiento de la planta en condiciones más reales superadoras de las extremadamente conservativas (best estimated) o sea, tomado las condiciones más realistas en la respuesta de la planta a un escenario postulado del tipo LOCA en la rama caliente.

De hecho, algunas modificaciones al sistema de protección del reactor, que se hicieron en la planta a partir de la implementación del Segundo Sumidero de Calor:

- Demora temporal y regulación de caudal en la inyección de agua de emergencia de alta presión (TJ).
- Demora temporal en la inundación automática de los sumideros del sistema de inyección de agua de emergencia de baja presión.

contribuyen al calentamiento del agua y en consecuencia a evitar o mitigar las consecuencias por PTS, dentro del tiempo de vida útil de la instalación.

6. CONCLUSIONES

En el presente trabajo se efectúa un análisis del fenómeno PTS en el marco del escenario planteado por un accidente del tipo LOCA definido por una rotura de 50 cm^2 en la rama caliente ubicada en la zona de conexión de la línea del presurizador con el sistema primario de la CNA I. Los resultados obtenidos en función de los parámetros locales, permite determinar los coeficientes de intensificación de tensiones para describir el comportamiento del material del RPV a través del K_{1c} y evaluar a través del K_1 .como el proceso afecta al mismo.

En este informe se propone una herramienta simple y de fácil aplicación para analizar fenómenos del tipo PTS en escenarios planteados por roturas de cañerías del sistema primario, ya sean éstas en las ramas calientes o en las ramas frías. Esta metodología de cálculo es completamente independiente de las utilizadas por la Núcleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA), para analizar los fenómenos del tipo PTS en la CNA I.

El método resulta adecuado dado que los resultados obtenidos con la metodología de cálculo adoptada, son similares a los obtenidos con metodologías que son validadas contra experiencias de facilidades experimentales tal como la facilidad experimental UPTF (upper plenum test facility).

Desde el punto de vista del shock térmico la suave respuesta al transitorio térmico sobre la pared del recipiente de presión puede ser considerada como un importante factor de mitigación. Los transitorios térmicos sobre la pared del recipiente de presión son muy suaves, mientras que sobre el tanque del moderador, se produce una caída súbita de la temperatura cuando el fluido frío impacta primero sobre él pasando por encima del gap del downcomer.

Con respecto al K_{1c}, al final de la vida útil, sabemos que está determinado por el estado del material y sólo será posible mejorar su estimación. Es necesario recurrir a soluciones de ingeniería para optimizar los procesos involucrados si se estima conveniente alejar el coeficiente K_1 del K_{1c} que los caracteriza y de esta manera ampliar el margen de 22°C provenientes de fijar el RT_{T0} en 51^oC juntamente con la curva del ASME que aproxima la curva maestra para el 1% para lo cual es necesario fijar RT_{T0} en 29^oC (RT_{T0}= *51°C*- RT_{T0}= *29°C*).

Existen soluciones de ingeniería que permiten modificar el funcionamiento del ECCS, ampliando el margen de seguridad, es decir la distancia entre el K_1 del proceso y el K_{1c} del material. Una de las soluciones, surge del análisis del comportamiento de la temperatura en el fluido contenido en el downcomer del RPV por debajo del nivel de la rama fría, en función de la temperatura T_{HPI} del agua inyectada por el sistema de emergencia de baja presión de la CNA I (sistema TJ). Se puede observar que a medida que aumenta la temperatura, T_{HPI}, se aleja la posibilidad de que se den las condiciones propicias para un PTS dentro de un escenario definido por un accidente del tipo LOCA hasta el final de la vida útil de la instalación. El límite máximo para la temperatura T_{HPI} quedará fijado por la temperatura que se alcance en los elementos combustibles, durante el transitorio, es decir, que no se ponga en riesgo la integridad estructural de las vainas de las barras combustibles. Si se considera como posible solución de ingeniería, calentar el agua del ECCS, deberá ser correlacionada adecuadamente con la predicción del comportamiento del combustible a través de todo el transitorio que tuviere lugar en la planta ya que las experiencias hechas en Alemania fueron realizadas en PWRs típicos con lo cual parece ser importante insistir sobre el estado real de la planta.

En varios de los estudios que se han realizado se han considerado una serie de postulados conservativos: A. Schöper en Ref. [10] consideró los valores termohidráulicos en el borde superior en donde la temperatura es más baja que en el centro del núcleo siendo esta una imposición en las condiciones de borde para el cálculo de estabilidad estructural de la pared del RPV muy exigente en cuanto a los requerimientos de resistencia del material a un proceso de shock térmico, la NASA utilizó en Ref. [6] una temperatura del río más baja que lo que habitualmente está, R. Herltein en Ref. [9] tomó el inicio del chorro en la rama fría aunque T. Theofanous en Ref. [5] había considerado que se mezclaba el chorro con el agua que viene del downcomer en partes iguales y la temperatura inicial en la pluma la consideró el promedio entre la temperatura de la rama fría y la del downcomer, la RT_{PTS} = *51°*C es un valor conservativo, en el informe de la Ref. [9], se supone que el flujo es estancado cuando el caudal en el loop ha decrecido a menos de 300 kg/s pero en la Ref. [12] los cálculos con Relap5 en un escenario de Circulación Natural muestran un caudal en el loop de aproximadamente 75 kg/s.

Con estas hipótesis extremadamente conservativas, se llegó al margen de 22°C aún sin recurrir a cambios de ingeniería. Si se hicieran estudios, aplicando el criterio de “Best Estimation” este margen sería mucho mayor.

REFERENCIAS

1. NRC Staff Evaluation of Pressurized Thermal Shock; U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 17 Nov. 1982.

2. Proposed Pressurized Thermal Shock (PTS); U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 17 Nov. 1982.

3. PWR Pressure Vessel Integrity During Overcooling Accidents: A Parametric Analysis; Cheverton, R.D., Iskander, S.K. and Ball, D.G., NUREG/CR-2895, (ORNL/TM-7931), Oak Ridge National Laboratory, Feb. 1983.

4. CNA 1: Thermal hydraulic part of pressurized thermal shock study: Methodology and list of events; Hertlein R. J., KWU NDS1/99/E2029, Siemens, 26/02/99.

5. A unified interpretation of one-fifth to full scale thermal mixing experiments related to pressurized thermal shock; Theofanous, T.G. and Yan, H., NUREG/CR-5677 R4 April 1991.

6. CNA 1 Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of a 50 cm^2 break in a hot leg; Mazzantini, O. y Serrano, P.; TN581. NASA, Gerencia. Proyecto CNEA II, 1999.

7. Revisión del informe técnico: KWU NDS1/00/E2088, Pressurized thermal shock: Thermal hydraulic conditions for the CNA 1 RPV wall; Rosso, R.D. y Ventura, M.A., IT-XXX Autoridad Regulatoria Nuclear, 2001.

8. Consideraciones relacionadas a los estudios sobre PTS realizados; Ventura, M.A. y Rosso, R.D., IT-XXX Autoridad Regulatoria Nuclear, 2001.

9. KWU NDS1 /00/E2088, Pressurized thermal shock: Thermal hydraulic conditions for the RPV; Hertlein, R.J., NDS1 Project CNA1: PTS study, Siemens, 2000.

10. SNP NT1/2000/E367, Pressurized thermal shock analysis for reactor pressure vessel of NPP CNA1; Schöper, A. & Meier, G., NT1 Project NPP CNA1, Siemens, 2000.

11. ASME BOILER AND ORESSURE VESSEL CODE, Section XI Rules for Inservice Inspection of NPP Components, Edition 1995. Article A-3000 Method for K_i determination.

12. Natural Circulation in the CAN-I NPP-Characterization based on flow maps, Ferreri, Mazzantini, Ventura, Rosso and D´Auria, The 10^{th} International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10) Seoul, Corea, October 5-9, 2003.

13. Integrated Analysis of the CAN-I Reactor Pressure Vessel Material Data Base in View of Plant Life Management, Final Report- Contract INTEGRITY Rev (0), E. Lucon, M. Caro, A. Iorio, R. Jones, R. Nanstad, M. Scibetta, M. Valo and E. van Walle, SCK CEN Restricted Contract Report SCK CEN-R-4306, March 2006, Boer tang 200, 2400.MOL, Belgium.

14. Análisis del comportamiento de la Central Nuclear Atucha I en un escenario por Shock Térmico Presurizado, R.D. Rosso, Autoridad Regulatoria Nuclear, Internacional Radiation Protection Association (IRPA), Congreso Regional, Lima, Perú, Septiembre 2003.

15. Report Studiecentrum Voor Kernenergie Centre D´Etude de L´Energie Nucléaire, SCK.CEN R-4306, April 2006.

APÉNDICE A

CÁLCULOS TERMOHIDRÁULICOS EN ACCIDENTES DE SOBRE-ENFRIAMIENTO PARA UNA ROTURA EN LA RAMA FRÍA DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

RESUMEN

Se estudia el transitorio termohidráulico producido durante un accidente hipotético de pérdida de refrigerante, con el objeto de analizar el efecto de la inyección de fluido frío de los sistemas de refrigeración de emergencia. Este puede tomar contacto con la superficie interna del recipiente de presión del reactor y producir tensiones mecánicas elevadas debido al cambio brusco de la temperatura. Los resultados fueron obtenidos con RELAP5/Mod3.2, para el caso de una rotura de 60 cm^2 en la rama fría del circuito. En el cálculo se consideraron: el sistema de remoción de calor residual, bombas y válvulas del sistema de emergencia de baja presión y el sistema de inundación del sumidero. En el período analizado, de 14000 s, de duración, la temperatura en la cara interna del recipiente de presión baja hasta 66°C, y en la cara externa del tanque del moderador llega a 57°C.

1. Introducción

En el desarrollo del transitorio correspondiente a un accidente de pérdida de refrigerante que de lugar a la activación de los sistemas de refrigeración de emergencia del reactor, el fluido frío de los sistemas de mitigación puede tomar contacto con las superficies calientes de recipiente de presión del reactor. Ello podría provocar tensiones mecánicas elevadas, de origen térmico, que podrían favorecer el crecimiento de las micro-fracturas presentes en el material. Usualmente, el recipiente de presión está sujeto a presiones y temperaturas tales que no permitirían la propagación de las micro-fracturas que podrían existir en las paredes del recipiente de presión del reactor. En circunstancias como la descripta, en que las que cambia en forma brusca dicha condición en las variables termodinámicas, estas condiciones podrían alterarse.

Interesa, entonces, analizar este escenario hipotético para determinar si podrían o no producirse las consecuencias no deseadas del llamado “shock térmico bajo presión” (también denominado accidente de sobre-enfriamiento).

Los resultados a ser descriptos han sido obtenidos utilizando el programa Relap5/Mod 3.2.2γ, a partir de una nodalización desarrollada con anterioridad. A esta se le han incorporado otros volúmenes, para poder describir mejor el escenario postulado. Estos son: la esfera de la contención, las válvulas para la simulación de la rotura, el sistema de remoción de calor residual y las bombas y válvulas del sistema de emergencia de baja presión. El estudio se ha realizado considerando una rotura de 60 cm^2 en una rama fría del sistema primario del reactor.

2. Especificación de los disparos de los sistemas de mitigación

Los distintos sistemas de mitigación son accionados a partir del estado termodinámico de la planta o a partir de temporizadores. Para este estudio se han considerado los siguientes:

a. Rotura de 60 cm^2 en la rama fría: Este disparo es por tiempo. Al comienzo se permite que el sistema evolucione 1000 s en condiciones nominales para obtener un estado pseudo estacionario. Luego de 5 s se inicia la rotura en la rama fría del reactor, localizada entre la bomba y el downcomer.

b. Presión baja en el plenum superior (P_c): Se producen varios disparos de acciones cuando la presión en el primario (tomada en el plenum superior) es menor que 106 kg/cm^2 (103.95e^5 bar). Estos son:

- SCRAM del reactor.
- Parada de las bombas principales de refrigeración.
- Apertura de válvulas del sistema del moderador.
- Cierre de válvulas hacia la turbina de alta presión.
- Apertura de válvulas de paso al condensador.

c. Presión baja en el plenum superior y alta en la contención: Se producen otros disparos cuando P_c es menor que 103 kg/cm^2 (101.99e^5 bar) y la presión en la contención es mayor a 2.2 atm (2.20e^5 bar).

- Apertura de las válvulas del sistema del moderador.
- Detención de las bombas del sistema de alimentación de agua de los generadores de vapor (GVs).

d. Bajo nivel de mezcla en el tanque del moderador: Si el nivel de mezcla en el tanque del moderador es menor que 6.21 m, se produce la parada de las bombas del moderador.

e. P_c < 25 kg/cm^2: Si la presión en el primario es menor a 25 kg/cm^2 (25.0e^5 bar) se activa el sistema de inyección de baja presión.

3. Descripción de la nodalización

Los resultados han sido obtenidos utilizando la nodalización ilustrada en las Figuras 1 y 2. En la descripción de cada uno de los GVs están involucrados 25 volúmenes, conectados entre sí por 25 uniones. En el lado primario, la simulación de los tubos en U que componen al GV, está representada por un volumen que contiene 8 celdas. El lado secundario está representado por el volumen 276, que es por donde entra el agua de alimentación y se mezcla con la de recirculación que viene desde el separador y del domo a través del downcomer. El flujo desciende a través del volumen 277, que representa la parte inferior del downcomer y entra al ebullidor, volumen 279.

El reactor está representado por 16 volúmenes y 16 uniones. El flujo entra desde las ramas frías representadas por los volúmenes 115 y 215, hacia el downcomer, volumen 301. Este se conecta al 302, que es el plenum inferior y de éste el flujo pasa al núcleo, volumen 303. El flujo sale hacia el plenum superior y de allí a las ramas calientes del circuito primario de refrigeración representadas por los volúmenes 101 y 201. El volumen 431, representa el tanque del sistema moderador. Se han definido también distintas estructuras de calor que simulan la generación o transferencia de calor según el caso: generación de calor en el combustible del núcleo, transferencia de calor desde el canal de combustible al tanque del moderador, transferencia de calor desde el tanque del moderador al downcomer, transferencia de calor desde el plenum superior y el plenum inferior a los cuerpos de relleno del tope y fondo del recipiente de presión. La cañería de salida del tanque del sistema del moderador está simulado por 12 volúmenes. El presurizador y sus sistemas asociados, están simulados por 11 volúmenes. El sistema de alimentación, comprendido entre el intercambiador de calor del moderador y el GV, es simulado por 5 volúmenes. El sistema de vapor vivo, está representado por 37 volúmenes. La nodalización se completa con las bombas principales, volumen 214 para el lado derecho, especificándose las curvas homólogas de presión y torque en flujo monofásico y bifásico. Análogamente, la bomba del moderador está simulada por el volumen 556.

4. Resultados

Se ha simulado el accidente postulado hasta 14000 s después de la rotura. Se analizaron las temperaturas que alcanzaría el fluido en el downcomer y en las paredes del recipiente de presión. También se analizaron los diversos parámetros en la rama fría y el caudal inyectado por la activación del sistema de refrigeración de emergencia. Se analizaron el cierre de las válvulas de la turbina de alta presión, la apertura de las válvulas al condensador, la apertura de válvulas del sistema del

moderador, la detención de las bombas del sistema de alimentación de agua y otros parámetros relevantes.

A partir de este análisis se obtuvieron resultados preliminares para determinar si las bajas temperaturas resultantes pueden provocar tensiones térmicas y la reducción en la resistencia a la fractura. Se comparan resultados con los de [1].

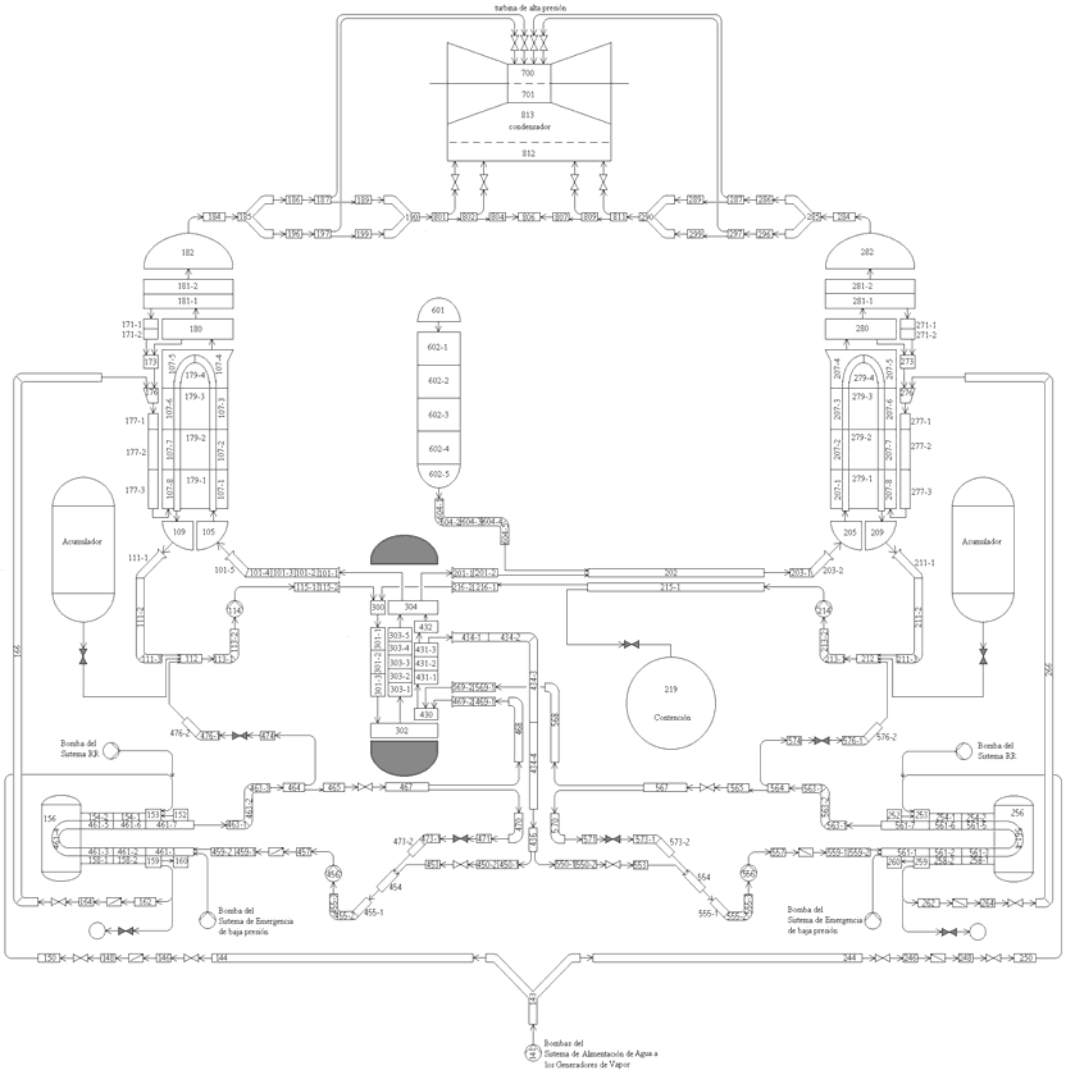


Figura 1. Nodalización de la CNA I de acuerdo a RELAP5/Mod3.2

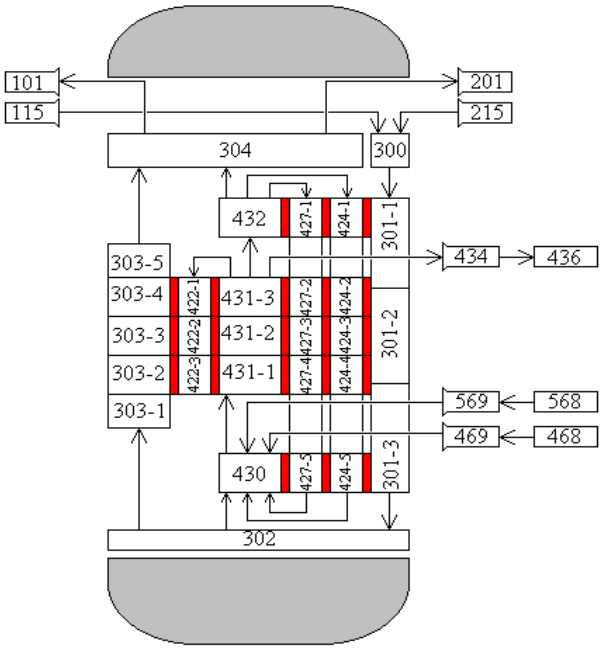


Figura 2. Nodalización del reactor.

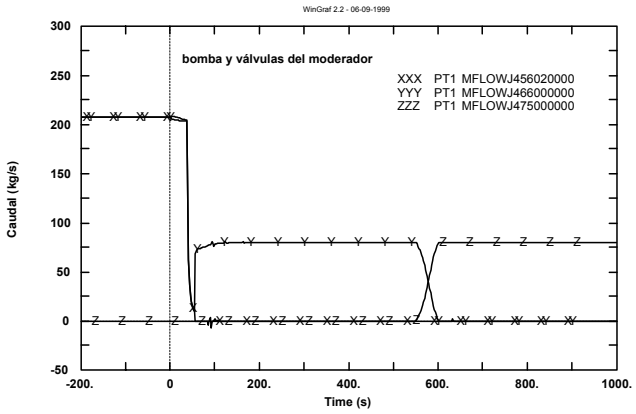


Figura 3. Caudales en la bomba y válvulas del moderador.

La Figura 3 muestra la evolución del caudal de las bombas principales y la secuencia de conmutación de las válvulas del sistema moderador. Las bombas principales se parar cuando el nivel en el tanque del moderador baja de un valor mínimo establecido. Las válvulas de entrada al generador de vapor se abrieron después de la rotura.

La Figura 4 muestra que, en el downcomer del recipiente de presión del reactor, el nivel de mezcla experimenta un descenso inicial y luego permanece constante; en el tanque del moderador el nivel disminuye, entre los 45 y 50 segundos del transitorio, por debajo del valor mínimo establecido provocando la parada de las bombas del moderador y la conmutación de las válvulas. En el volumen representativo de los canales combustibles el nivel no está estable.

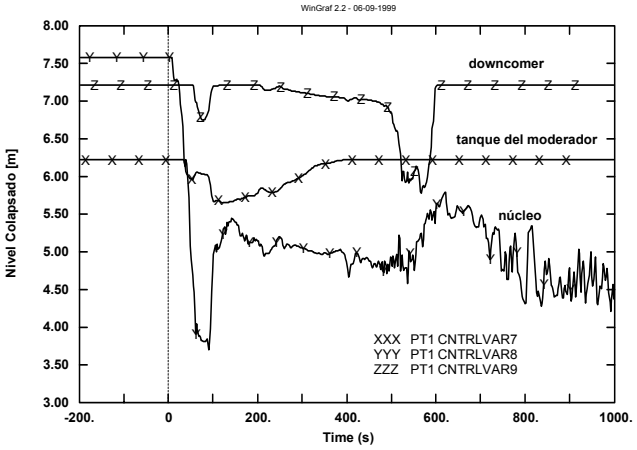


Figura 4. Variación del nivel de mezcla en el reactor

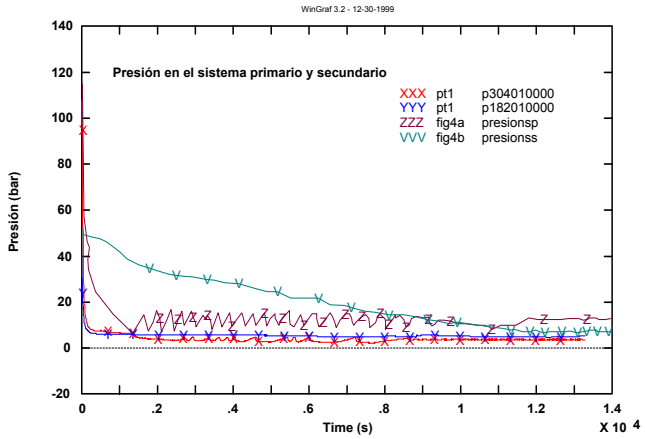


Figura 5. Presión en el sistema primario y secundario

La rotura provoca la pérdida de agua del sistema primario, lo que inicia una rápida despresurización. El vapor producido en el núcleo y la transferencia de calor desde el sistema primario al secundario, hacen que la presión en el primario se mantenga por arriba de la del secundario por algunos segundos, para luego decrecer y mantenerse por debajo de esta.

En las siguientes figuras, se comparan algunos de los resultados obtenidos con los de [1]. Las curvas correspondientes a dicho trabajo se han realizado relevando los puntos de los gráficos allí mostrados. Consecuentemente no reflejan la totalidad de las variaciones abruptas de los mismos, debiendo ser considerados como líneas de tendencia detalladas, útiles para comparación. Estas curvas corresponden a las "Z" y "V", cuando se comparan dos curvas en una misma figura y a "Y", cuando se compara sólo una.

Las presiones obtenidas, comparadas con las de [1] en la Figura 5, muestran que, si bien las presiones de partida y las obtenidas a los 14000 segundos del transitorio son comparables, la despresurización durante el transitorio tiene un desarrollo diferente. Ello se origina en las diferencias del sistema de control de temperatura en el lado secundario de los GVs.

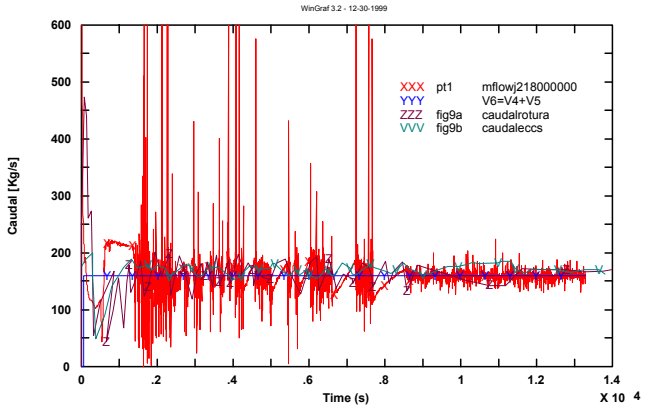


Figura 6. Caudal de la rotura y del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (total)

Los caudales resultantes de la rotura y de los ECCS de ambos lados del circuito, coinciden bien con los de [1], tal como indica la Figura 6.

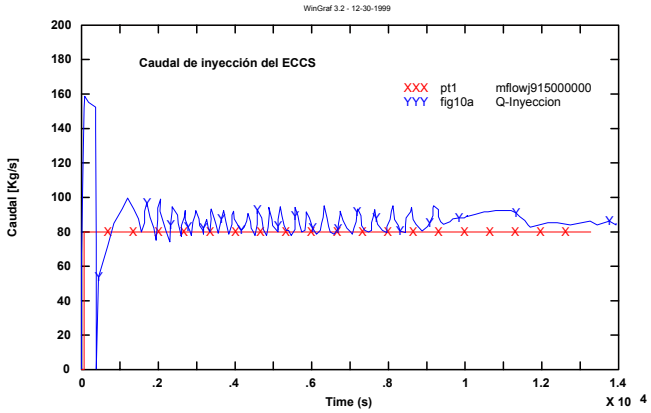


Figura 7. Caudal de inyección del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

En las Figuras 6 y 7 se muestra la evolución del caudal inyectado por los sistemas de refrigeración de emergencia y su comparación con los de [1]. Los valores promedio obtenidos para el caudal de entrada y salida del generador de vapor en el circuito roto son también comparables al igual que los valores obtenidos en el circuito intacto.

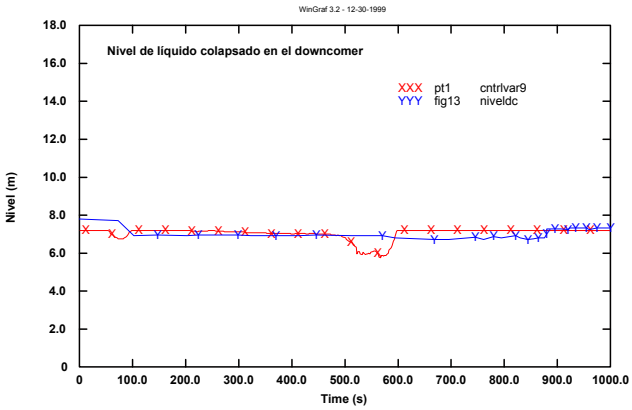


Figura 8. Nivel de líquido colapsado en el downcomer.

La Figura 8 muestra que el nivel de líquido colapsado en el downcomer es prácticamente igual en las dos simulaciones., mientras que la temperatura más baja en el agua en el downcomer es 61°C.

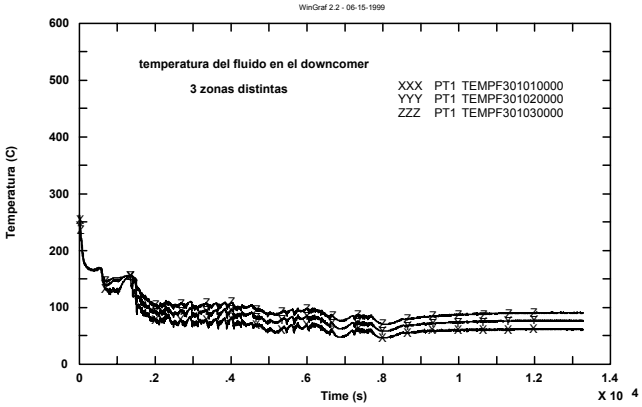


Figura 9. Temperatura del fluido en el downcomer
(14000 s de transitorio)

A su vez, al final del transitorio, la temperatura del fluido en la rama es aproximadamente 36°C, tal como muestra la Figura 9.

El resultado de mayor interés lo constituye la determinación de la temperatura de la pared del recipiente de presión. Debe tenerse en cuenta que los mismos son una primera aproximación, dado el carácter unidimensional de la aproximación y el mezclado postulado por el modelo de RELAP5. La Figura 10 muestra la temperatura en diversos puntos de la pared del reactor. Las mismas están tomada en 3 puntos distintos en el espesor. Las del recipiente de presión se mantienen por arriba de las del tanque del moderador. La temperatura mínima en la pared del recipiente de presión es 66°C, mientras que la de la cara externa del downcomer es 57°C. La inercia térmica y el calor almacenado en la pared del recipiente de presión son determinantes para esta evolución. Debe tenerse en cuenta que el sistema de inyección de lata presión no ha sido activado, lo que podría originar temperaturas más bajas.

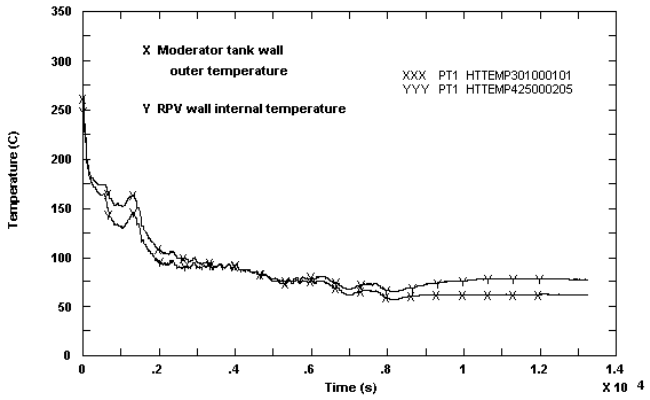


Figura 10. Temperatura en las paredes del recipiente de presión.

5. Conclusiones

Se han calculado los valores que alcanzaría la temperatura del fluido en el downcomer, en las paredes del recipiente de presión, en un transitorio de pérdida refrigerante en un escenario hipotético que es relevante al efecto de considerar los efectos de cambios bruscos en la temperatura del fluido refrigerante. Las temperaturas mínimas alcanzadas son: 61°C para el fluido del downcomer; 36°C en la rama fría; 66°C para la cara interna del recipiente de presión y 57°C para la cara externa del tanque del downcomer. Este estudio puede usarse como punto de partida para el análisis detallado de las tensiones térmicas y la eventual reducción en la resistencia a la fractura provocadas por la disminución brusca de temperatura en el recipiente de presión. De las comparaciones con [1], puede concluirse que si bien existen diferencias en las nodalizaciones, los valores extremos alcanzados son, sin embargo, notablemente comparables.

REFERENCIAS

1. Serrano, Pablo. CNA I. “Análisis de seguridad del recipiente de presión. Cálculos termo-hidráulicos. Rotura de 60 cm^2 en la rama fría (estado actual de la planta)”, Informe técnico. ENACE N° 446, 1998.

Implementación de un sistema de información geográfico en emergencias nucleares

Sadañiowski, I.V.; Tellería, D.M.; Jordán, O.D.;
Bruno, H.A.; Boutet, L.I. y Hernández, D.G.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Implementación de un Sistema de Información Geográfico en Emergencias Nucleares

Sadañiowski, I.; Tellería, D.; Jordan, O.;
Bruno, H.; Boutet, L.; Hernández, D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Desde el año 2003 la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) ha trabajado en la implementación de un Sistema de Información Geográfico (SIG) para la planificación y la intervención en emergencias, con especial énfasis en las emergencias nucleares.

El objetivo principal del SIG desarrollado en la ARN es dar el apoyo necesario para la planificación, entrenamiento y aplicación de las acciones de protección radiológica necesarias frente a una emergencia nuclear, brindando la base cartográfica georreferenciada, la disponibilidad de recursos logísticos en todo el país, incorporando resultados de modelos de previsión de consecuencias y mediciones ambientales durante la emergencia, posibilitando el análisis de dicha información en tiempo real y facilitando la presentación de resultados para la toma de decisiones. La base cartográfica se constituye de datos demográficos, sociales, económicos, identificación de principales actores intervinientes en la emergencia, infraestructura vial y características naturales de la zona en cuestión.

En este trabajo se presentan las principales características del SIG implementado incluyendo las pautas conceptuales de diseño que contemplan los requerimientos internacionales para la planificación y respuesta en caso de emergencias nucleares, el estado actual del sistema y la evolución prevista.

También se presenta una descripción de los problemas encontrados durante su implementación, que pueden ser comunes a muchos países de la región, así como la experiencia obtenida de su uso en tareas de preparación para emergencias y en simulacros.

1. INTRODUCCIÓN

A pesar de todos los recaudos que se tomen en el diseño y la operación de las instalaciones nucleares y el cuidado con que se desarrollen las actividades, subsiste la posibilidad de que una falla o un error desemboque en una emergencia[1].

[1] Todo suceso involuntario, incluidos los errores de operación, fallos de equipo u otros contratiempos, cuyas consecuencias reales o potenciales no sean insignificantes desde el punto de vista de la protección o seguridad [1].

La probabilidad de ocurrencia de un accidente en una central nuclear es muy baja, pero sus consecuencias son potencialmente significativas. Sin embargo, las consecuencias podrían llegar a ser moderadas o leves si se aplican correctamente medidas de protección**.**
En una emergencia nuclear[2] la situación es muy compleja. Para poder dar una respuesta rápida y actuar de manera organizada para hacer frente a dicha situación, es necesaria la participación coordinada de distintos sectores y organizaciones con diferentes dependencias, formación técnica, distribución geográfica, recursos humanos, económicos y tecnológicos.

Es en este marco donde surge el desarrollo de un Sistema de Información Geográfico, en adelante SIG, como herramienta de soporte en la planificación, preparación, respuesta y toma de decisiones ante una emergencia nuclear a cargo de la Autoridad Regulatoria Nuclear, ARN.

La utilidad principal de un SIG radica en su capacidad para construir modelos o representaciones de situaciones conflictivas, como es el caso de una situación de emergencia nuclear. Esta modelización constituye un instrumento muy eficaz para analizar las tendencias y determinar los factores influyentes, así como para evaluar las posibles consecuencias de la toma de decisiones. En síntesis, el desarrollo del SIG contribuye en el análisis de la situación y de los posibles escenarios.

2. OBJETIVO PRINCIPAL

El objetivo principal de este proyecto es mostrar la utilidad del SIG en la planificación y toma de decisiones frente a una posible emergencia nuclear o ejercicios de simulacro, mediante el acceso a datos geográficos actualizados y al análisis espacial de dicha información.

3. ASPECTOS METODOLÓGICOS

Para lograr el objetivo principal del SIG, se llevaron a cabo una serie de etapas:

Se recabó información de diversas fuentes: Instituto Nacional de Estadísticas y Censos (INDEC), Comisión Nacional de Actividades Espaciales (CONAE) y el Instituto Geográfico Militar (IGM). Se completo la recopilación y/o corroboración de datos con trabajo de campo. La información recopilada consta de:

- Imágenes satelitales y fotografías aéreas, en las cuales se realizó un análisis visual y una posterior vectorización para obtener los cursos de agua, las vías de comunicación (ferrocarriles, rutas, autopistas, calles y accesos) y los principales usos del suelo (rural, urbano).
- Localización de direcciones a través de puntos tomados con GPS[3]. La toma de puntos posibilitó la georreferenciación de las fotos aéreas y la posterior confección de un mosaico con las mismas. Además, se localizaron los actores claves para la respuesta en emergencias, es decir, ubicación de las fuerzas de seguridad (Gendarmería Nacional, Policía Provincial, Fuerza Aérea, Prefectura Naval), Bomberos Voluntarios, Defensa Civil, instituciones educativas, medios de difusión, centros médicos, y otras instituciones y/o empresas.
- Información demográfica. Se utilizaron los datos del censo de población del 2001 (INDEC) a

[2] Emergencia en la que hay o se considera que hay un peligro debido a: a) la energía producida por una reacción nuclear en cadena o la desintegración de los productos de una reacción en cadena; o b) la exposición a la radiación.Una emergencia debido al riesgo por la exposición significativa a las radiaciones ionizantes, real o percibido, debido a la energía resultante de una reacción nuclear en cadena o de los productos de decaimiento de una reacción nuclear en cadena en un reactor nuclear de potencia (central nuclear) [1].
[3] Sistema de Posicionamiento Global.

nivel departamental.
- Curvas de nivel. Se digitalizaron a partir de cartas topográficas. Además, se utilizaron MDE[4] existentes con resolución de 90m, para hacer un análisis cualitativo del relieve regional.

Esta información fue digitalizada en su mayoría y se encuentran bajo el sistema de referencia aconsejado por el Instituto Geográfico Militar[5], el sistema de Red POSGAR[6].

Se armó una base de datos geográfica o *geodatabase*, con todas las capas de información, para su manipulación, edición y análisis.

Se utilizó el software ArcView 8.3 con las herramientas de análisis espacial Spatial Analyst y 3D Analyst, de la familia de productos ArcGIS de ESRI [3]. La información recabada se encuentra tanto en formato raster (imágenes satelitales, fotografías aéreas, MDE) como en formato vectorial (datos poblacionales, vías de comunicación, etc.). Se utilizó el programa SEDA (Sistema de Evaluaciones de Dosis en Accidentes) que fue desarrollado por la ARN para la modelización de las isolíneas de concentración de contaminantes radiactivos.

Como se verá en los apartados siguientes, el SIG permanecería operativo en una emergencia, con lo cual esto requiere de la incorporación, procesamiento y análisis de los datos en tiempo real.

4. CONTEXTO NORMATIVO NUCLEAR

En la Argentina, la ARN es el órgano nacional regulador y fiscalizador de las actividades concernientes en el ámbito radiológico y nuclear. Tiene a su cargo "la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en todo lo referente a los temas de seguridad radiológica y nuclear, protección física y fiscalización del uso de materiales nucleares, licenciamiento y fiscalización de instalaciones nucleares y salvaguardias internacionales, así como también asesorar al Poder Ejecutivo nacional en las materias de su competencia" (Articulo 7, Ley Nacional de la Actividad Nuclear N° 24.804/97).

La ARN, conforme a lo establecido en el Articulo 16 (inciso o del Anexo I) del Decreto N° 1390/98, debe aprobar los planes de contingencia para el caso de accidentes nucleares y los programas para enfrentar dichas situaciones. Estos planes involucran a las instalaciones, municipios y provincias potencialmente involucradas, siendo la ARN la responsable de conducir las acciones de respuesta ante situaciones de emergencia nuclear. En este marco, la ARN estableció un Sistema de Intervención en Emergencias Nucleares, SIEN, (Resolución interna N° 25/99). Este sistema es el encargado de la preparación y la respuesta ante una emergencia y quien coordina e integra a las demás organizaciones comprometidas en tal situación.

El SIEN está diseñado para atender las emergencias nucleares y responder a las exigencias de los Tratados de Pronta Notificación y Asistencia a los que esta adherida la Republica Argentina. Puede ser convocado por el operador ó las organizaciones civiles a nivel municipal y por la Organización Internacional de Energía Atómica, OIEA.

Según los Requisitos para la Preparación y Respuesta, los objetivos llevados a cabo por la intervención del SIEN, son:
- Mitigar el "accidente";
- Evitar los efectos determinísticos;

[4] Modelo Digital de Elevaciones.
[5] Organismo oficial de cartografía.
[6] Red de **POS**iciones **G**eodésicas **A**rgentinas [2].

- Brindar los primeros auxilios y tratar las lesiones por radiación;
- Reducir razonablemente los efectos estocásticos
- Restringir razonablemente los efectos no-radiológicos;
- Proteger razonablemente el ambiente
- Retornar a la condición normal en cuanto esté razonablemente al alcance.

La implementación de un sistema de información geográfico contribuye en un mejor análisis de la situación de contingencia, siendo útil e importante para la respuesta coordinada del SIEN.

5. ÁREA DE ESTUDIO

La República Argentina posee en la actualidad, dos centrales nucleares en funcionamiento, la Central Nuclear Atucha I (CNA) ubicada en el partido de Zarate, Provincia de Buenos Aires (Actualmente la Central Nuclear Atucha II está siendo construida en el mismo sitio que la anterior), y la Central Nuclear Embalse (CNE) ubicada en el Departamento de Calamuchita, Provincia de Córdoba. Ver Figura 1.

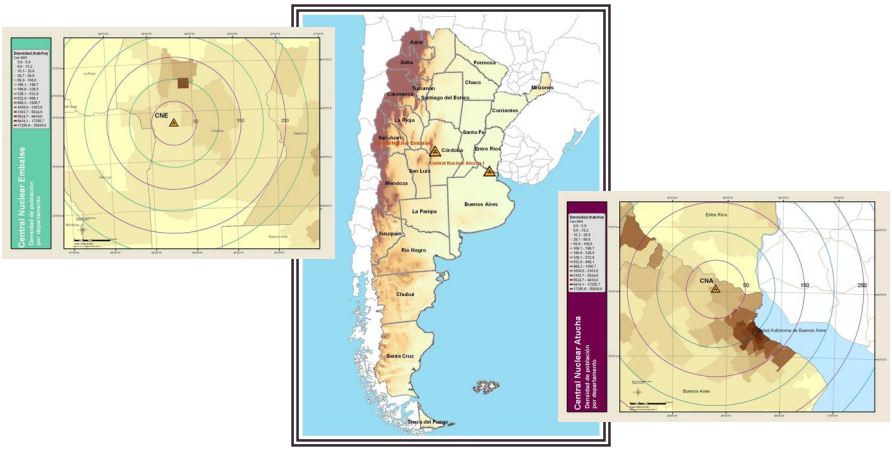


Figura 1: La centrales nucleares de la Republica Argentina

Siguiendo con los requerimientos internacionales para la planificación y respuesta en caso de emergencias nucleares, el SIG desarrollado en la ARN abarca una zona de hasta 100 kilómetros para cada una de las centrales.

En el caso de emergencias nucleares se establecen distintas zonas de "planificación" sobre las que se actuará en forma y tiempos diferentes. Estas son: la zona de acciones primordiales preventivas, **ZPP**, son las que se aplican en los primeros 3 km. (en todas direcciones) y hasta 10 km. en un sector angular centrado en la dirección del viento, esta zona se denomina *"ojo de cerradura"*. El tiempo de respuesta es dentro de las primeras 10 horas comenzado el accidente. La zona de acciones primordiales evaluadas, **ZPE**, que abarca el resto de las direcciones dentro de los 10 kilómetros. El tiempo de respuesta va de 12 a 24 hs. Y la zona de acciones complementarias evaluadas, **ZCE**, establecida entre los 10 y 100 kilómetros desde la central nuclear. En esta zona, dependiendo de la magnitud del accidente, pueden pasar días, semana o meses en completarse la aplicación de las acciones de protección. Ver Figura 2.

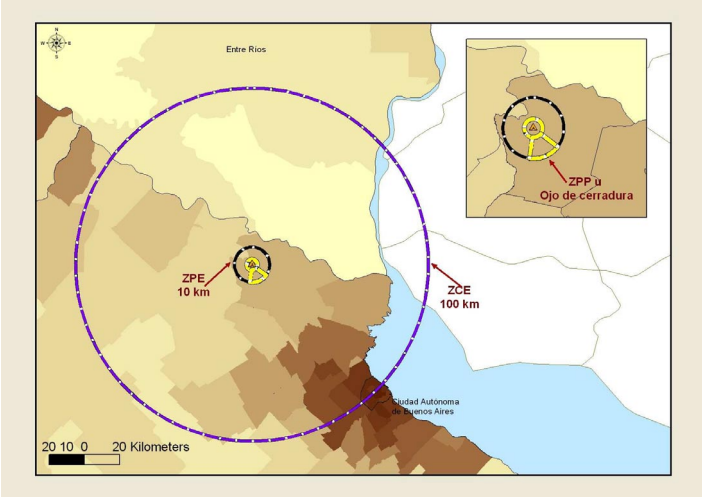


Figura 2: Zonas de acciones de protección. Central Nuclear Atucha.

6. EL SIG COMO HERRAMIENTA DE ANÁLISIS

6.1. Funciones del SIG

La aplicación del SIG en emergencias contribuye en el establecimiento de los escenarios factibles, en la definición de los más probables y en la determinación de sus eventuales efectos. Esto permite definir mapas de riesgo delimitando áreas de variada vulnerabilidad. De esta manera para cada escenario se podrán analizar y preestablecer las medidas más apropiadas para cada área en particular (como: rutas de evacuación alternativas, acciones de las unidades de respuesta y las de monitoreo, etc.).

El SIG durante la emergencia asiste en la gestión de decisiones, respondiendo consultas, en el marco del SIEN, del tipo:

- Hacia dónde avanza el problema y cuales son las unidades de monitoreo y de respuesta más próximasQué área cubre y cuánta población está afectada
- Dónde realizar las medidas automáticas (puesta a cubierto, cortes de ruta o controles de acceso, evacuaciones, etc.)
- Dónde pueden estar afectadas las fuentes de suministro de aguas para consumo y riego
- Cuál es la estimación del área rural y la producción agrícola afectada

Finalizada la emergencia continúa con la vigilancia y control de los distintos parámetros y se aplicaría asistiendo en la recuperación de las áreas afectadas.

6.2. Implementación del SIG

Cuando se considera el potencial impacto de un desastre tal como un accidente nuclear, se necesita analizar información física del lugar: relieve, cursos de agua, accidentes geográficos, etc., y relacionarla con otro tipo de información, no menos relevante, que abarca: datos demográficos, de infraestructura vial, y actividades económicas, etc., que pueden ser afectadas. Tener identificados sobre el espacio geográfico los actores intervinientes, el equipamiento necesario y las vías de evacuación, puede ser vital para una

planificación adecuada de la respuesta.

Esta vinculación permite realizar cruces de variables, análisis de escenarios factibles, seguimiento de los resultados, identificación de patrones y tendencias, que solo pueden ser relacionadas geográficamente mediante la tecnología SIG.

En una situación de emergencia nuclear las primeras acciones de respuesta se dividen por zonas según su proximidad a la central nuclear. Como se mencionó anteriormente, las acciones primordiales de protección, ZPP, se aplican en el ojo de cerradura y son: *reparto de pastillas de Yodo, control de accesos y puesta a cubierto*. Para contribuir con una efectiva respuesta en la ZPP, se procedió al cruce de la información procesada y digitalizada del SIG.

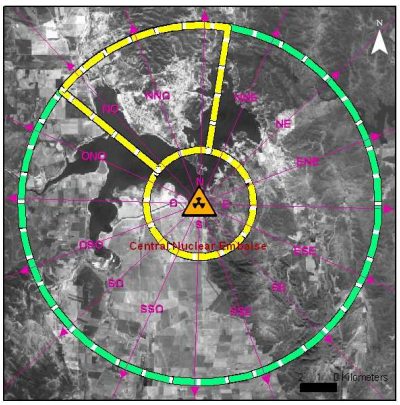
Primero se determina el ojo de cerradura a partir de la dirección del viento y dentro de los primeros 10 kilómetros de la central, se establecen los centros urbanos, las fuerzas de seguridad, los medios de difusión, los centros educativos, todos con las respectiva información alfanumérica necesaria (teléfonos, direcciones, personal, vehículos, cantidad de alumnos, etc.) relevada en salidas de campos.

El ojo de cerradura se forma a partir de la dirección del viento predominante, cumpliendo con un ángulo de 22,2° a ambos lados del vector dirección y, en los primeros tres kilómetros en todas las direcciones. Ver Figura 3.

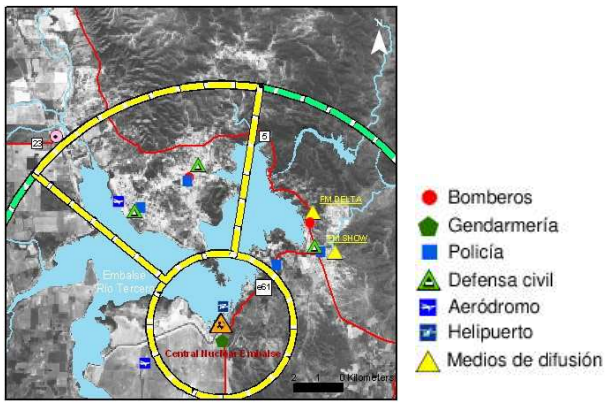
De esta manera se obtiene un polígono que permite realizar consultas de selección, como por ejemplo: seleccionar todas las instituciones educativas dentro del polígono, o determinar los principales centros urbanos comprometidos y por ende, la cantidad de población a ser eventualmente evacuada. Así como la cantidad necesaria de pastillas de Yodo a ser repartidas por las fuerzas de seguridad presentes en la zona.

Es así que, toda la información cargada en el SIG permite planificar las medidas sobre la logística de la respuesta, coordinar a las fuerzas de seguridad, el departamento de bomberos y la dirección de defensa civil que actúan en coordinación con el Jefe Operativo de Emergencias Nucleares, a cargo del SIEN, para llevar a cabo el corte de accesos, la planificación de rutas de evacuación (dependiendo del estado y problemas específicos de cada ruta), brindar la información indicada a los medios de difusión, contactar a otras instituciones que concentren población (centros recreativos, hoteles, parques, etc.) presentes en la zona.

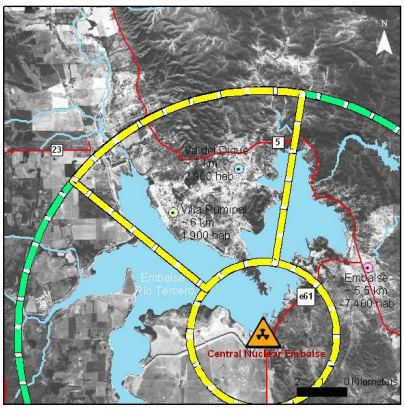
Determinación del ojo de cerradura, donde se aplican las medidas automáticas, según dirección del viento.



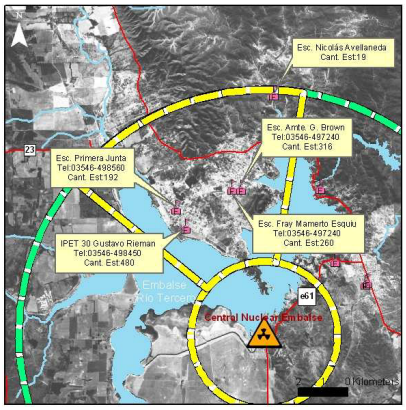
Actores involucrados en la zona de acciones. Medios de difusión e información de logística.



Principales centros urbanos comprometidos en la situación de emergencia.



Identificación de las Instituciones Educativas dentro del ojo de cerradura, datos de contacto.



Identificación de otras instituciones de importancia (Ej.: centros recreativos, capacidad de los mismos en época vacacional, datos de contacto).

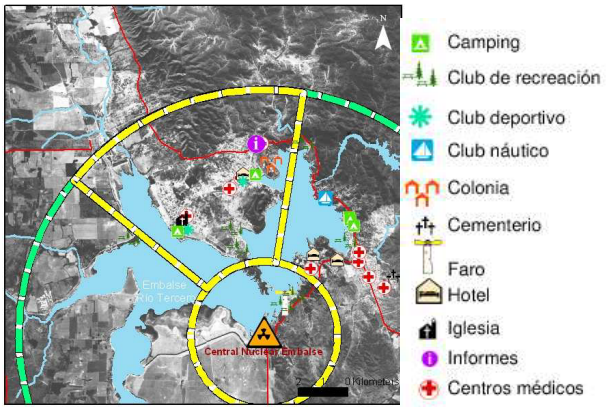


Figura 3. Integración de los datos del SIG, identificación de las zonas de acciones y de los actores involucrados, cruce de variables y acceso a los datos de contacto. Ejercicio de simulacro para la Central Nuclear Embalse, octubre 2004.

Para ello, esta información no solo requiere estar correctamente localizada en el espacio geográfico, sino que los datos alfanuméricos son de vital importancia como, en el caso de las fuerzas de seguridad tener la cantidad de efectivos de modo de coordinar los desplazamientos de las mismas, o contactar fuerzas cercanas a la zona para brindar apoyo vehicular en los cortes de acceso o concretar la evacuación a centros destinados en zonas fuera de peligro. Datos de contacto para los medios de difusión, en este caso: número de teléfono, horario y frecuencia de transmisión utilizada.

Un dato importante de conocer es la frecuencia VHF que tanto las fuerzas de seguridad, como los medios de difusión y la central nuclear utilizan, y determinar un canal de comunicación específico para ser utilizado en una situación de emergencia. Ha quedado demostrado en incidentes ocurridos mundialmente, que los sistemas de comunicaciones (teléfonos y faxes, Internet, etc.) son los primeros en congestionarse,

es por ello que adoptar varias alternativas puede resultar vital en la planificación de la respuesta.

Además de esta información, se localizan otras instituciones y/o empresas cuya localización es próxima a la central y que tanto por la actividad que realizan como por la cantidad de empleados, son necesarios tenerlas cargadas dentro del SIG.

La información se completa con las principales vías de acceso y evacuación (rutas, accesos y ferrocarriles), hospitales nacionales de alta complejidad para la atención a irradiados y centros médicos en la zona comprometida, terminales aéreas y puertos (características y capacidad).

A esta información de base se suma eventualmente la información remota que ingresa al SIG durante una hipotética emergencia.

- ✓ Información de la central o sitio del accidente
- ✓ Monitoreo y estado de situación en campo
- ✓ Información meteorológica actual y pronóstico
- ✓ Salidas de programas de simulación de la evolución del fenómeno
- ✓ Imágenes satelitales posteriores a la emisión, para un análisis de la evolución temporal de las consecuencias del accidente.

El SIG seguirá de manera continua el estado de la situación (alcance y gravedad del accidente) como el estado de implementación de las contramedidas (automáticas y otras). Ver Figura 4.

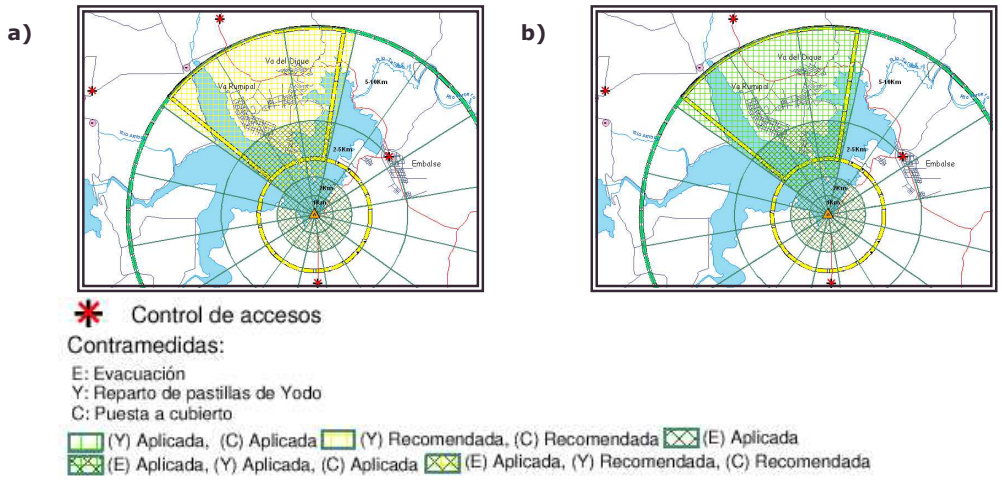


Figura 4. El SIG sigue la evolución de la respuesta y del estado de las acciones implementadas en tiempo real. Central Nuclear Embalse. a) primeras dos horas luego de ocurrido el incidente, b) 7 horas luego de ocurrido el incidente.

Una fuente de información de gran relevancia son las isolíneas de concentración de contaminantes resultantes del software SEDA.

El SEDA es un software de simulación de las consecuencias de un accidente en las centrales nucleares argentinas. Las salidas del SEDA son isolíneas de concentración y/o dosis de radiación a ser recibidas, que son trabajadas posteriormente en el SIG para delimitar las zonas comprometidas por cada una. La

importancia de los resultados del SEDA es que intervienen en la definición de los puntos a ser monitoreados a campo en la segunda fase y que abarca hasta la ZCE, luego del pasaje de la nube, que posteriormente se llevan al SIG para ajustar el modelo a la realidad de la situación. Ver Figura 5.

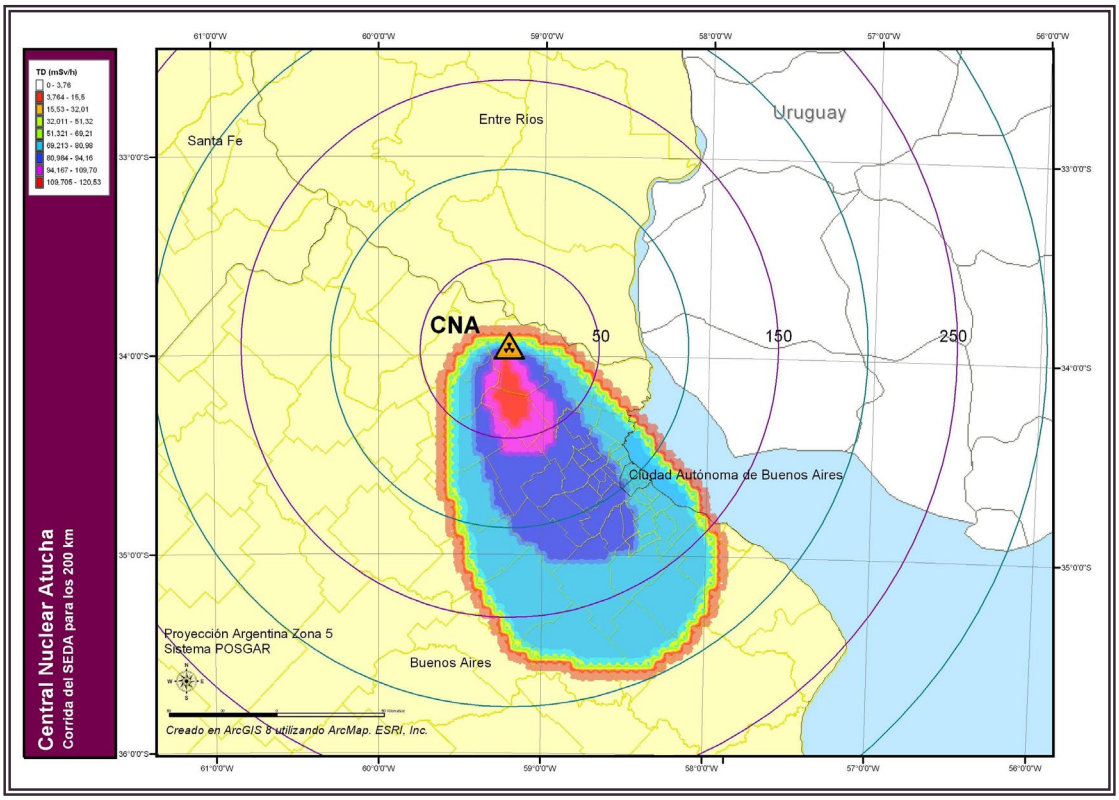


Figura 5: Simulación de contaminación radiactiva (tasa de dosis en mSv/h) para la zona ZCE. Central Nuclear Atucha.

Hasta aquí, la implementación del SIG ha sido concretada y evaluada en simulacros de accidentes nucleares que la ARN lleva a cabo periódicamente abarcando las zonas ZPP y ZPE (Ver Figura 6.). La siguiente fase no ha sido completada para la zona ZCE, pero si se han determinado los pasos del seguimiento del SIG en la respuesta ante una emergencia nuclear.

En la segunda fase, finalizado el pasaje de la nube radiactiva se procede con el monitoreo ambiental de la zona afectada para determinar las acciones posteriores. Los objetivos de monitoreo son:

- Control del alcance y gravedad del accidente,
- Ajuste, corrección o validación del modelo de los datos de salida de la mezcla isotópica de la emisión inicial,
- Asistir en el cálculo de índices de exposición, tasa de deposición y cálculo o estimación de la velocidad de transferencia de radionucleidos a través de los distintos ambientes.

Para ello, es importante poseer información del tipo: usos del suelo, instalaciones productivas existentes, principales productos consumidos localmente, fuente de consumo de agua, etc.

Esta información, es cruzada con los datos del monitoreo ambiental, el resultado será un mapa de riesgo con la delimitación de zonas contaminadas.

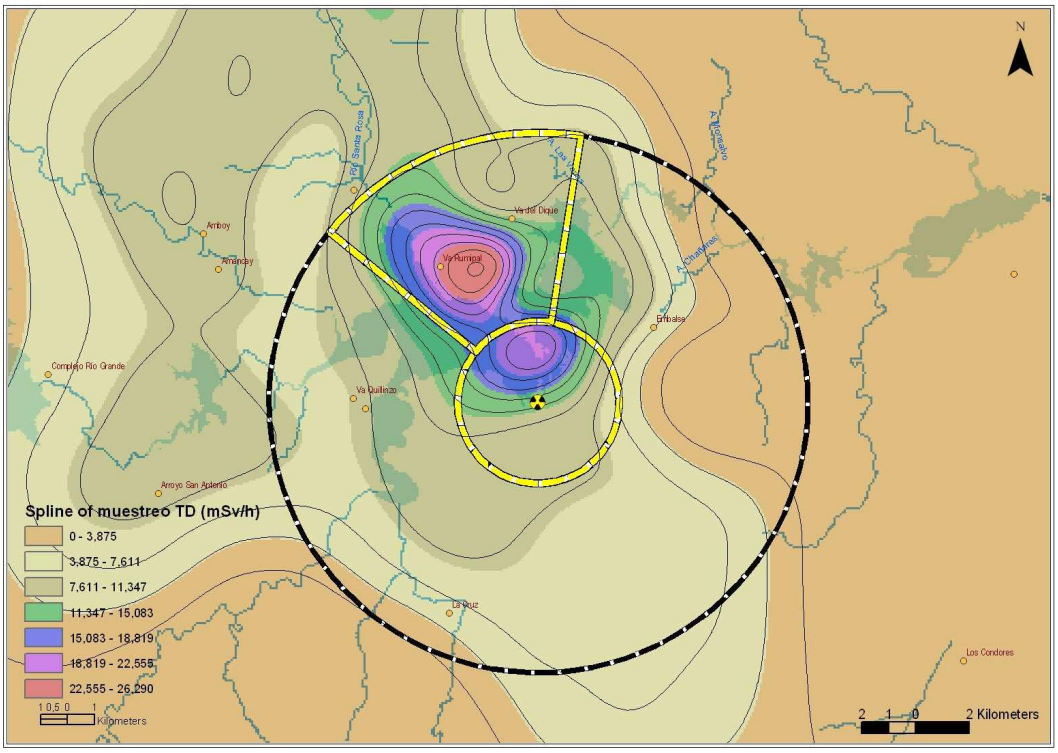


Figura 6. Simulación de contaminación radiactiva (tasa de dosis en mSv/h) para los primeros 10 kilómetros. Central Nuclear Embalse.

Finalmente, se determinarán los sectores en los que se aplicarán otras contramedidas como evacuación de personas y/o ganado, prohibición de consumo de alimentos producidos localmente, prohibición de consumo de agua de fuentes locales, etc. Luego se estiman los recursos necesarios para llevar a cabo las contramedidas.

6.3. Problemas encontrados

En líneas generales, los problemas encontrados en los inicios del SIG de emergencias rondaron alrededor de la normalización de los datos obtenidos por diversas fuentes. Los problemas no solo se presentaron en las diferentes escalas de digitalización, sino en los sistemas de proyección utilizados por las fuentes primarias de información. Esto requirió el armado de una base de datos con capas reproyectadas al sistema elegido.

La mayor parte de la información fue obtenida a través de las salidas a campo. Esto dependió de la posibilidad de acceso al territorio y del tiempo dedicado, tanto para la obtención como para el ingreso de la información al sistema.

Es destacable la cantidad y calidad de la información existente de fuentes públicas en Internet. Sin

embargo, se debe tener especial cuidado en los datos existentes y en su confiabilidad. Muchos de los datos obtenidos de esta manera, fueron previamente corroborados y contrastados antes de ser ingresados al sistema.

El SIG ha contribuido favorablemente en los ejercicios de simulacro que la ARN lleva periódicamente en las dos centrales nucleares del país. Si bien el análisis y la información actualizada, descripta anteriormente, se encuentra completa para la escala de las zonas ZPP y ZPE, se torna difícil completar información relevante para la ZCE, esto se debe principalmente a que la información existente en diversos organismos se encuentra digitalizada a una escala 1:250.000, con poco detalle para la zona de 100 km. alrededor de las centrales. En suma, dicha información, aunque se encuentra dispersa, no es específica del tema de estudio presentado en este informe, con lo cual hace necesario la obtención de dichos datos con salidas a campo o mediante la contratación de profesionales o empresas dedicadas a ello. Esto deriva en los problemas burocráticos y económicos a los que cualquier organismo se encuentra sujeto para concretar estas tareas.

Finalmente se debe aclarar que, dada la baja probabilidad de ocurrencia, fundada en el elevado estándar de seguridad con el que se diseña, construye y opera una central nuclear, no ha sucedido aún (ni se espera que ocurra) en la Argentina ninguna situación de emergencia nuclear en la cual se halla podido probar la contribución del SIG en la planificación de la respuesta, y por ende, tampoco en los problemas que se presentan cuando suceden situaciones de cierto estrés y tensión. Sin embargo, teniendo en cuenta los ejercicios de simulacro, realizados de la manera más realista, se han evaluado los recaudos necesarios para que dichos problemas sean mínimos.

7. CONCLUSIONES

Este trabajo se realizó para mostrar algunas de las potencialidades del uso de esta tecnología en la gestión de respuesta ante una emergencia nuclear.

Gracias al uso de esta herramienta de análisis se pueden vincular bases cartográficas con datos alfanuméricos, identificando posibles escenarios, mejorando la respuesta y de esta manera contribuyendo en una mejor planificación en la toma de decisiones.

Si bien, toda la información presentada es producto de la implementación del SIG en simulacros llevados a cabo en cada central nuclear del país, con una recurrencia bianual, el ejercicio a contribuido en un SIG en continua expansión de capacidades, donde los errores evidenciados son problemas técnicos de comunicaciones, y no de falta de información o análisis erróneo de los posibles escenarios. Sin embrago, se es conciente que la falta de una situación de emergencia real, acota la prueba de la funcionalidad del SIG, pero la experiencia recabada en los simulacros y en incidentes surgidos en diferentes centrales del mundo, posibilitan el desarrollo del accionar en situaciones similares.

La aplicación del SIG contribuye en identificar rápidamente las áreas afectadas, los actores intervinientes (fuerzas de seguridad, defensa civil, cuerpo de bomberos). Determinar la población a ser evacuada y cantidad de pastillas de Yodo a ser distribuidas, los puntos de control de acceso y principales vías de evacuación. Determinar grupos de apoyo y tener la base de datos actualizada para realizar los contactos requeridos tanto a las fuerzas de seguridad, como a los medios de difusión y las instituciones presentes (educativas, recreativas, etc.).

La interrelación de esta herramienta de proceso y análisis de información cartográfica, junto con programas de simulación permite obtener un primer escenario que se ajustará a la realidad a partir de los puntos de monitoreo ambiental.

Sin embargo, los SIG poseen múltiples potencialidades que aún no han sido explotadas e identificadas en su totalidad. Es por ello que vemos clara la idea de seguir desarrollando el SIG y no sólo aplicarlo a las emergencias nucleares sino a todas las emergencias radiológicas de instalaciones y de fuentes móviles, como pueden ser los operativos de seguridad durante el transporte de material radiactivo.

Respecto a la disponibilidad de los datos, captura e integración de los mismos, se plantearon problemas debido a la dispersión de la información, lo que dificulta su acopio; a la existencia de traslapes institucionales; a los bajos niveles de confiabilidad en la información existente; a datos incompletos y, en muchos casos, inexistentes. Todo esto contribuye a que el acceso a la información se vea obstaculizado y en este caso, el análisis de soluciones a los problemas territoriales sea deficiente. Es por ello que, es sumamente importante lograr una coherencia y confiabilidad en los datos que se utilizan en este tipo de aplicaciones.

AGRADECIMIENTOS

Las siguientes instituciones colaboraron con aportes y discusiones utilizadas para la realización del SIG:

- Sistema Federal de Emergencias, SIFEM.
- Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima, NASA (CNA y CNE).
- A los distintos municipios de la Provincia de Córdoba y Buenos Aires.
- A las Fuerzas de Seguridad (Prefectura Nacional, Armada Argentina, Gendarmería Nacional, Policía de la Provincia de Buenos Aires y Policía de la Provincia de Córdoba).
- Instituto Geográfico Militar, IGM.
- Laboratorio de Sistemas de Información Geográfica de la Universidad Nacional de General Sarmiento.
- Instituto Nacional de Tecnología Agropecuaria, INTA.
- Comisión Nacional de Actividades Espaciales, CONAE.
- Y a todos los actores intervinientes en los ejercicios de simulacro que periódicamente lleva a cabo la ARN.

REFERENCIAS

1. GS-R2 Preparación y Respuesta a Situaciones de Emergencia Nuclear o Radiológica - OIEA (2004).
2. “Instituto Geográfico Militar”, http://www.geoargentina.com.ar/geodesia.asp
3. “Environmental Systems Research Institute, Inc.”, http://www.esri.com

Eficiencia del sistema de detección de baja energía para la medición de ^{235}U en pulmón, de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Spinella, M.R.; Krimer, M.J.; Gregori, B.N. y Rojo, A.M.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Eficiencia del Sistema de Detección de Baja Energía para la Medición de ^{235}U en Pulmón de la Autoridad Regulatoria Nuclear

M. R. Spinella, M. Krimer, B.N. Gregori y A.M. Rojo
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Este trabajo presenta los resultados del proceso de calibración del sistema de detección de ^{235}U en pulmón de la Autoridad Regulatoria Nuclear. El fantoma empleado en la calibración es el denominado Lawrence Livermore Realistic Phamton, provisto de pulmones y nódulos activos y de 4 cubiertas toráxicas que simulan tejido muscular con espesores que varían entre 1.638 y 3.871 cm. Los espectros son adquiridos por cuatro detectores de LEGe denominados ACTII marca Canberra, cada uno con un área activa de 3800 mm2, un diámetro de 70 mm y un espesor de 20 mm, la señal es procesada por un multicanal SYSTEM100 y los espectros son analizados con el programa GENIE2K. Los detectores se encuentran suspendidos por estructuras móviles que permiten variar la posición con respecto a una camilla horizontal que define la geometría de medición. Todo el sistema está ubicado en el interior un recinto blindado de 200x150x200 cm3 de acero de 15 cm de espesor, interiormente recubierto con capas de 0.5 cm de plomo y 0.05 cm de cadmio. El peso total del recinto es de 40 Tn.
Para el sistema descrito se obtuvieron las curvas de eficiencia versus espesor de tejido muscular toráxico (ETM) correspondientes a las energías de 143.76, 163.358 y 185.72keV del radioisótopo ^{235}U. Se practicaron además desplazamientos de los detectores de aproximadamente 1 cm con respecto a la posición de referencia y se analizaron los correspondientes cambios de magnitud en las eficiencias. Las variaciones obtenidas oscilan, para desplazamientos verticales, entre un 5% y un 7.8% para el menor valor de ETM (1.638 cm) y entre el 4.2% al 6.7% para el ETM de 3.871cm. Mientras que para los desplazamientos laterales practicados, las variaciones van desde un 4% a un 15%. Se determinaron los límites de detección correspondientes a cada energía y espesor. Los resultados mostraron para el fotopico de 185.72 keV, el más relevante en las evaluaciones, que dicho límite oscila entre 3.7 y 6.4 Bq de ^{235}U dentro del rango de espesores considerados

1. INTRODUCCIÓN

La incorporación de radionucleídos puede ocurrir como consecuencia de la manipulación de material radiactivo. Después de la incorporación, teniendo en cuenta la vía de ingreso al organismo y el metabolismo asociado al compuesto químico en cuestión, este se distribuirá depositándose en distintos órganos o tejidos. Por ello, en ciertos casos, los programas de monitoraje de los trabajadores contemplan el monitoreo individual a través de mediciones “in

vivo". En el caso particular de los actínidos, dicha tarea implica la medición de la actividad retenida en órganos relevantes tales como pulmones o menos frecuentemente hígado y esqueleto. Debido a que la vía de incorporación más frecuente de estos materiales es inhalación y a que se trata de radionucleídos cuyos compuestos químicos presentan largos tiempos de residencia en pulmón, el conteo de la actividad en el tórax constituye una importante herramienta dosimétrica. Para realizar esta tarea, en el Laboratorio Contador de Todo el Cuerpo de la Autoridad Regulatoria Nuclear, se cuenta con un sistema de detección "in vivo" de fotones de baja energía. Como se sabe a estas energías varios parámetros pueden afectar la eficiencia de detección de la actividad depositada, entre los que pueden citarse la geometría de medición, blindaje del sistema, tipo de detectores y el espesor de pared tóraxica. Este último tiene un gran efecto pues a medida que aumenta no solo se produce una mayor atenuación de los fotones de menor energía sino que además la eficiencia se ve reducida como consecuencia de la mayor distancia pulmones-detectores. Por lo tanto, para obtener los factores de calibración, para este tipo de sistemas, se efectúan calibraciones denominadas tridimensionales que no solo son función de la energía sino también en función del espesor de tejido de la pared toráxica.

En este trabajo se presentará el desempeño del sistema medición del laboratorio aplicado a la medición de actividades de ^{235}U en pulmón, obtenido como consecuencia del proceso de calibración. Se describirá brevemente el sistema de detección y los materiales y métodos empleados para la misma. Por último se analizarán los valores obtenidos de eficiencia y límites de detección.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

La cámara de medición [1] consiste en un recinto blindado de 40 Tn de peso con paredes de acero de 15 cm de espesor recubiertas interiormente con capas de plomo y cadmio de 0.5 y 0.05 cm respectivamente. El recinto tiene un área interna de 200x150 cm^2 y una altura de 200 cm. El acceso a la cámara es a través de una puerta corrediza blindada manejada mediante un sistema neumático. El contador dispone de un circuito cerrado de televisión para monitorear su interior del recinto durante la medición y de un sistema de música y comunicación como elementos anticlaustrofobia El sistema de medición consta de cuatro detectores de LEGe modelo ACTII (GL3820RT/S) de Canberra acondicionados de a pares en dos crióstatos [2]. El área activa de cada detector es de 3800 mm2 con un diámetro de 70 mm y un espesor de 20 mm. Los detectores poseen ventanas de un compuesto de carbono de 0.6 mm y la distancia a las mismas es de 5 mm. Todo el sistema está suspendido por estructuras móviles que permiten variar su posición con respecto al torso del individuo a medir. Dentro del recinto se halla ubicada una camilla en posición fija predeterminada, lo cual provee una geometría de medición horizontal.

Como los fotones de baja energía son fácilmente atenuados en unos pocos centímetros del cuerpo, los detectores deben posicionarse cerca del sujeto a medir. Pero, la respuesta de éstos cuando están cerca del cuerpo es altamente dependiente de la distribución de la fuente y en consecuencia es habitualmente necesario utilizar fantomas que representen de modo realista la dicha disposición. Además la diferente atenuación provocada por los tejidos muscular, adiposo, pulmonar y óseo debe ser adecuadamente simulado y por lo tanto el fantoma debe ser antropomorficamente realista. Con dicho objetivo se empleó para calibrar el denominado Lawrence Livermore Realistic Phamton. El fantoma imita diferentes tejidos y ubicación de los

órganos en un torso humano para simular la interacción de fotones de baja energía con hueso, cartílago, músculo y tejido adiposo. En el Realistic Phantom, los órganos de interés son los pulmones, el hígado y los nódulos linfáticos, pudiendo estar radioactivos o inertes.

Los órganos internos removibles son de material muscular equivalente con excepción de los pulmones que fueron construidos empleando tejido pulmonar equivalente. Los órganos citados se acomodan en la cavidad interna de un tórax similar al de un hombre adulto promedio Este torso contiene un esqueleto óseo sintético moldeado dentro de un material equivalente a tejido blando y se cierra con una cubierta separada donde se encuentran fundidas las costillas y el esternón. Bloques de tejido blando equivalente son empleados para posicionar los órganos y para llenar espacios de aire significativos, proveyendo una continuidad de tejido a través de todo el fantoma. Cuenta además, con una serie de 4 cubiertas toráxicas que permiten representar un rango de espesores de pared toráxico entre 1.638 y 3.871 cm. Las mencionadas cubiertas corresponden a 100% tejido muscular equivalente. Sobre cada una de las placas hay impresos tres conjuntos de círculos concéntricos, dos de ellos ubicados sobre los pulmones y el tercero sobre el hígado útiles para posicionar los detectores en el momento de efectuar las mediciones de calibración.

En este trabajo se emplearon pulmones y nódulos linfáticos con uranio cuya composición se muestran en la tabla I. La calibración se realizó para el conjunto de los cuatro detectores antes descritos y la adquisición y análisis de espectros se efectuó con el código Genie2K [3].

Tabla I: Actividades de cada uno de los órganos del fantoma

Órgano	U234		U235		U236		U238	
	(μCi)	(Bq)	(μCi)	(Bq)	(μCi)	(Bq)	(μCi)	(Bq)
Pulmón derecho	1.51E+00	55759	5.42E-02	2007	6.80E-03	252	9.27E-04	34
Pulmón izquierdo	1.18E+00	43512	4.23E-02	1566	5.31E-03	196	7.38E-04	27
Nódulos linfáticos			5.81E-02	2149				

3. RESULTADOS Y DISCUSIONES

Para determinar las eficiencias del sistema, los espectros adquiridos durante una medición correspondiente a cada detector fueron sumados y analizados en conjunto. Se realizaron para cada espesor de tejido muscular (ETM) tres mediciones no consecutivas y se hallaron los factores de calibración para cada caso, tomándose como valor final el promedio de los mismos. La geometría adoptada para medir es horizontal. Como los detectores se hallan montados de a pares, el posicionamiento está limitado pues éstos no pueden desplazarse uno respecto del otro y seguir los contornos del fantoma manteniendo la misma distancia fantoma-detector. Esto provoca diferencias entre las distancias fantoma-detector inferior y superior, resultando el último el más alejado del torso. En este trabajo se presentarán los resultados obtenidos para una posición fija de 3 cm con respecto a los detectores inferiores. Y todas las distancias mencionadas de aquí en adelante están referidas a dichos detectores.

La tabla II muestra la eficiencia como función de la energía de los fotones y del espesor de pared toráxico

Tabla II: Eficiencia en función del espesor de la pared toráxico del fantoma compuesta de material equivalente a tejido muscular 100%

Energía (keV)	143,76		163,358		185,72	
ETM (cm)	Eficiencia (cps/Bq)	σ_{Ef} (cps/Bq)	Eficiencia (cps/Bq)	σ_{Ef} (cps/Bq)	Eficiencia (cps/Bq)	σ_{Ef} (cps/Bq)
1.638	7,20E-03	1,96E-05	6,72E-03	4,49E-05	6,16E-03	7,19E-06
2.351	5,61E-03	2,44E-05	5,31E-03	5,83E-05	4,86E-03	8,89E-06
2.958	4,81E-03	1,12E-05	4,56E-03	2,70E-05	4,20E-03	4,03E-06
3.295	4,49E-03	1,33E-05	4,28E-03	3,25E-05	3,92E-03	4,78E-06
3.871	3,89E-03	1,13E-05	3,71E-03	2,74E-05	3,42E-03	4,04E-06

Los valores σ_{Ef} de la tabla anterior sólo tienen en cuenta los errores asociados a la determinación del área de los fotopicos y resultaron menores al 4.5, 1.1 y 1.9 % para cada energía, respectivamente.

En la figura 1 se exhiben los datos experimentales para las tres energías y los ajustes teóricos obtenidos a partir de las mismas. Donde R2 es el coeficiente de correlación entre los valores reales y los que se obtienen de la línea de tendencia.

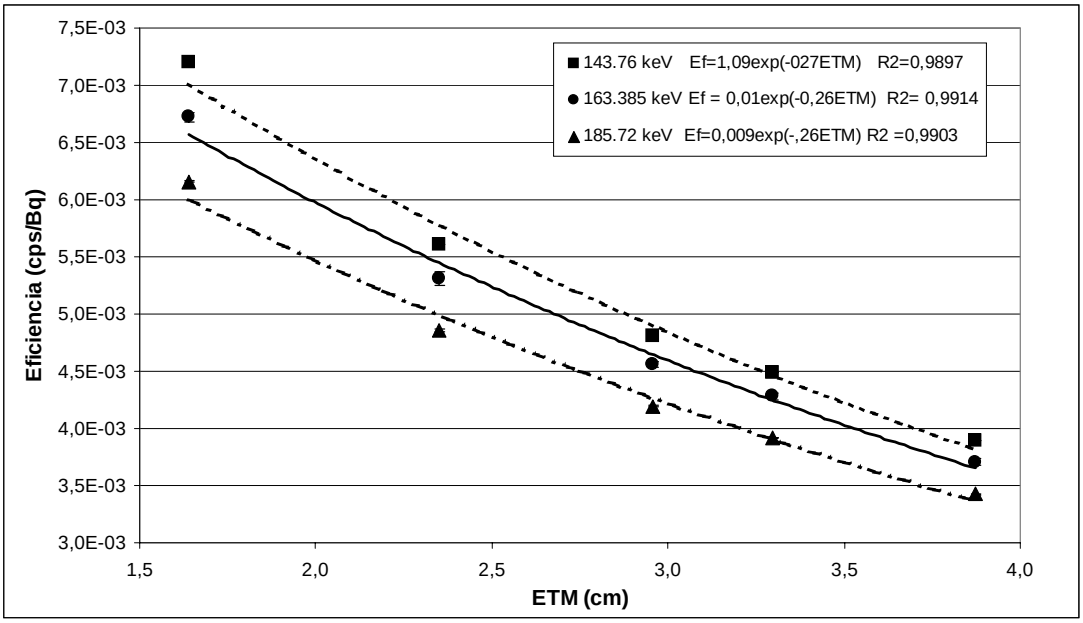


Figura 1: Eficiencias en función del espesor de tejido equivalente para energías características del ^{235}U.

Se efectuaron mediciones para desplazamiento vertical de los detectores con respecto a la posición de referencia elegida. Los desplazamientos ensayados fueron de 1 cm en cada sentido y los espectros se adquirieron para nódulos y pulmones activos por separado. Las Tablas III y IV muestran, para espesores de 1,638 y 3,871 cm, las eficiencias estimadas para el conjunto pulmones y nódulos activos y su diferencia con respecto a la eficiencia para la posición de referencia obtenida también a partir de los espectros correspondientes a nódulos y pulmones individuales.

Tabla III: Eficiencia para desplazamientos verticales correspondientes a un espesor de tejido equivalente de 1,638 cm

Energía Fotopico (keV)	Eficiencia (cps/Bq) para ETM = 1,638 cm			Diferencia con respecto al valor de referencia (%)	
	Valor de Referencia	Desplazamiento vertical		Desplazamiento vertical	
		+ 1 cm	- 1 cm	+ 1 cm	- 1 cm
143.76	7,02E-03	6,67E-03	7,57E-03	-4,99	7,83
163.358	6,60E-03	6,16E-03	7,06E-03	-6,67	6,97
185.72	6,03E-03	5,64E-03	6,47E-03	-6,47	7,30

Tabla IV: Eficiencia para desplazamientos verticales correspondientes a un espesor de tejido equivalente de 3,871 cm

Energía Fotopico (keV)	Eficiencia (cps/Bq) para ETM = 3,871 cm			Diferencia con respecto al valor de referencia (%)	
	Valor de Referencia	Desplazamiento vertical		Desplazamiento vertical	
		+ 1 cm	- 1 cm	+ 1 cm	- 1 cm
143.76	3,79E-03	3,51E-03	3,95E-03	-7,39	4,22
163.358	3,60E-03	3,32E-03	3,79E-03	-7,78	5,28
185.72	3,33E-03	3,09E-03	3,48E-03	-7,21	4,50

Puede notarse en las tablas anteriores que las diferencias oscilan entre un 5 y un 7.8% para el menor espesor y entre un 4.2 y un 7.8% para el mayor. Debe observarse también que la diferencia en eficiencias, cuando se desplazan los detectores en sentido de acercamiento hacia el pulmón, es menor para el espesor más grande debido a que en este caso el efecto más importante es la propia atenuación del tejido. Mientras que las eficiencias correspondientes a distancias más alejadas producen en ambos casos aproximadamente el mismo porcentaje de diferencia. Por lo tanto, podría deducirse que una extrapolación a distancia nula conducirá a una mayor variación en el nivel de detección en una persona delgada. El resultado de la extrapolación corroborado a través de la medición experimental presentó un aumento en la eficiencia de alrededor de un 28% para 1,638 cm de espesor (menor valor posible) que disminuirá con el incremento de la pared toráxico.

La Tabla V muestra las diferencia obtenidas directamente de los espectros con nódulos y pulmones activos simultáneamente correspondiente traslados horizontales de 1 cm en diferentes sentidos. Los cálculos se realizaron para el espesor menor pues de acuerdo al resultado anterior se presume conduciría a las mayores variaciones.

Tabla V: Eficiencia para desplazamientos horizontales de 1 cm correspondiente a 1,638 cm de espesor de pared toráxica

Energía Fotopico (keV)	Eficiencia (cps/Bq) para ETM = 1,638 cm				Diferencia con respecto al valor de referencia (%)		
	Valor de Referencia	Desplazamiento horizontal			Desplazamiento lateral		
		Superior	Inferior	Lateral	Superior	Inferior	Lateral
143,76	7,20E-03	6,84E-03	6,22E-03	6,59E-03	-4,99	-13,60	-8,58
163,358	6,72E-03	6,40E-03	5,83E-03	6,13E-03	-4,74	-13,27	-8,77
185,72	6,16E-03	5,90E-03	5,26E-03	5,62E-03	-4,19	-14,53	-8,78

De las tablas IV y V se deduce que el no poder reproducir exactamente la posición de referencia con respecto a los pulmones cuando se trata de un sujeto real introduciría sobrevaluaciones en la estimación de la actividad incorporada en el caso de acercamientos verticales y subvaluaciones en el resto de las situaciones, que para los casos aquí ensayados pueden llegar hasta un 15%. Además no deben olvidarse las variaciones que se originarían por las diferencias anatómicas entre la persona y el fantoma.

Para estimar los límites de detección se obtuvieron los fondos de la cámara con el fantoma Livermore con la colección de órganos inertes. Esto permitió, por un lado, posicionar los detectores y por otro, considerar que aún cuando el fantoma no contenga todos los elementos químicos presentes naturalmente en el cuerpo humano, el fondo se verá de todos modos incrementado debido a la interacción de la radiación ambiente con el fantoma. Se hallaron así, para la combinación de los cuatro detectores, los límites de detección correspondientes a 3600s de medición. La fórmula (1) utilizada está basada en el trabajo de Currie [4] con las modificaciones de Brodsky [5].

$$LD = \frac{4.65\sqrt{B}}{Ef\ T} + \frac{3}{Ef\ T} \qquad (1)$$

En la fórmula anterior B es el número de cuentas del fondo correspondiente a la zona de los fotopicos de interés, *Ef* es la eficiencia en cps Bq^{-1} correspondiente en cada caso y T es el tiempo de medición.

La tabla VI muestra los resultados promedios de los límites obtenidos correspondientes a una serie de tres mediciones no consecutivas en cada caso.

Tabla VI: Límite de detección en función del espesor de pared toráxica

Energía (keV)	143.76		163.358		185.72	
ETM (cm)	LD (Bq)	σ_{LD} (Bq)	LD (Bq)	σ_{LD} (Bq)	LD (Bq)	σ_{LD} (Bq)
1,638	3,06E+00	1,79E-01	2,98E+00	1,92E-01	3,68E+00	2,10E-01
2,351	4,05E+00	2,30E-01	3,98E+00	2,43E-01	4,67E+00	2,66E-01
2,958	4,66E+00	2,69E-01	4,44E+00	2,83E-01	5,46E+00	3,08E-01
3,295	4,96E+00	2,88E-01	4,69E+00	3,02E-01	5,75E+00	3,30E-01
3,871	5,56E+00	3,32E-01	5,30E+00	3,48E-01	6,39E+00	3,77E-01

Los valores σ_{LD} de la tabla anterior sólo tienen en cuenta los errores asociados a la determinación del área y corresponden a variaciones que oscilan entre un 5,65 y un 6,5% del valor límite.

La figura 2 presenta un ajuste teórico de los límites de detección obtenidos, donde R2 es el coeficiente de correlación entre los valores reales y los que se obtienen de la línea de tendencia.

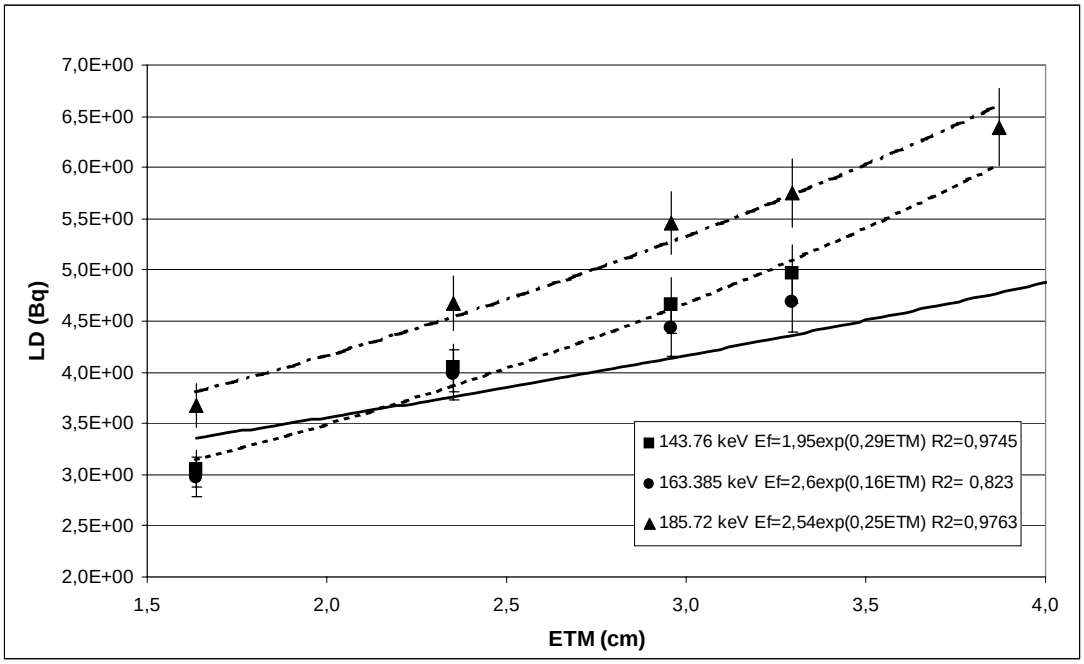


Figura 2: Límite de detección de la cámara en función del espesor de tejido equivalente para energías características del ^{235}U.

Se efectuaron mediciones de fondo con cuatro voluntarios cuyos espesores toráxicos estimados con la fórmula de Sumerling et al. [6] oscilan en los 3 cm. Estos espectros mostraron, para la zona de energía más representativa (185,72 keV) , un aumento del fondo y por lo tanto un incremento en el límite de detección asociado de 36% con respecto al obtenido para el sistema relativo a dicho espesor. Por supuesto estos valores no son extrapolables para otros individuos con distintas características anatómicas. Esto solo da una idea del aumento en el límite de detección que podría esperarse en una persona de características promedio.

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se presentaron los datos obtenidos de calibración de eficiencia versus espesor de tejido muscular para los principales fotopicos del radioisótopo ^{235}U y las curvas teóricas de ajuste válidas para un rango continuo de espesores entre los valores límites permitidos por el fantoma utilizado.

Los resultados mostraron, para las condiciones de medición elegidas, que la actividad mínima detectable de ^{235}U oscila entre 3.7 y 6.4 Bq para el fotopico de 185.72 keV, el más relevante en las evaluaciones. Sin embargo esta actividad se vería incrementada en un 36% en personas de características promedio y podría llegar a reducirse en un 28% para los más delgados modificando el posicionamiento del sistema.

Se evaluaron la diferencias surgidas en la dificultad de reproducir exactamente la posición detectores-pulmones del fantoma cuando se miden personas. Estas mostraron variaciones de hasta un 14,5% en la eficiencia para las más delgadas, las que conducirían, en la mayoría de las situaciones, a una subvaluación de la posible actividad incorporada. Las diferencias para espesores mayores resultan menores debido a la propia atenuación del individuo.

Debe tenerse en cuenta que las fuentes de errores en la evaluación de la incorporación provenientes de las mediciones "in vivo", están asociadas a varios factores (posicionamiento de los detectores, tamaño pulmonar, ETM, concentración de tejido graso y distribución de actividad en el órgano de interés), y que éstos tienen un aporte diferente si se trata de la medición de emisores de altas energía, como el ^{60}Co, o de emisores de baja energía tales como el uranio. En el primer caso el error total sería del orden del 20 % mientras que en el segundo puede llegar al 200 %. En particular, el ETM en el primer caso constituye el 2 % mientras que en el segundo llega al 20 % [7]. En el control rutinario, para la medición de uranio en pulmón, estos errores determinan un alto riego de no poder detectar actividades del orden de los niveles de referencia derivados recomendados.

AGRADECIMIENTOS

Los autores del presente trabajo queremos agradecer los múltiples y valiosos aportes brindados generosamente por Jorge Fernández y Hugo Ciallella durante el proceso de calibración. También deseamos reconocer al personal de la Autoridad Regulatoria Nuclear que voluntariamente donó su tiempo haciendo así posible la realización de algunas de las mediciones.

REFERENCIAS

1. "Index to data sheets". *Directory of Whole-Body Radioactivity Monitors. International Atomic Energy Agency.* IAEA, Vienna,. STI/PUB/**213,** (1970).
2. *Germanium Detectors. User´s Manual.* Canberra Industries, USA, (1998).
3. *Genie 2000-Spectroscopy System,* Canberra Industries, USA (1998).
4. Currie LA. "Limits for qualitative detection and quantitative determination: application to radiochemistry". *Anal Chem* **40** p.586-593 (1968).
5. Brosdsky A. "Accuracy and detection limits for bioassay measurements in radiation protection". *Report NUREG*-**1156** (1986)
6. Sumerling, T.J., Quante, S.P. "Measuremnts of thehuman Anterior Chest Wall by Ultrasound and Estimates of Chest Wall Thixkness for Use in Determinationoftransuranic Nuclides in the Lung ", *Rad. Prot. Dos*. Vol **3**, p.203-210 (1982)
7. Franck, D. ; Genicot, J.L.Pari, "Evaluation and Reduction of Systematic Errors in "in vivo" Monitoring" *Conference - OMINEX Training Course*, (2003).

Educación y entrenamiento en protección radiológica en el región. Argentina-OIEA, hacia un compromiso de largo plazo

Terrado, C.; Arbor González, A.; Bozzo, R.H.;
Larcher, A.M.; Menossi, C. y Sajaroff, P.M.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Educación y Entrenamiento en Protección Radiológica en la Región. Argentina - OIEA, hacia un Compromiso de Largo Plazo.

C. Terrado; A. Arbor González; R. Bozzo; A. Larcher; C. Menossi; P. Sajaroff

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

La República Argentina tiene extensos antecedentes en educación y entrenamiento en protección radiológica. Desde el principio de la actividad nuclear en el país se dio preponderancia a los aspectos relacionados con la protección radiológica y la capacitación del personal involucrado en el empleo de radiaciones ionizantes. En la actualidad estas actividades educativas superan ya los 50 años, habiéndose acumulado una rica e importante experiencia en la materia.

En el país los organismos que tienen asignada por ley la responsabilidad de la regulación y el control de las prácticas con radiaciones ionizantes son la Autoridad Regulatoria Nuclear y el Ministerio de Salud y Ambiente de la Nación. La primera tiene la misión de proteger a las personas de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes derivadas de actividades nucleares, el segundo se ocupa del control de los equipos destinados específicamente a generar rayos x.

Esto incluye la responsabilidad de elaborar, emitir y hacer cumplir las reglamentaciones, normas y demás requerimientos correspondientes, en particular – en el marco del presente trabajo - en lo referente a establecer exigencias y promover actividades de educación y entrenamiento en protección radiológica.

El uso seguro de los beneficios que brinda el desarrollo nuclear en sus diversas aplicaciones implica volcar recursos, experiencia y dedicación para la capacitación del personal. En ese sentido la Argentina se ha comprometido recientemente a emprender las acciones necesarias para constituir un Centro Regional de Educación y Entrenamiento para Latinoamérica y el Caribe, aprovechando la importante experiencia obtenida en más de 25 años de impartir cursos de postgrado en protección radiológica y seguridad nuclear con carácter interregional y regional.

Con esa finalidad se ha iniciado un proceso de auto evaluación (*self appraisal*), siguiendo los lineamientos establecidos por el Organismo Internacional de Energía Atómica en el documento *"Education and Training Appraisal in Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources"* (EduTa). Este proceso incluye la invitación a una misión internacional a visitar el país para observar la organización y capacidades de entrenamiento en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación, y la posterior firma de un acuerdo de largo plazo a fin de asegurar la continuidad de las políticas en la materia.

Finalizar con éxito este significativo esfuerzo permitirá aprovechar eficientemente los recursos para difundir en forma sistemática los últimos conocimientos y experiencia de protección radiológica en español a toda la región de Latinoamérica y el Caribe.

1. INTRODUCCIÓN

1.1. Antecedentes Históricos

La actividad nuclear se inicia en el país en el año 1950 y su organismo rector ha sido la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), creada por Decreto 10.936/50 del Poder Ejecutivo Nacional el 31 de mayo de 1950.

La estructura legal de la CNEA fue definida por el Decreto-Ley Nº 22 498/56 de 1956 que establecía en su artículo 2º la competencia del nuevo organismo en *"la fiscalización de las aplicaciones científicas e industriales de las transmutaciones y reacciones nucleares en cuanto fuere necesario por razones de utilidad pública o para prevenir los perjuicios que pudieran causar"*.

Dicha competencia quedó plasmada en el "Reglamento para el Uso de los Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes", aprobado por el Directorio de la CNEA y puesto en vigencia el 24 de enero de 1958 por el Decreto 842/58 del Poder Ejecutivo Nacional.

En su artículo 19 dicho decreto establecía que toda persona interesada en el uso de radioisótopos debía:

- *Haber adquirido, en un centro especializado del país o del extranjero, los conocimientos y experiencia debidamente documentados que lo capaciten para el uso de los radioisótopos que desee aplicar, con una dedicación no menor de un año, o en su defecto:*
  - *a) Haber asistido en el país o en el extranjero a un curso teórico-práctico sobre uso de radioisótopos que sea suficiente para capacitarlo en el empleo específico de los radioisótopos de que se trata, y haber aprobado los exámenes correspondientes. Dicho curso deberá contener los conocimientos directamente vinculados con física de las radiaciones, radiactividad, radioquímica, instrumental de mediciones, física radiológica sanitaria y protección. Su duración no será inferior a 50 horas-clase teóricas y prácticas;*
  - *b) Haber realizado práctica profesional en un centro autorizado para el uso de los radioisótopos que el solicitante desee aplicar, de acuerdo a normas que para cada utilización fijará la Comisión Nacional de Energía Atómica.*

Es decir que 5 meses antes que el *United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation* (UNSCEAR, en inglés) aprobara su primer informe (13 de junio de 1958), casi un año antes de la Publicación 1 de la *International Commission on Radiological Protection* (ICRP, en inglés) (fines de 1958) y cuando el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) recién comenzaba a organizarse (el OIEA celebró su primera Asamblea preparatoria en 1957), la Argentina contaba ya con un Reglamento emanado de una autoridad competente que contemplaba de manera taxativa las necesidades de capacitación en protección radiológica.
Había sin embargo un elemento significativo faltante en el esquema de control de las exposiciones médicas en el país, puesto que las restricciones implícitas en las atribuciones de la CNEA habían dejado fuera de su esfera de acción a los equipos destinados a generar específicamente rayos x. Esto llevó a un grupo de funcionarios de la propia CNEA a promover una ley especialmente dirigida al control del uso de dichas fuentes de radiación dentro de la

jurisdicción del Ministerio de Salud Pública del gobierno nacional y de los Ministerios o Secretarías de Salud de las provincias.

Esta iniciativa dio lugar a la promulgación de la Ley Nº 17 557/67, conocida como Ley de Rayos X, a partir de la cual y en fecha temprana (10 años antes de la Publicación 26 de la ICRP), quedaba establecido en la Argentina el esquema regulatorio complementario en el ámbito de las aplicaciones de las radiaciones ionizantes que se mantiene vigente hasta hoy.

En la década del 90 se produce otro hecho importante encaminado a robustecer el esquema de control sobre los usos de las radiaciones ionizantes en el país:

En 1994 el decreto presidencial 1540/94 divide la CNEA y separa de ella el organismo de control que en una primera etapa toma el nombre de Ente Nacional Regulador Nuclear y finalmente en 1997, con la sanción de la Ley 24.804/97 denominada Ley Nacional de la Actividad Nuclear y su Decreto Reglamentario (1390/98 del 13/11/1998), pasa a llamarse Autoridad Regulatoria Nuclear. (ARN). Aunque la ARN como tal es un organismo joven, su grado de desarrollo institucional (sustentado en los casi 50 años de experiencia de la CNEA y de su rama reguladora desde 1958 hasta 1994) la sitúa próxima a lo que es una fase III (nivel máximo de desarrollo), según los estándares del OIEA.

1.2. Organización Legal Argentina

En la actualidad en la República Argentina, la ARN tiene como misión proteger a las personas de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes derivadas de actividades nucleares (inter alia establecida, tal como se mencionó, por la Ley Nacional de la Actividad Nuclear Nº 24.804/97), en tanto que el Ministerio de Salud y Ambiente de la Nación (MSA) tiene entre sus funciones la protección radiosanitaria de la población a través del control de los equipos generadores de rayos x (mediante la ya citada Ley de Rayos X Nº 17.557/67)

Ambas instituciones se complementan en el desempeño de funciones regulatorias en el campo del uso de radiaciones ionizantes. La ARN las ejerce a nivel nacional y en el caso del MSA su competencia tiene carácter federal.

En el ámbito del MSA, los requisitos para la autorización de personas para el uso de equipos destinados a generar específicamente rayos x están plasmados en la Ley de Rayos X, en su Decreto Reglamentario 6320/68 y en el decreto modificatorio del anterior que lleva el número 1.648/70. Dichos instrumentos legales datan de la década del 60.

Los cursos específicos de protección radiológica exigidos por dicha legislación a los permisionarios son dictados en su totalidad por personal del Ministerio de Salud nacional y por las autoridades radiosanitarias de las provincias, por mandato de la Ley de Rayos X.

En el ámbito de la ARN, el proceso de autorización de las personas para el uso de radiaciones ionizantes en distintas actividades tiene mayor complejidad y se vincula directamente al sistema de categorización de instalaciones en función de los riesgos asociados, definido en la Norma Básica de Seguridad Radiológica (AR 10.1.1) dictada por la ARN.

Este sistema divide a las instalaciones en tres clases, que en orden decreciente de riesgo son:

Instalación Clase I: *Instalación o práctica que requiere un proceso de licenciamiento de más de una etapa.*
Instalación Clase II: *Instalación o práctica que sólo requiere licencia de operación.*
Instalación Clase III: *Instalación o práctica que sólo requiere registro.*

Las INSTALACIONES CLASE I, llamadas también Instalaciones Relevantes, comprenden las siguientes subclases:

1. Reactores Nucleares de Potencia
2. Reactores Nucleares de Producción e Investigación.
3. Conjuntos Críticos.
4. Instalaciones nucleares con potencial de criticidad.
5. Aceleradores de Partículas con E > 1 MeV (excepto los aceleradores de uso médico).
6. Plantas de Irradiación fijas o móviles.
7. Plantas de producción de fuentes radiactivas abiertas o selladas.
8. Gestionadora de Residuos Radiactivos.
9. Instalaciones Minero Fabriles que incluyen el sitio de disposición final de los residuos radiactivos generados en su operación.

Las INSTALACIONES CLASE II comprenden las siguientes subclases:

1. Aceleradores de Partículas con E ≤ 1MeV y aceleradores lineales de uso médico.
2. Instalaciones de Telecobaltoterapia.
3. Instalaciones de Braquiterapia.
4. Instalaciones de Medicina Nuclear.
5. Irradiadores Auto blindados.
6. Gammagrafía Industrial.
7. Instalaciones Minero Fabriles que no incluyen el sitio de disposición final de los residuos radiactivos generados en su operación.
8. Instalaciones nucleares sin potencial de criticidad.
9. Medidores Industriales.
10. Investigación y Desarrollo en áreas físico-químicas y biomédicas.
11. Importación, Exportación y Depósito de material radiactivo.
12. Fraccionamiento y Venta de material radiactivo.

Las INSTALACIONES CLASE III comprenden las siguientes subclases:

1. Diagnóstico in Vitro para seres humanos.
2. Uso de fuentes abiertas de muy baja actividad en investigación o en otras aplicaciones.
3. Uso de fuentes selladas de muy baja actividad en investigación, en docencia o en otro tipo de aplicaciones.

2. EDUCACIÓN Y ENTRENAMIENTO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

2.1 Actividades desarrolladas en el país

En la República Argentina existe en los hechos un programa nacional de capacitación y entrenamiento en protección radiológica y seguridad. El mismo se estructura a través de un conjunto de cursos y carreras que brindan la formación teórica correspondiente, y una vasta red de centros e instituciones en los que se lleva a cabo el entrenamiento en el trabajo. Todo este sistema está liderado por la ARN y el MSA.

Si bien ambas instituciones, como autoridades de regulación y control, abordan individualmente los temas específicos que son de su competencia, entre los cuales se encuentran la capacitación y el entrenamiento de recursos humanos, existen mecanismos de coordinación y trabajo conjunto en aquellos temas que así lo requieran.

El MSA se ocupa de establecer los estándares para la formación de recursos humanos en el uso de rayos x en todas sus aplicaciones. La ARN cubre los aspectos de formación teórica y entrenamiento en las prácticas vinculadas al uso de radiaciones ionizantes de origen nuclear.

Los requisitos mínimos de formación teórica y entrenamiento en el trabajo que se deben cumplir para llevar a cabo de manera segura distintas prácticas en las que se utilizan radiaciones ionizantes se detallan en las leyes, decretos y normas correspondientes.

No obstante, para una mejor comprensión, se resume el esquema de capacitación y entrenamiento exigido por la ARN para el personal que se desempeña en instalaciones clase I, II y III (norma AR 10.1.1).

En la capacitación de recursos humanos, la ARN distingue como mínimo tres niveles de formación además de períodos de actualización y/o reentrenamiento:

- **Formación básica:** Corresponde a la formación académica requerida como requisito mínimo para el puesto.
- **Formación Específica:** Es la obtenida mediante la aprobación de los cursos o carreras de especialización requeridas para la práctica correspondiente.
- **Entrenamiento en el trabajo:** Consiste en la realización de un período mínimo de entrenamiento en la actividad (*on the job training*), bajo la supervisión de un entrenador experto (preceptor).

2.1.1 Capacitación de personal de instalaciones Clase I (normas AR 0.11.1 y AR 0.11.3 de la ARN).

a) Para obtener una **Licencia Individual,** el postulante debe poseer una **Formación Básica**, realizar una **Capacłación Complementaria** y acreditar una **Formación Especializada**.

La **Formación Básica** comprende los estudios universitarios o técnicos acordes con el nivel requerido para desempeñar una función genérica[1]. La **Capacitación Complementaria** contempla una capacitación teórico-práctica complementaria de la formación básica, de carácter

1 Tipo de función que se realiza en una instalación clase I para la que se requiere licencia individual.

introductorio a la formación especializada. Estos dos niveles de capacitación deben estar certificados por organismos educativos competentes reconocidos por la ARN.

La **Formación Especializada** tiene en cuenta los estudios especializados acordes con el nivel requerido para una función genérica. Esta formación especializada debe ajustarse a los programas correspondientes, oportunamente presentados por la Entidad Responsable (o Titular de Licencia) a la ARN y debe acreditarse mediante la aprobación de un examen ante ésta.

b) Para obtener una **Autorización Específica,** el postulante debe poseer **Licencia Individual** apropiada para la función genérica en el tipo de instalación clase I de que se trate, haber acreditado y realizado respectivamente la **Capacitación Específica** y el **Entrenamiento en el Trabajo** adecuados para desempeñar la función especificada, y poseer certificado de **Aptitud Psicofísica** correspondiente a la función especificada.

La **Capacitación Específica** tiene en cuenta los conocimientos y experiencia necesarios para el desempeño adecuado de una función especificada en una instalación clase I determinada. Esta capacitación debe ajustarse a los programas correspondientes oportunamente presentados por la Entidad Responsable (o el Titular de Licencia) a la ARN y debe acreditarse mediante la aprobación de un examen ante ésta.

El **Entrenamiento en el Trabajo** consiste en el desempeño transitorio en la función especificada para la cual se solicita autorización específica, bajo la supervisión y responsabilidad de personal autorizado. Este desempeño transitorio podrá llevarse a cabo en la misma instalación clase I donde luego se ejercerá permanentemente la función especificada, o en otra instalación similar. Asimismo, una vez finalizado dicho entrenamiento, debe ser certificado por el personal calificado bajo cuya supervisión se haya efectuado y debe ser refrendado por la Entidad Responsable (Titular de Licencia) de la instalación donde se realizó dicho entrenamiento.

La **Aptitud Psicofísica** es la compatibilidad entre el conjunto de cualidades y condiciones psicofísicas del postulante, evaluada por un médico laboral reconocido por la ARN, y el profesiograma psicofísico[2] de una función especificada.

La **Licencia Individual** tiene carácter **permanente** mientras que la **Autorización Específica** tiene un **plazo de vencimiento** generalmente acotado por la vigencia de la aptitud psicofísica, pudiendo ser renovada si se cumplen los requerimientos aplicables.

c) Para **renovar** una **Autorización Específica,** el postulante debe haber **desempeñado efectivamente la función** durante el período de validez de la Autorización Específica, haber cumplido y aprobado el **Reentrenamiento Anual** correspondiente, y poseer certificado de **Aptitud Psicofísica** correspondiente a la función especificada.

El **Reentrenamiento Anual** consiste en la realización periódica de cursos y prácticas por parte del personal que desempeña funciones especificadas en una instalación clase I determinada, con el objeto de mantener actualizados sus conocimientos y aptitudes para el eficaz desempeño de sus funciones, principalmente ante situaciones no rutinarias incluyendo accidentes postulados.

[2] Conjunto de cualidades y condiciones psicofísicas mínimas necesarias para desempeñar, en forma adecuada, una función especificada

2.1.2 Capacitación de personal de instalaciones Clase II y III.

2.1.2.1 Formación correspondiente a médicos y especialistas físicos (normas AR 8.11.1, AR 8.11.1 y AR 8.11.3 de la ARN).

En este caso la formación básica y especializada recae principalmente en instituciones académicas y en centros médicos especializados en los cuales los profesionales realizan su práctica clínica. La certificación de dicha formación reside mayormente en sociedades profesionales.

La ARN exige además, como formación teórica para la obtención de permisos, la aprobación de cursos específicos (ver Tablas I y II) que garanticen como mínimo ciertos contenidos y carga horaria referidos a temas de protección radiológica y seguridad. También exige la realización de entrenamientos clínicos específicos bajo la tutela de un preceptor o entrenador, cuyos programas deben ser autorizados por la ARN.

2.1.2.2 Formación de técnicos en el área médica (normas AR 8.2.4 y AR 8.11.3 de la ARN).

La formación básica la desarrolla y cumplen instituciones académicas, mientras que la ARN interviene en la elaboración del temario de contenidos mínimos de protección radiológica y seguridad de los cursos de formación especializada.

Se contemplan también períodos de entrenamiento en el trabajo supervisados por preceptores o entrenadores siguiendo programas de entrenamiento, e incluso reentrenamiento, aceptados por la ARN.

2.1.2.3 Formación de operadores en el área industrial y en prácticas menores (de bajo riesgo radiológico) (Normas AR 7.11.1 y AR 7.11.2, y Guía GR 5 de la ARN).

Para el caso de la gammagrafía industrial, el esquema es similar al planteado en 2.1.2.2, es decir incluye formación específica y entrenamiento supervisado. Los temarios de formación específica constan en la citada norma AR 7.11.1. En prácticas sindicadas como menores o de bajo riesgo radiológico, tal como el uso de medidores industriales o correspondientes a instalaciones Clase III, no se requiere un período de práctica bajo supervisión sino que la formación específica se adquiere mediante cursos teórico-prácticos con contenidos mínimos definidos por la ARN.

La ARN, además de participar activamente en el dictado de cursos específicos, permite y alienta la posibilidad de que los cursos o carreras exigidas para la formación mínima de futuros permisionarios sean dictadas por sociedades profesionales o científicas, o instituciones académicas según los casos.

Ha sido política permanente de la ARN tomar el liderazgo en la organización, dictado y evaluación de aquellos cursos destinados a capacitar y entrenar formadores para lograr un efecto multiplicador del esfuerzo de capacitación.

Las Tablas I y II muestran los cursos que la ARN y el MSA dictan y aquellos que han sido reconocidos por la ARN, respectivamente, para la formación de recursos humanos para la utilización de radiaciones ionizantes en distintas prácticas.

Tabla I. Cursos que dictan la Autoridad Regulatoria Nuclear y el Ministerio de Salud y Ambiente de la Nación

CURSO	DIRIGIDO A	CANTIDAD DE PARTICIPANTES AÑO 2005
Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación	Oficiales de radioprotección de instalaciones radiactivas y nucleares (Operadores); Reguladores	22
Postgrado en Seguridad Nuclear	Oficiales de radioprotección de instalaciones radiactivas y nucleares (Operadores); Reguladores	12
Protección Radiológica - Nivel Técnico	Oficiales de radioprotección de instalaciones radiactivas y nucleares (Operadores)	27
Regional de Capacitación sobre Protección Física de Instalaciones y Materiales Nucleares	Operadores de instalaciones nucleares	24
Regional de Capacitación sobre Transporte Seguro de Material Radiactivo	Organismos Nacionales de Regulación y Operadores	30(2000)
Regional de Capacitación en Procedimientos para Respuesta Médica Durante Emergencias Radiológicas	Médicos y oficiales de radioprotección de la región	25(2003)
Efectos Biológicos de la Radiación y Respuesta Médica Durante Emergencias	Personal de la Central Nuclear Atucha I	30
Regional sobre Prevención del Tráfico Ilícito de Materiales Nucleares y Radiactivos	Fuerzas de Seguridad; Funcionarios de Inteligencia; Agentes de Aduana; Administración Federal de Ingresos Públicos; Control Fiscal y Aduanero; Comercio Exterior (Carrera de Grado)	1500 (2001 a 2004)
Radiofísica Sanitaria (Protección radiológica en prácticas con rayos x)	Médicos (cirujanos; hematólogos; odontólogos); Ingenieros; Técnicos; Personal de Aduana y Fuerzas de Seguridad	550

CURSO	DIRIGIDO A	CANTIDAD DE PARTICIPANTES AÑO 2005
Radiofísica (Protección radiológica en prácticas con rayos x)	Médicos (radiólogos; odontólogos); Veterinarios; Ingenieros; Físicos; Técnicos operadores y de mantenimiento; y Fuerzas de Seguridad	525
Radiofísica (Protección radiológica en prácticas con rayos x)	Personal de Aduana y Fuerzas de Seguridad	170

Tabla II. Cursos y carreras reconocidos por la ARN para el uso de radioisótopos y radiaciones ionizantes en distintas prácticas

PARA ACREDITAR	CURSOS/CARRERAS	INSTITUCIÓN QUE LOS DICTA	CANTIDAD DE PARTICIPANTES AÑO 2005
Capacitación teórica y práctica clínica activa para usos médicos en Medicina Nuclear	"Carrera de Médico Especialista en Medicina Nuclear"	Universidad de Buenos Aires - Facultad de Medicina y Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA)	3
Capacitación teórica para usos médicos en Medicina Nuclear	"Metodología y Aplicación de Radionucleidos"	Instituto de Estudios Nucleares (IDEN) - CNEA	26
Capacitación teórica para Técnicos en Medicina Nuclear	"Técnicos en Medicina Nuclear"	IDEN - CNEA	13
Capacitación teórica para Técnicos en Medicina Nuclear	"Formación de Técnicos en Medicina Nuclear"	Hospital Juan A. Fernández - Unidad de Medicina Nuclear	12
Capacitación teórico-práctica para Técnicos en Medicina Nuclear	"Tecnicatura Universitaria en Diagnóstico por Imágenes"	Universidad Nacional de San Martín (UNSAM)	13
Capacitación teórica para usos médicos en Radioterapia	"Dosimetría en Radioterapia"	IDEN - CNEA	22
Capacitación teórica para Especialistas en Física de la Radioterapia	"Física de la Radioterapia"	IDEN - CNEA	6

PARA ACREDITAR	CURSOS/CARRERAS	INSTITUCIÓN QUE LOS DICTA	CANTIDAD DE PARTICIPANTES AÑO 2005
Capacitación teórica para Especialistas en Física de la Radioterapia	"Licenciatura en Física Médica"	UNSAM	2
Capacitación teórica para Especialistas en Física de la Radioterapia	"Ingeniería en Física Médica"	Universidad Favaloro	14
Capacitación teórica para Especialistas en Física de la Radioterapia	"Maestría en Física Médica"	Instituto Balseiro - Fundación Escuela de Medicina Nuclear de Mendoza (FUESMEN)	7
Capacitación teórica para Investigación y Docencia	"Radioquímica y Química Nuclear"	INGEIS - CONICET	3
Capacitación teórico-práctica para medidores industriales	"Seguridad Radiológica de Fuentes Selladas de Radiaciones Ionizantes de Uso Industrial"	Universidad Nacional del Sur - Laboratorio de Radioisótopos	2
Capacitación teórico-práctica para Medidores Industriales	"Uso de Medidores Industriales"	Sociedad Argentina de Radioprotección (SAR)	74
Capacitación teórica para permisos de Gammagrafía Industrial	"Permisos para Gammagrafía Industrial"	Centro Argentino de Ensayos no Destructivos de Materiales (CAEND)	47
Capacitación teórica para la renovación de permisos de Gammagrafía Industrial	"Actualización para renovación de permisos"	CAEND	63
Capacitación teórica para la renovación de permisos de Gammagrafía Industrial	"Actualización para Operadores de Equipos de Gammagrafía Industrial"	Universidad Tecnológica Nacional (Regional Mendoza) - Instituto Tecnológico Regional de Ensayos	8(2002)

PARA ACREDITAR	CURSOS/CARRERAS	INSTITUCIÓN QUE LOS DICTA	CANTIDAD DE PARTICIPANTES AÑO 2005
Capacitación teórica para la renovación de permisos de Gammagrafía Industrial	"Actualización para Operadores de Equipos de Gammagrafía Industrial"	SAR	-
Capacitación teórico-práctica para Radioinmunoanálisis	"Metodología de Radioisótopos"	Universidad de Buenos Aires - Facultad de Farmacia y Bioquímica	16
Capacitación teórico-práctica para Radioinmunoanálisis	"Radioinmunoanálisis y otras Técnicas Inmunoanalíticas"	Instituto de Biología y Medicina Experimental (IBYME) - CONICET	13 (2004)
Capacitación teórico-práctica para perfilaje de pozos petrolíferos	"Seguridad Radiológica Orientada a la Aplicación de Radioisótopos en la Industria del Petróleo"	NOLDOR S.R.L.	-
Capacitación teórico-práctica para radiotrazadores en aplicaciones petroleras y perfilaje de pozos petrolíferos	"Uso de Radiotrazadores en Aplicaciones Petroleras" o "para Perfilaje de Pozos Petrolíferos"	SAR	8
Capacitación teórico-práctica para la solicitud de licencias. (reconocimiento en trámite)	“Bases de Protección Radiológica”	ComisiónNacional de Energía Atómica (CNEA), Centro Atómico Bariloche	15
Capacitación teórico-práctica para usos múltiples de fuentes de baja actividad	"Importación, Exportación y Venta de Material Radiactivo", "Cromatografía Gaseosa" u otros propósitos para el uso de fuentes selladas de baja actividad para la calibración de equipos	SAR	112

Así como el programa nacional reseñado contempla estándares mínimos de capacitación y entrenamiento para cada práctica, incluye también los mecanismos para la verificación de su cumplimiento.

En el caso del MSA el cumplimiento de los estándares de capacitación queda garantizado por el hecho de ser el propio Ministerio el encargado de dictar los cursos específicos y llevar a cabo las correspondientes evaluaciones, y por las políticas de calidad propias de la Institución.

La ARN dispone de mecanismos de acreditación (reconocimiento) y auditoria (verificación) de cursos o carreras y centros de entrenamiento, a fin de certificar que los mismos cumplen con las exigencias de la normativa vigente y el estado del arte del conocimiento en la materia.

Para completar el panorama general del programa nacional de capacitación y entrenamiento en protección radiológica y seguridad, se presentan ejemplos de algunos cursos y carreras, listados en la Tabla III, en los cuales la protección radiológica y seguridad están incluidas en la currícula sin ser necesariamente una exigencia de la ARN.

Tabla III. Carreras y cursos que contienen protección radiológica y seguridad en la currícula

CARRERAS/CURSOS	INSTITUCIÓN QUE LOS DICTA
Ingeniería Nuclear	Instituto Balseiro Universidad Nacional de Cuyo
Especialización en Aplicaciones Tecnológicas de la Energía Nuclear	Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) Universidad Nacional de Cuyo (Instituto Balseiro) Universidad de Buenos Aires (Facultad de Ingeniería)
Maestría en Reactores Nucleares	CNEA - IDEN - Unidad de Actividad Reactores y Centrales Nucleares (UARCN) Universidad Tecnológica Nacional
Maestría en Radioquímica	Facultad de Ciencias Exactas y Naturales de la Universidad de Buenos Aires
Medicina	Facultad de Medicina de la Universidad de Mendoza
Licenciatura en Producción de Bioimágenes	Facultad de Ingeniería de la Universidad de la Marina Mercante
Especialista en Ingeniería Clínica	Universidad Favaloro Universidad Tecnológica Nacional - San Nicolás
Curso de Especialización en Técnicas Nucleares	Comisión Nacional de Energía Atómica Centro Atómico Bariloche

2.2 Proceso de Auto Evaluación de la Educación y Entrenamiento en Protección Radiológica y Seguridad en Argentina

2.2.1. Lineamientos del Documento EduTA del OIEA

Argentina ha iniciado un proceso de auto evaluación (*self appraisal*) de su infraestructura en materia de educación y entrenamiento a nivel nacional, siguiendo los lineamientos establecidos por el Organismo Internacional de Energía Atómica en un documento que se encuentra en etapa de borrador avanzado denominado "Education and Training Appraisal in Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources" (EduTa). El proceso emprendido incluye la invitación a una misión internacional a visitar el país para observar la organización y capacidades de entrenamiento en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación.

El documento EduTA proporciona los lineamientos para la evaluación. Cubre todas las instituciones, organizaciones, instalaciones, facilidades, equipos, personal y documentación que estén total o parcialmente relacionados con la educación y entrenamiento en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación.

El mencionado documento tiene por finalidad proporcionar la metodología para:

- Llevar adelante una evaluación detallada del estado de la educación y entrenamiento que se brinda en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación, incluyendo la identificación de las necesidades futuras.
- Identificar las áreas en educación y entrenamiento en las cuales debería incrementarse la actividad para i) cubrir las necesidades nacionales de educación y entrenamiento; ii) cumplir con estándares internacionales de seguridad; iii) alcanzar las mejores prácticas.
- Hacer recomendaciones referidas a acciones a ejecutar para cumplir con los requerimientos de educación y entrenamiento establecidos en la Guía de Seguridad "*Building competence in radiation Protection and the safe use of radiation sources"* y el Informe de Seguridad "*Training in radiation Protection and the safe use of radiation sources"* y priorizar su implementación.

La evaluación indicada en el documento es aplicable, entre otros, a los Estados Miembros que poseen el potencial de impartir cursos regionales de entrenamiento y/o cursos de postgrado auspiciados por el OIEA.

Para esos países que ofrecen cursos, este documento proporciona una metodología para la evaluación de los Cursos de Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación (PGEC) y del curso para Oficiales de Radioprotección (RPO).

El EduTA está diseñado para ser aplicado en dos formas:
- Evaluación por un equipo experto de la OIEA, o
- Auto-evaluación a cargo del Estado Miembro.

El proceso indicado en el EduTA, ya sea de evaluación o de auto-evaluación, consta de dos etapas principales:
- El *pre-appraisal*

- El *appraisal*

Argentina eligió llevar adelante un proceso de auto-evaluación encarado por el propio país, cuyos resultados luego son puestos a consideración de una misión de expertos internacionales coordinada por el OIEA.

2.2.2. Resultados del proceso de auto-evaluación

La primer etapa principal, denominada *pre-appraisal* (pre-evaluación), tuvo lugar durante los últimos meses del año 2005, fue llevada a cabo por un equipo de profesionales de la Autoridad Regulatoria Nuclear y del Ministerio de Salud y Ambiente de la Nación.

El trabajo demandó efectuar un relevamiento de las actividades directa o indirectamente relacionadas con la capacitación en protección radiológica en todo el país.

En noviembre de 2005 se expusieron resultados y conclusiones obtenidos ante una misión del OIEA y en febrero de 2006 se finalizó con éxito esa etapa.

Los resultados finales del *pre-appraisal* se encuentran en el documento editado por la ARN *"Education and Training in Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources. Pre-Appraisal Information" Nuclear Regulatory Authority, March 2006*.

La segunda etapa, denominada *appraisal* (evaluación), se llevó a cabo desde la finalización de la anterior hasta mediados de 2006. La misma fue desarrollada por los mismos equipos de profesionales que trabajaron anteriormente. Sobre la base de los resultados obtenidos para la pre-evaluación se profundizaron algunos temas específicos y se agregaron otros.

Los temas principales abordados fueron:

- Evaluación de la infraestructura regulatoria para educación y entrenamiento
- Evaluación de la estrategia nacional para establecer competencias en educación y entrenamiento
- La evaluación de las necesidades nacionales en educación y entrenamiento
- Evaluación de la infraestructura de educación y entrenamiento
- Evaluación de los cursos de postgrado organizados con el auspicio del OIEA
- Evaluación del curso de entrenamiento para oficiales de radio protección.

En mayo de 2006 se finalizó con el *appraisal*. Como resultado del mencionado proceso de evaluación se observó que Argentina cumple prácticamente con la totalidad de los requisitos fijados en el documento EduTA por el OIEA.

Los resultados y conclusiones obtenidas, que también incluyeron las opiniones del grupo de trabajo sobre el documento empleado para realizar la evaluación, serán presentados ante una misión de expertos de distintos países coordinada por el OIEA que visitará Argentina.

Con la aprobación de los resultados del proceso de evaluación (*appraisal*) el país podrá ser oficialmente reconocido por el OIEA como Centro Regional de Entrenamiento en Protección Radiológica para América Latina y el Caribe.

3. COMPROMISO DE LARGO PLAZO ARGENTINA – OIEA

Durante el año 2006 está previsto firmar un compromiso de largo plazo entre Argentina y el OIEA. Esto forma parte del plan estratégico fijado por el Organismo para el período 2001-2010 según las resoluciones de la Conferencia General GC(44)/RES/13 de 2000, GC(45)/RES/10C de 2001 y GC(49)/RES/43, que incluyen el establecimiento de acuerdos de este tipo entre el OIEA y los Centros Regionales de Entrenamiento.

Los acuerdos de largo plazo tendrán una duración a convenir entre el OIEA y los países sede de los Centros Regionales de Entrenamiento, el objetivo es contar con previsiones de mediano y largo plazo que den continuidad a las políticas a desarrollar en educación y entrenamiento en las distintas regiones.

Los acuerdos implican un compromiso de ambas partes con el desarrollo de las actividades de capacitación en protección radiológica y deben determinar:

- el tipo y frecuencia de los eventos de entrenamiento a desarrollar en el país firmante. (Cursos de educación de postgrado, cursos de pedagogía para entrenadores, ORP, etc.)
- las áreas de interés en función de las necesidades de la región
- la financiación compartida de los costos de los eventos de entrenamiento
- seguimiento del rendimiento de los participantes en los cursos para asegurar la efectividad del entrenamiento.

4. CONCLUSIONES

Argentina, que ha recorrido un largo camino en el proceso de desarrollo nuclear, considera que el uso seguro de los beneficios que brinda la energía atómica en sus diversas aplicaciones implica volcar importantes recursos, experiencia y dedicación para la educación y entrenamiento en protección radiológica y seguridad del personal.

En consonancia con esa convicción es que se impuso para este año completar el proceso de auto-evaluación pertinente y comprometerse en las futuras acciones a desarrollar en esta área a través de un acuerdo de largo plazo con el OIEA. Esto permitirá planificar y llevar adelante una adecuada difusión de conocimientos y experiencia en idioma español en toda la región, aprovechando más eficientemente los recursos.

El responsable por la Seguridad Radiológica en la Industria. Entre el ambiente laboral y la tecnología de hoy

Truppa, W.A.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

El Responsable por la Seguridad Radiológica en la Industria. Entre el Ambiente Laboral y la Tecnología de Hoy.

Walter Adrián Truppa
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Dentro de las aplicaciones industriales de las fuentes radiactivas selladas, existen dos ramas claramente definidas para las cuales estos materiales son utilizados: fuentes radiactivas utilizadas en equipos fijos y en equipos móviles. Estos dispositivos se utilizan en un sinnúmero de aplicaciones y cada vez con sistemas tecnológicos mas avanzados. Esto requiere una mejora permanente dentro de la capacitación del responsable, y a su vez introduce un cambio obligatorio a otros grupos de intervención durante la vida útil del dispositivo. Los riesgos de accidente, a los que se encuentran asociados el uso de estos equipos, son errores durante la operación, uso indebido, mantenimiento realizado por personal sin conocimiento, fallas de tipo humano o descuidos e incidentes ocurridos durante el transporte. Todos estos "riesgos" están rodeados de distintos grupos de factores que influyen durante el empleo seguro del material radiactivo, dentro de la instalación de una manera u otra. Entonces se destaca la importancia de implantar aspectos de "Cultura de la Seguridad", evaluaciones de aptitud del responsable por la seguridad radiológica, introducción de mejoras en aspectos de calidad y comunicación de riesgos, acorde a lo que indica la normativa de la República Argentina y los requerimientos internacionales, los cuales serán abordados en el presente trabajo.

1. INTRODUCCIÓN

En los últimos años, incidentes o accidentes han sido reportados a los sistemas de información internacional para su divulgación y conocimiento (Sistema **NEWS** – **N**uclear **E**vents **W**eb Based **S**ystem). De la información recibida se detecta en general, situaciones derivadas del desconocimiento o desinformación o de la falta de "percepción del riesgo", por parte del usuario de material radiactivo.

Este aspecto, que resulta no ser menor al momento de la toma de la decisión correcta, una vez detectado el incidente o accidente radiológico, expone la necesidad del desarrollo de un plan de contingencias para remediar de manera rápida y eficiente las consecuencias del hecho.

Esto quiere decir, que una pobre cultura en lo que se refiera a la percepción del riesgo, se traducirá en una complicación mayor aún, al momento de intentar resolver la emergencia sin la preparación y los cuidados necesarios.

Desde el punto de vista de la seguridad radiológica, el uso de fuentes radiactivas selladas utilizadas durante una práctica normal con material radiactivo produce dosis de radiación muy bajas o planificadas, pero durante una práctica anormal o errónea se producirán dosis no planificadas o injustificadas. [1] [2]
Los accidentes radiológicos por lo general se producen durante:

- ✓ La operación normal.
- ✓ En tareas de mantenimiento.
- ✓ En el transporte.

Estos accidentes son generados por:

- ✓ Fallas humanas.
- ✓ Fallas de procedimiento o sistemas.
- ✓ Una mezcla de ambas.

Esto quiere decir que para evitar un accidente o incidente de tipo radiológico, debemos tener en cuenta una serie de factores, los cuales podemos dividir en tres grandes grupos:
Factores del grupo I, Factores del grupo II y Factores del grupo III.

2. DESARROLLO

2.1. Factores del Grupo I

Este grupo de factores está dirigido a la instalación y a la elección del responsable, en general y a su capacitación:

- ✓ La instalación debe elegir al personal que posea la mayor "capacidad" para el manejo de materiales peligrosos, en este caso, material radiactivo.
- ✓ La instalación debe cumplir con todos los requisitos en materia de seguridad radiológica, según el riesgo que represente su instalación para los trabajadores y los miembros del público.[3]
- ✓ Los requisitos de capacitación para el manejo seguro del material radiactivo deben de ser satisfechos en el 100% de sus requerimientos.
- ✓ La formación general y específica es el punto más importante. No es aceptable una sin la otra, como así también, el re-entrenamiento y la actualización.
- ✓ Debe emplearse una fuerte corriente de formación, íntimamente ligada a la cultura de la seguridad y al código de conducta en el uso de fuentes radiactivas, como así también la adecuada protección física de estos materiales.

2.1.1. La elección del responsable

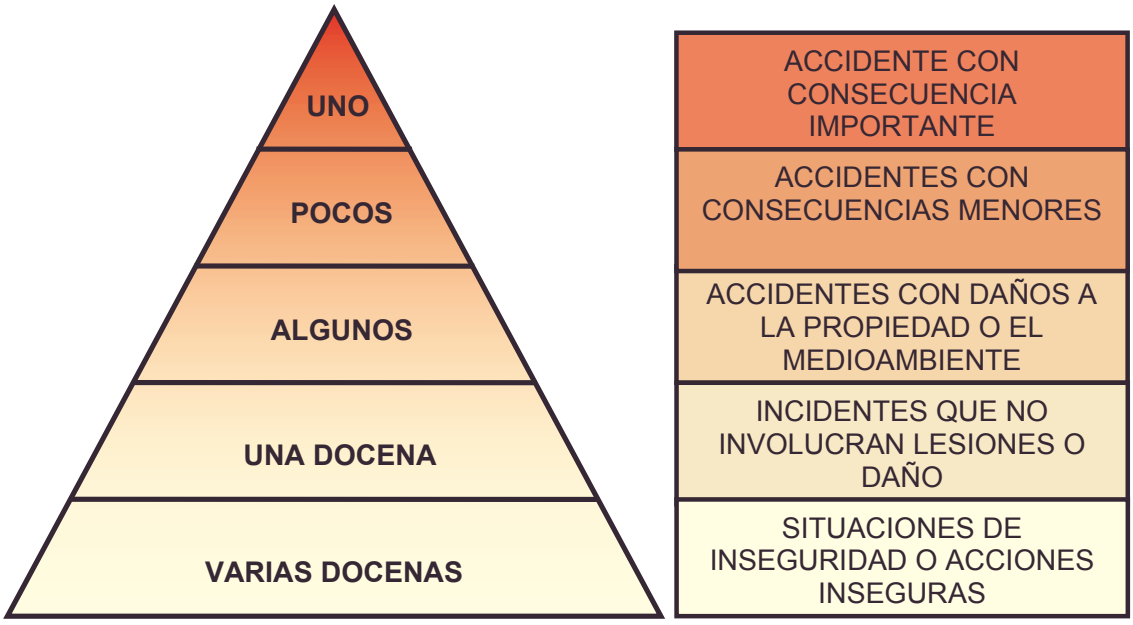
El comienzo del proceso de elección del individuo que actuará como responsable por la seguridad radiológica, se inicia en la propia empresa, que utilizará el material radiactivo como control de calidad o control de proceso, o en algún uso particular, como los empleados en tareas relacionadas con trabajos en pozos de petróleo.
En este paso inicial, tiene suma importancia la posición que ocupa actualmente la persona elegida dentro de la instalación, esto quiere decir, que debe tener vínculo con las tareas de mantenimiento, higiene y seguridad, instrumentación, etc., por citar algunas de las ramas que intervienen durante la operación de la instalación.
Esto significa una decisión crítica desde el punto de vista de la seguridad, dado que si no se respeta este criterio, se estaría incurriendo en una falla, en la elección del responsable por la

seguridad radiológica, por parte de la institución. **El resultado será capacitar a la persona incorrecta.**
Esto involucra de manera mucho mas firme a la persona elegida, que en el caso de cumplir alguna función de tipo administrativa, ya que esto implica probablemente el desconocimiento de aspectos y tareas de ingeniería u operación, dentro de la propia instalación.
En este punto, la dependencia correspondiente (recursos humanos, capacitación u otros) debería realizar una valoración del perfil de cada uno de los individuos que reúnen los requisitos generales, (formación integral, responsabilidades dentro de la instalación etc.), para así llegar a aquel que por razones particulares (liderazgo, criterio y actitud) deberá ser el elegido, sin olvidar los estudios psico-físicos, que adquieren en la actualidad, una importancia mayor.
Dentro de los parámetros psico-físicos realizados en la industria de hoy, aparecen algunos indicadores como ser:

- ✓ Carga física laboral.
- ✓ Factor humano.
- ✓ Siniestralidad.

Estos parámetros son importantes en todo tipo de industrias, en general. Pero son mucho mas importantes, si entendemos el mismo concepto aplicado al uso de sustancias peligrosas (material radiactivo, gases venenosos, líquidos inflamables, explosivos, etc.), donde los riesgos aumentan en forma considerable, tanto para los trabajadores de la instalación, como para los miembros del público, en forma gradual , de acuerdo a la peligrosidad asociada a cada proceso industrial.
Durante los últimos años han ocurrido accidentes e incidentes de tipo radiológico en los cuales se han visto una serie de fallas y errores humanos, los cuales solos o en conjunto han generado exposiciones a la radiación injustificadas. [2]
A continuación se realiza un cuadro comparativo sobre la probabilidad de ocurrencia de accidentes durante el empleo de material radiactivo en la industria. (Tabla I)

Tabla I. Comparación sobre accidentes y actos inseguros



2.1.2. La capacitación

El nivel de capacitación deseada por el solicitante de una Licencia de Operación, para el responsable del uso de material radiactivo, debe ser el más elevado que pueda conseguir.
Para ello se debe dividir la capacitación en diferentes etapas:

- ✓ Entrenamiento inicial.
- ✓ Entrenamiento general.
- ✓ Entrenamiento específico.
- ✓ Entrenamiento de actualización.

Estos niveles deben ser alcanzables en un determinado período de tiempo, que permitirá a la empresa analizar el grado de desempeño del personal seleccionado y la evaluación de distintas aptitudes, que calificaremos como indicadores de "performance".
Entre ellas resaltaremos:

- ✓ Grado de responsabilidad.
- ✓ Manejo de personal.
- ✓ Habilidad para el análisis de situaciones de complejidad.
- ✓ Habilidad en la comunicación hacia el personal.

Los programas de capacitación deben de incluir aspectos como:

- ✓ Revisión de conceptos sobre radioprotección y cultura de seguridad.
- ✓ Adecuación de procedimientos de emergencia y estrategias dentro de la instalación. [3]
- ✓ Mejoras de tecnología.
- ✓ Resultados de controles o auditorias.
- ✓ Realimentación de experiencias en otras instalaciones.
- ✓ Lecciones aprendidas de accidentes o incidentes radiológicos.
- ✓ Mejoras de calidad.
- ✓ Adecuación a nuevas normativas o reglamentos de aplicación.

2.1.3. Percepción del riesgo

En el uso de material radiactivo es necesaria una cualidad adicional en el responsable por la seguridad radiológica, es donde aparece una condición natural de los individuos, que es la percepción del riesgo.
No todos la interpretan de la misma forma. La actitud de las personas **esta relacionada directamente con la percepción del riesgo al que están expuestas.** No alcanza con saber que existe un riesgo. Tenemos que conocer el problema en toda su magnitud, como se relaciona con la tarea habitual, la necesidad de implementar medidas para la prevención y el análisis de los procedimientos utilizados. El nivel de percepción depende fundamentalmente del grado de conocimiento y de la capacitación adquirida. Personas menos capacitadas o instruidas tendrán un grado de percepción menor, lo que traducido, generará un riesgo potencial elevado. Este individuo, será extremadamente propenso al accidente y para que ocurra el mismo, solo será cuestión de tiempo. [3]

2.1.4. La inseguridad

Es importante distinguir algunos síntomas que revelan una probable condición insegura en el responsable por la seguridad radiológica:

- ✓ Las actitudes del individuo.
- ✓ La conducta del individuo.

- ✓ El clima laboral.
- ✓ La presión laboral.

Estos factores normalmente contribuyen al deterioro de la seguridad radiológica de una instalación, y serán tanto mas evidentes cuanto mas "detalles" o irregularidades se detecten durante las inspecciones regulatorias. Esto quiere decir, que los responsables por la seguridad radiológica, deben ser personal seleccionado por sus cualidades. Deben ser operadores o usuarios cuya formación, capacitación y percepción del riesgo radiológico sea más elevada, y para ello la instalación deber realizar un juicio de valores, dado que la misma asume la responsabilidad total por la posesión del material radiactivo, lo cual debería ser una condición, sin la cual, no debería emplear materiales peligrosos, con el serio compromiso que representa ante la sociedad.

2.1.5. Aspectos de calidad

Dentro de este análisis no debemos olvidar la introducción de los conceptos de calidad y garantías de calidad.

En el mundo actual, las instalaciones industriales tienden hacia la calidad y la mejora continua.

El objetivo de un sistema de calidad es implementar el modelo adecuado y aplicable a las características de la instalación. La calidad en protección radiológica es sinónimo de control. (Ej.: si se toman los recaudos necesarios se evitarán fallas, a menor cantidad de fallas, menor cantidad de accidentes o incidentes).

Para diseñar un buen sistema de calidad, entonces, debe conocerse profundamente los principios y necesidades de la instalación.

En este aspecto el responsable por la seguridad radiológica de una instalación se convierte en un factor de **"calidad"**, si realiza lo siguiente:

- ✓ Establece procedimientos que incluyan aspectos de cultura de la seguridad y los mantiene vigentes. [4]
- ✓ Mantiene las condiciones de seguridad radiológica y física de las fuentes radiactivas a su cargo.
- ✓ Crea conciencia entre sus colaboradores.
- ✓ Tiene una elevada percepción del riesgo radiológico.
- ✓ Trabaja con seguridad y tiende a la propia mejora y la de sus colaboradores.
- ✓ Es constante en su tarea.
- ✓ La eficacia y la eficiencia son sus metas.

2.2. Factores del Grupo II

Estos factores se dividen en fallas de evaluación de procedimientos, análisis de desempeño y errores o situaciones de inseguridad o desconocimiento por parte del responsable por la seguridad radiológica, y son el común denominador de situaciones que pueden generar una exposición a la radiación, que era evitable. Entre ellas:

- ✓ Fallas de capacitación en protección radiológica.
- ✓ Ante todo pensar que los equipos que contienen material radiactivo "son seguros". (exceso de confianza)
- ✓ Fallas en los enclavamientos de la instalación.
- ✓ Fallas de protección física adecuada, aplicada a las fuentes radiactivas o los equipos.
- ✓ Falla de señalización.

- ✓ Ausencia de monitor o detector de radiación adecuado.
- ✓ Aquellos que lo poseen, no realizan tareas de monitoreo durante la operación.
- ✓ Ante malfuncionamiento de un medidor nuclear con fuente radiactiva se realizan maniobras "ingeniosas" para hacerlo funcionar, aún a sabiendas de que probablemente esto generará una situación riesgosa.
- ✓ Muchas veces se trabaja "solo". (inseguridad o incompetencia)
- ✓ Ausencia de procedimientos escritos.
- ✓ En los casos que los poseen, estos procedimientos no son respetados.
- ✓ Falta de un programa de calidad.
- ✓ Falta de un programa de gestión de fuentes en desuso.
- ✓ Aspectos relacionados con la cultura de la seguridad.
- ✓ No se siguen los criterios en materia de seguridad radiológica.
- ✓ Fallas cometidas durante el transporte.

En virtud de ello se deben desarrollar e introducir mejoras permanentes en los conceptos tanto de los requisitos para obtener la licencia de la instalación correspondiente, como en el permiso individual del responsable, reforzando lo referido a la actitud de los mismos, sus obligaciones y a los criterios a aplicar, desde el punto de vista de la seguridad radiológica durante todo el tiempo que utilice material radiactivo en la instalación. (1) (4)

2.3. Factores del Grupo III

Este grupo reúne la última clase de factores que intervienen de alguna manera en el responsable o usuario del material radiactivo, y son consecuencia de la comprensión, la tecnología y la modernización:

- ✓ Minimizan los agentes externos que pueden producir incidentes (falta de atención).
- ✓ Condiciones del entorno (rutina).
- ✓ Manejo inadecuado del equipo a su cargo o desconocimiento.
- ✓ Falta de motivación.
- ✓ Las recomendaciones realizadas durante las inspecciones regulatorias no son observadas en el uso rutinario, solo cumplen con ellas como un **"requisito regulatorio".**
- ✓ Falta de actitud en su tarea habitual.
- ✓ Falta de la aplicación de procedimientos durante una emergencia.
- ✓ Falta de notificación inmediata ante un suceso anormal a la Autoridad Reguladora.
- ✓ Falta de conocimiento de los procedimientos aplicables a su tarea.
- ✓ Falta de pautas claras durante el proceso de cambio o mejora de la institución.
- ✓ Negativa a efectuar su tarea de una manera distinta o diferente (costumbres).
- ✓ Falta de recursos suficientes para la tarea (personal, tiempo de dedicación, etc.)

2.3.1. La tecnología

El desarrollo de equipos modernos, pone a la industria en un plano de actualidad tecnológica en aumento, y los cambios que se produzcan deben ser acompañados por un crecimiento, tan profundo, cuanto mas profundo y complejo sea el equipamiento que contiene material radiactivo. El equipo utilizado para este ejemplo es un medidor de parámetros estructurales de tubería de acero. Utiliza 9 fuentes radiactivas de Cs-137 con una actividad más que considerable, (3,33 TBq en total) [4] y posee sistemas de diferente complejidad tecnológica. (apertura y cierre de obturadores (manual y automática)) , indicadores luminosos y acústicos de la condición del

equipo (fuente radiactiva en posición ON-OFF), y trabaja a temperaturas sumamente elevadas. Posee sistemas de enclavamiento para restringir el acceso al área de trabajo, protección física obligatoria, alarma por malfuncionamiento de algún componente, sistemas de control tipo PLC, sensores lógicos y realizan la medición de distintos parámetros en segundos o fracciones del mismo (espesor, longitud, diámetro interno y externo, concentricidad y temperatura. Este equipamiento funciona como control de calidad y garantiza la aceptación del producto terminado, y es operado en su totalidad a través de una computadora que realiza la detección de fallas en la tubería analizada de manera temprana. Funciona ininterrumpidamente las 24 horas del día y para ello requiere un mantenimiento, acorde al nivel de precisión y análisis de las mediciones que realiza. Cabe recordar que la tubería de acero que circula por la parte central del mismo se encuentra de manera permanente a temperaturas del orden de los 900 - 950° centígrados. (Figuras 1 y 2)

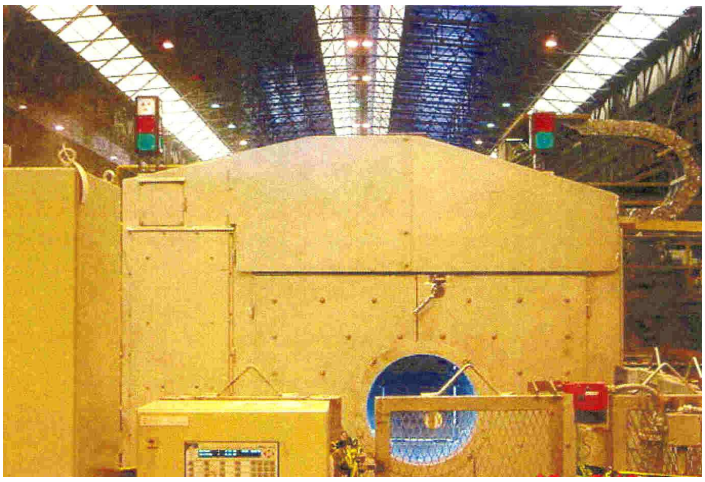


Figura 1. Equipo medidor de parámetros estructurales de tubería de acero, conteniendo 9 fuentes radiactivas de Cs-137 (total 3,33 TBq)

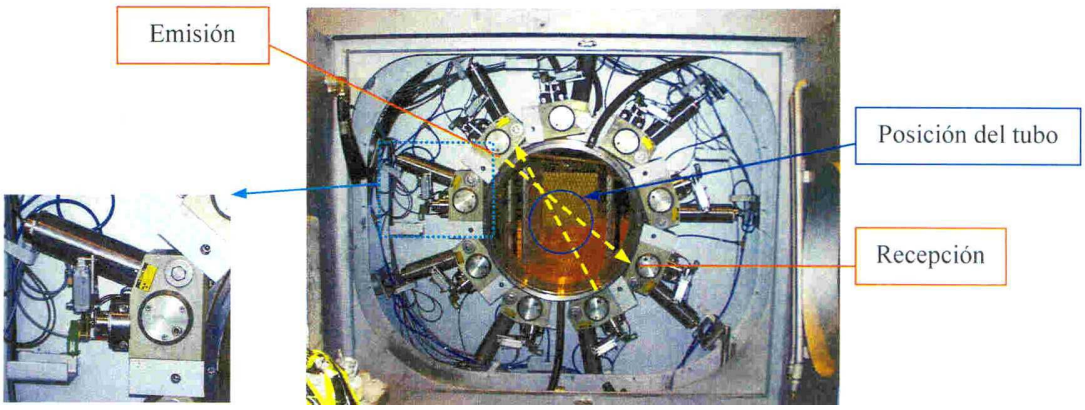


Figura 2. Interior del equipo y disposición de los 9 conjuntos fuente-detector

2.3.2. Los procesos de cambio

Resulta de interés entonces, pensar en la industria de hoy y en los riesgos que representan los procesos de cambio, debido al empleo de tecnología más moderna, modificación en los procedimientos, mejoras de calidad o adecuación a nuevas regulaciones y su impacto en los operadores. Este proceso tiene aspectos negativos y positivos. (Tabla II)
Esto quiere decir que la instalación necesita implementar un estudio que contemple los cambios necesarios para evitar la ocurrencia de accidentes o fallas, y en este caso se debe seguir un plan que contemple:

- ✓ Detectar los sitios donde puedan ocurrir fallas, realizando un diagnóstico temprano.
- ✓ Analizar que originó la falla.
- ✓ Buscar información (antecedentes).
- ✓ Evaluar quienes intervinieron en la falla. (desempeño)
- ✓ Elegir el método más eficiente para resolverla.
- ✓ Elaborar un plan de acción con las respectivas prioridades.
- ✓ Realizar las tareas de seguimiento.

Tabla II. El efecto del cambio y la modernización

Aspectos negativos	Aspectos positivos
Puede haber confusiones	Adaptación a la nueva instancia
Resistencia a lo nuevo	Desarrollo de creatividad
Puede haber desconcierto	Mayor capacitación
Lo consideran una imposición	Mejor "performance" en la tarea

3. CONCLUSIONES

Todos los comentarios realizados hasta aquí, son aplicables a cualquier industria o proceso industrial que utilice material radiactivo en la actualidad, independientemente del uso que tenga el medidor industrial o el sistema de medición empleado.
De las expresiones vertidas en este trabajo se desprende que hay responsabilidades compartidas entre la instalación y el responsable.

La instalación debe:

- Evaluar las condiciones de aptitud del responsable por la seguridad radiológica, su formación y percepción del riesgo radiológico.
- Analizar su crecimiento técnico y preparación. (entrenamiento previo, experiencia, habilidad técnica, nivel de comunicación, liderazgo, etc.)
- Capacitarlo en forma continua y actualizar sus conocimientos.

- Evitar que el mismo tenga una carga de trabajo que le impida cumplir correctamente con sus funciones.
- "Motivar" o "incentivar" al responsable a implementar mejoras en cuanto a calidad se refiere y apoyar el crecimiento personal y grupal.

El responsable debe:

- Evaluar y cumplimentar acciones tendientes al control radiológico permanente del material radiactivo a su cargo.
- Detectar posibles fallas de los sistemas empleados de manera preventiva.
- Elaborar procedimientos con pautas claras y efectivas.
- Desarrollar su tarea con "actitud" y "conducta" durante todo el ejercicio de su función.
- Buscar permanentemente la eficiencia y la eficacia.

4. REFERENCIAS

[1] International Atomic Energy Agency, *"Regulatory control of radiation sources"* Safety Standards Series GS-G-1.5, Vienna, IAEA, 2004.
[2] International Atomic Energy Agency, *"Security of radioactive sources"* TECDOC-1355, Vienna, IAEA, 2003.
[3] Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Norma "*Básica de Seguridad AR 10.1.1 - Rev. 3"*, Buenos Aires, Argentina, 2002.
[4] International Atomic Energy Agency, *"Code of conduct on the safety and security of radioactive sources"*, Vienna, IAEA, 2004

La seguridad radiológica en la industria del petróleo. La conducta hacia la prevención

Truppa, W.A.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

La Seguridad Radiológica en la Industria del Petróleo. La Conducta Hacia la Prevención.

Walter Adrián Truppa
Autoridad Regulatoria Nuclear

Resumen

Dentro del marco del control regulatorio tiene un lugar preponderante el control de fuentes radiactivas selladas y abiertas, en aplicaciones petroleras. En esta tarea, el manipuleo de las fuentes radiactivas, la exigencia del empleo de procedimientos escritos y la capacitación, son solo algunos ejemplos, de todos aquellos que conforman el control regulatorio. Entre estos temas se destacan una serie de aspectos divididos en tres grandes grupos: seguridad radiológica operativa en la base, en el transporte y en la tarea propiamente dicha. Dada la gran cantidad de aspectos que se deben tener en cuenta, así como la integración de todos los procesos de control, se deben incluir fuertemente, aspectos de cultura de seguridad y calidad, e introducir mejoras en cuanto a la prevención se refiere, para corregir desviaciones y apartamientos que se puedan producir, evitando así, situaciones de riesgo radiológico, enfatizando aspectos de percepción del riesgo, capacitación en actitudes, la implementación de auditorias y verificaciones del nivel de seguridad de la instalación y el seguimiento y control de las tareas que involucran la manipulación de material radiactivo, los cuales se describen en este trabajo.

1. INTRODUCCIÓN

Si bien las fuentes radiactivas cumplen con las normas de fabricación que correspondan (ISO 2919) ellas por si solas, no alcanzan para mantener un estándar de seguridad durante toda su vida útil.

Esto significa que debe existir una fuerte corriente reguladora que mantenga el control desde el momento del nacimiento de la fuente radiactiva, ya sea local o a través del ingreso al país mediante una importación, hasta su gestión definitiva. [1]

En la República Argentina una decena de empresas dedicadas a tareas relacionadas con empleo de material radiactivo en aplicaciones petroleras, utilizan aproximadamente unas 430 fuentes radiactivas selladas para estos propósitos.

Cabe recordar que también son utilizadas fuentes abiertas, como en el caso de uso de trazadores radiactivos.

Entre todas estas aplicaciones, se utilizan radioisótopos como: Cs-137, Am-241/Be, H-3, Th-232, I-131, etc., con actividades comprendidas desde varios KBq hasta 777 GBq.

Con ello, estas tareas involucran aproximadamente el uso del 30 % de las fuentes radiactivas

registradas en la República Argentina en aplicaciones industriales, dentro de lo cual debe tenerse en cuenta, que todas ellas son fuentes radiactivas móviles (son transportadas al yacimiento o sitio de uso) con los riesgos que implica, prestando servicios a terceros, adicionando el riesgo de accidente o incidente radiológico durante el transporte de las mismas. (Figura 1)

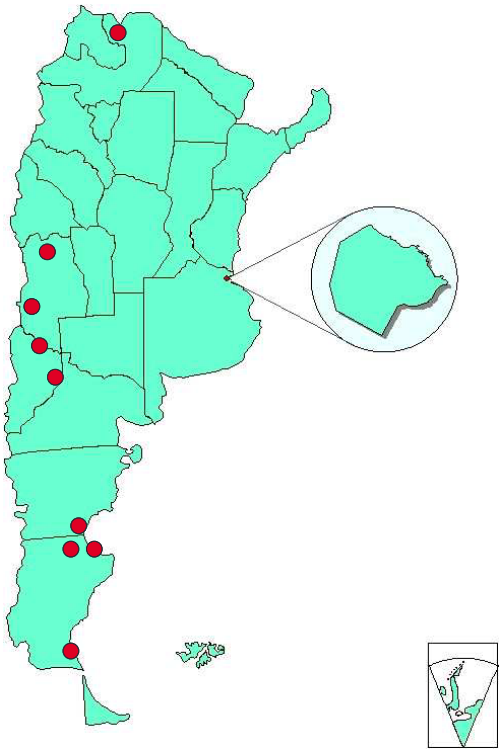


Figura 1. ● Localidades de la República Argentina donde se encuentran registradas empresas que emplean material radiactivo en aplicaciones petroleras

2. DESARROLLO

El trabajo que realiza la Autoridad Regulatoria Nuclear (A.R.N.) de la República Argentina, en relación con los accidentes que involucran radiaciones y material radiactivo, en los que podrían verse afectado los trabajadores, las personas del público y el ambiente, se orienta fundamentalmente a establecer una política de prevención. [2] [3]
Se enumeran a continuación, las tareas de prevención, relacionadas con la **seguridad radiológica en la base, en el transporte y en la operación con material radiactivo.**
Todos estos cuidados son necesarios y son piezas importantes dentro del rompecabezas de la prevención en materia de protección radiológica y tienden en conjunto a disminuir la tasa de incidentes y fallas, en una labor tan compleja y donde intervienen distintos procesos, mecanismos de seguridad e individuos. [4] [5]

2.1. Seguridad Radiológica en la Base

Es en esta etapa donde se construye una clara política de prevención que será luego acompañada por otros procesos dentro de la instalación. Esta tarea involucra una serie de aspectos tendientes a garantizar la capacidad del operador y el correcto funcionamiento de los dispositivos, en una clara política tendiente a detectar y evitar en la operación, fallas que conlleven a una situación de riesgo. Se mencionan a continuación los aspectos a tener en cuenta. [5]

2.1.1 Depósito

Las características de seguridad que debe reunir el depósito de fuentes radiactivas utilizadas en aplicaciones petroleras son:

- ✓ Depósito de fuentes radiactivas en un sitio seguro, con un bajo factor de ocupación personal.
- ✓ Adecuada protección física de material radiactivo. (rejas de seguridad, candados, etc.)
- ✓ Clara señalización de la presencia de material radiactivo. (Figura 2)
- ✓ Alarma visual y audible de presencia de radiación en el depósito.
- ✓ Bajos niveles de radiación en las inmediaciones del depósito. [2] [5]

2.1.2 Capacitación

En este punto, la formación debe tener entre su contenido, como mínimo, los aspectos que a continuación se enumeran:

- ✓ Capacitación sobre seguridad radiológica, uso de las herramientas y operación de los dispositivos.
- ✓ Re-entrenamiento operativo de forma obligatoria y periódica. (Figura 3)
- ✓ Charlas sobre mejoras o modificación de procedimientos. [4]
- ✓ Estado de las herramientas utilizadas para manipular las fuentes radiactivas.
- ✓ Todo el personal debe conocer los procedimientos de operación, mantenimiento y emergencia.

Figura 2. Adecuada señalización y protección física del material radiactivo

Figura 3. Entrenamiento y capacitación en la tarea

...

2.1.3 Registros y procedimientos

Estos registros deben contener como mínimo la siguiente información:
- ✓ Inventario de fuentes radiactivas actualizado.
- ✓ Control exhaustivo de importación y exportación de fuentes radiactivas.
- ✓ Registros de movimientos de fuentes, dosimetría personal, calibración de instrumentos.
- ✓ Procedimientos de operación y situaciones de emergencias. [5]

2.1.4. Seguridad radiológica

Los puntos salientes de los aspectos relacionados con la misma son:
- ✓ Evaluación de los niveles de radiación recibido por el personal ocupacionalmente expuesto.
- ✓ Revisión, chequeo y calibración del equipamiento de radioprotección. [3]
- ✓ Verificación de niveles de radiación de los blindajes. (fuga de radiación) (Figura 4)
- ✓ Inspección de placas identificatorias y etiquetas de los bultos de transporte que serán llevados a campo. (Figura 5)
- ✓ Verificación de fecha del último test de pérdida de la/s fuente/s radiactiva/s.

Figura 4. Monitoreo de fuentes radiactivas

Figura 5. Etiquetas y placas identificatorias

2.2. Seguridad Radiológica en el Transporte

Esta es una cuestión relevante desde el punto de vista de la seguridad radiológica, puesto que se desarrolla en la vía pública o en predios privados (yacimientos) y requieren el cumplimiento de los requisitos regulatorios establecidos en la normativa sobre el transporte seguro de materiales radiactivos. Se deberán extremar los cuidados particularmente en lo que se refiere a los caminos elegidos para transitar y las velocidades permitidas. [3] [5]

2.2.1. Aspectos de control

Entre ellos se encuentran:

- ✓ Verificar que toda la documentación de las fuentes que se transportan, se encuentran en el vehículo.
- ✓ Los procedimientos de emergencias, así como las fichas de intervención y los certificados de las fuentes incluidas en el vehículo, se deben encontrar en el mismo y deben estar actualizados.
- ✓ Verificación de candados en cada blindaje.
- ✓ Verificar la señalización del vehículo, de acuerdo al reglamento de transporte de material radiactivo. (Figura 6)
- ✓ Utilizar criterios ALARA, durante el transporte.
- ✓ Verificar el uso correcto de dosímetros personales.
- ✓ Chequear que todo el equipamiento de radioprotección se encuentra en el vehículo.
- ✓ La/s fuente/s radiactiva/s deben estar aseguradas y bloqueadas de manera conveniente.
- ✓ Registrar el movimiento de fuentes radiactivas fuera de la base. (Figura 7)
- ✓ Verificar el correcto funcionamiento de los equipos de comunicaciones disponibles en caso de emergencia radiológica.
- ✓ Revisión general de equipos, herramientas y dispositivos, antes de salir de la base.
- ✓ Circular a velocidades permitidas.
- ✓ Si el transporte es por vía marítima, rigen los mismos requisitos que para el transporte terrestre como mínimo, pero pueden agregarse condiciones particulares**.**

Figura 6. Correcta señalización de los vehículos de transporte

Figura 7. Registro de movimientos de fuentes, fuera de la base operativa

2.3. Seguridad Radiológica en el Yacimiento

En esta etapa tienen gran valor, todas las tareas previas realizadas en la base, ya sea en cuestiones referidas a seguridad radiológica, como así también en capacitación y entrenamiento. [5]
Aquí toman absoluta importancia, la clara interpretación de los riesgos, así como la responsabilidad y seguridad en el manejo de material radiactivo. [1]
Las tareas de control y prevención en esta etapa son:

- ✓ Colocar la/s fuente/s radiactiva/s en un lugar aislado dentro del yacimiento, vallado y señalizado convenientemente. (Figura 8)
- ✓ Realizar una charla de seguridad al comenzar los trabajos, particularmente aquellos aspectos vinculados a la seguridad radiológica.
- ✓ Las llaves de acceso a las fuentes radiactivas solo podrán estar en poder del responsable de la tarea y no debe permitirse el manipuleo por otro personal, así conozca detalladamente sobre los riesgos asociados.
- ✓ Disponer del espacio necesario para el manipuleo seguro de la/s fuente/s radiactiva/s.
- ✓ Verificar que el personal tiene su dosímetro personal y elementos de seguridad.
- ✓ Realizar la colocación de fuente/s radiactiva/s de manera rápida y segura. (Figura 9)
- ✓ Finalizada la tarea, retirar la/s fuente/s radiactiva/s, guardarlas dentro de los blindajes y colocar los elementos de bloqueo. (candados)
- ✓ Monitorear con un detector de radiación la herramienta de perfilaje de manera cuidadosa.
- ✓ Depositar la/s fuente/s en un lugar aislado, vallado y señalizado.
- ✓ Al finalizar la tarea, colocar la/s fuente/s radiactiva/s en el vehículo y asegurar las mismas.
- ✓ Realizar una revisión general antes del regreso. (señalización del vehículo, etc.)
- ✓ El cansancio grupal determinará la decisión del regreso a la base. (evitar accidentes de tránsito)
- ✓ Realizar la evaluación de riesgos durante el transporte. (rutas a utilizar, condiciones del camino, etc.)
- ✓ Una vez en la base, registrar el re-ingreso del material radiactivo que fue retirado con anterioridad.
- ✓ Guardar el mismo en el depósito radiactivo.
- ✓ Informar las novedades y los inconvenientes que se pudieron detectar en la práctica.

Figura 8. Colocar las fuentes radiactivas en un lugar aislado y señalizado

Figura 9. Insertar las fuentes radiactivas de forma segura

2.4 Tareas de medición de densidad en cementado de pozos y empleo de radiotrazadores

Si bien se han descrito las tareas que deben tenerse en cuenta en cuanto a la prevención de incidentes o accidentes de tipo radiológico, las mismas se han referido a trabajos de perfilaje, puesto que son las que encierran mayor riesgo desde el punto de vista de la dosis recibida por el trabajador ocupacionalmente expuesto.
El uso de densómetros utilizados en los equipos de "terminación" que controlan la etapa de cementación ("casing"), no tiene en perspectiva, más cuidados que el uso nominal de material radiactivo en cualquier tipo de industria en general, (caucho, madera, plásticos etc.) dado que el riesgo, es en esencia mucho menor, y las actividades involucradas son del orden de hasta 1,85 GBq. Se debe verificar su uso correcto y las tareas de seguridad radiológica se reducen al empleo de mecanismos de seguridad y cuidados, empleando procedimientos durante su operación. (Figuras 10 y 11) [2] [4] [5]

Figura 10. Equipo de medición fijo a una unidad de cementación

Figura 11. Equipo de medición portátil (densómetro)

Para el caso de uso de fuentes abiertas, como las utilizadas en prácticas con trazadores, aquí las cuestiones principales se refieren a la prevención durante la manipulación del material con fines de evitar la contaminación, tanto del personal que los emplean, como de la zona de trabajo y los materiales utilizados.
La importancia mayor reside en implementar los criterios necesarios, a la hora de realizar la tarea de carga del material radiactivo, dentro del circuito o herramienta elegida que lo transportará (es importante que existan al igual que en las demás tareas, claros procedimientos que describan en detalle los controles y cuidados que se deben tener para evitar situaciones de contaminación, privilegiando la capacitación en el manejo de fuentes abiertas y realizando la operación de manera segura).
Entre las tareas a realizar para mantener el control y el nivel de seguridad radiológica se encuentran:

- ✓ Mantener el material radiactivo dentro de blindajes adecuados.
- ✓ Delimitar el área de trabajo.

- ✓ Seguir los procedimientos definidos previamente para el uso de fuentes radiactivas abiertas. (Figura 12)
- ✓ Utilizar prendas protectoras durante el manipuleo.
- ✓ Monitorear herramientas y elementos utilizados, el área donde se realizó la operación y también las personas que intervinieron, una vez finalizada la tarea.
- ✓ Reducir los volúmenes de residuos generados.
- ✓ Los residuos sólidos, tales como jeringas, agujas, guantes, papeles, material de vidrio, plástico, filtros, etc. conteniendo material radiactivo deben ser acondicionados de manera adecuada, para evitar heridas o lesiones que pudieran ocasionar contaminación interna.
- ✓ En los casos que se detecte contaminación superficial, disponer de los elementos necesarios y realizar la descontaminación, registrando finalmente las causas y razones que originaron esta contaminación. a fin de evaluar los procedimientos utilizados.
- ✓ Finalmente realizar la segregación de los residuos generados durante la operación, con la fecha estimada para su gestión de manera convencional. (Figura 13)

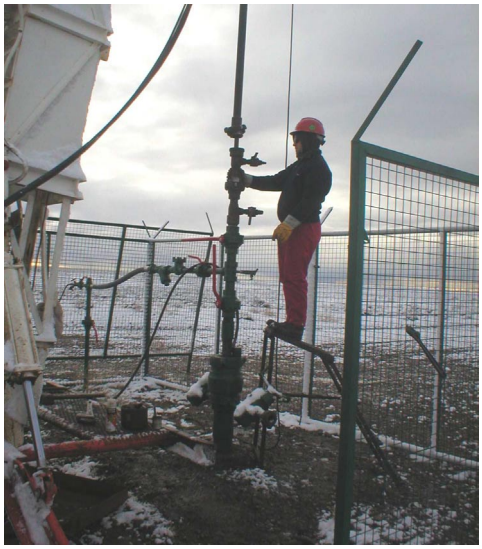


Figura 12. Empleo de radiotrazador

Figura 13. Segregación de materiales contaminados

3. CONCLUSIONES

En todos estos pasos descritos, en el uso de material radiactivo en aplicaciones petroleras, se requiere la implementación de mecanismos de control y verificación, que permitan evitar situaciones de riesgo durante todas las operaciones mencionadas. Para ello es necesario:

- ✓ Evaluar las condiciones de aptitud del responsable por la seguridad radiológica, su formación y percepción del riesgo radiológico. (entrenamiento, experiencia, habilidad técnica, etc.)
- ✓ Se deben disponer de procedimientos claros y detallados de toda aquella tarea que signifique una labor de riesgo radiológico.
- ✓ Proponer mejoras en la seguridad radiológica durante las tareas en la base, el transporte y la operación.

- ✓ Capacitar en actitud y prevención a los operadores que manipulan fuentes radiactivas. (selladas o abiertas)
- ✓ Realizar las verificaciones y auditorias de manera de detectar y corregir anomalías para reducir la probabilidad de incidentes o accidentes con material radiactivo, de manera preventiva.
- ✓ Realizar un plan de gestión de residuos radiactivos y material contaminado de una manera adecuada.
- ✓ No mantener fuentes radiactivas en desuso o sin justificación alguna.

4. REFERENCIAS

[1] International Atomic Energy Agency, *"Regulatory control of radiation sources"* Safety Standards Series GS-G-1.5, Vienna, IAEA, 2004.
[2] International Atomic Energy Agency, *"Security of radioactive sources"* TECDOC-1355, Vienna, IAEA, 2003.
[3] Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Norma "*Básica de Seguridad AR 10.1.1 - Rev. 3"*, Buenos Aires, Argentina, 2002.
[4] International Atomic Energy Agency, *"Code of conduct on the safety and security of radioactive sources"*, Vienna, IAEA, 2004
[5] Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Norma "*Operación de fuentes de radiación para aplicaciones industriales AR 7.9.2 - Rev. 0",* Buenos Aires, Argentina, 2006.

La detección de fuentes radioactivas huérfanas y la actividad regulatoria

Truppa, W.A.; Amodei, A.J.; Castro, L.B. y Rojas, C.A.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

La Detección de Fuentes Radiactivas Huérfanas y la Actitud Regulatoria.

Walter Truppa, Aldo Amodei, Laura Castro y Carlos Rojas*

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

En la última década, la aparición de fuentes radiactivas huérfanas de control, ha sido una inquietud constante en el ámbito del control regulatorio. De los casos conocidos en el mundo, los más comunes han sido la aparición de fuentes de tipo o uso industrial, las cuales por falta de control, por descuido o abandono, quedaron sin la debida protección y resguardo. Se presenta en este trabajo la detección de una fuente radiactiva de Cs-137 hallada entre la chatarra que ingresaba a una importante acería del país, por un detector de tipo portal. A partir de allí, la Autoridad Regulatoria Nuclear (A.R.N.) realizó una profunda investigación para determinar el origen de la fuente radiactiva, la cual condujo a detectar y poner bajo control, a otras tres fuentes radiactivas del mismo tipo, empleadas en medición de nivel, originariamente alojadas en un tanque de consumo diario de gas-oil, dentro de una embarcación, que fuera desguazada para su venta como chatarra. Durante la ejecución de estas tareas se tomaron los recaudos regulatorios, acorde a lo que indica la normativa de la República Argentina, armonizadas por los requerimientos internacionales en cuanto al control de material radiactivo**.**

1. INTRODUCCIÓN

Debido a que las fuentes radiactivas utilizadas particularmente en la industria (medidores de nivel, espesor, gramaje, densidad, etc.) se encuentran instaladas en estructuras de metal o en algunos casos, incluidas dentro de tanques o cisternas metálicas, las cuales al final de su vida útil podrían ser tratadas como un rezago o chatarra, se hace necesario extremar los controles, los cuidados y la prevención.

Dentro de los problemas que refleja la aparición de una fuente huérfana, una de las cuestiones más importantes, es determinar cuales fueron las causas y/o situaciones que derivaron en la pérdida de control del material radiactivo.

Esto implica el seguimiento de procedimientos y directivas, que reflejen la posición y actitud regulatoria, en el marco del desarrollo de políticas adecuadas para garantizar un adecuado nivel de protección radiológica y seguridad física del material radiactivo.

---

* Subgerencia de Control de las Salvaguardias.

2. DESARROLLO

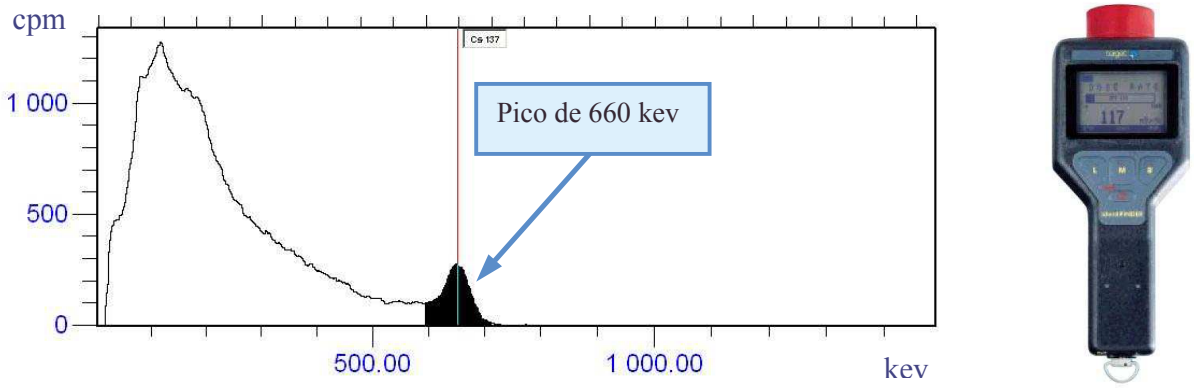
2.1. La Detección de la Fuente Huérfana

En este caso, con la asistencia de un detector de radiación de tipo portal, instalado hace ya varios años, en una acería que procesa del orden de 2.500 toneladas diarias de chatarra, fue hallada una pieza de metal que contenía en su interior una fuente radiactiva sellada.
El sistema de detección instalado consta de 4 detectores en base a centelladores plásticos y puede detectar materiales radiactivos, aun en pequeñas cantidades. (por ejemplo materiales NORM) Para una detección efectiva y precisa, la velocidad de pasaje del vehículo que transporta chatarra , no debe superar los 8 km/hora)
Rápidamente, se informó a la A.R.N., a través del Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas (S.I.E.R.) al personal de guardia, el cual se dirigió al lugar para verificar el tipo de material radiactivo hallado. (Figuras 1 y 2)

Figuras 1 y 2. Sistema de detección de material radiactivo instalado en acería y depósito de chatarra

Se encontró una pieza de metal, la cual estaba formada por una especie de tubo unida a una base algo más grande.
Presentaba signos de deterioro por el paso del tiempo, pero sin simbología o identificación que demostrara que se trataba de material radiactivo.
Sus medidas aproximadas eran 30 cm. de largo por 3 cm. de espesor, y su peso estaba en el orden de 1 kg. (Figura 3) [1] [2]
Se verificó la ausencia de contaminación superficial, se realizaron evaluaciones de tipo radiológico, se colocó el dispositivo en el interior de un contenedor adecuado y se lo trasladó a un depósito transitorio de material radiactivo.
Finalmente se confirmó el radionucleido presente (Cs-137), con una actividad de algunos MBq, utilizando un equipo de búsqueda e identificación de material radiactivo de última generación. (Figuras 4 y 5) Este dispositivo utiliza un cristal detector de INa, junto con un analizador de espectros.

Figura 3. Detalle de la fuente radiactiva hallada por el sistema detector



Figuras 4 y 5. Espectro generado por la fuente hallada y equipamiento utilizado para su identificación

2.2. El Accionar Regulatorio

Se solicitaron a la acería los datos del vehículo que ingresó dicho material. Se contactó al chofer y se le requirió información respecto a la procedencia de la chatarra entregada por su empresa ese día. Así se destacó un grupo de inspectores para investigar en los lugares donde fuera informada la recolección de chatarra.

De este modo se llegó a la localidad de Médanos en la Provincia de Entre Ríos, distante unos 200 kilómetros de la Capital Federal y a unos 100 Km. de la acería en la que se encontró el material radiactivo.

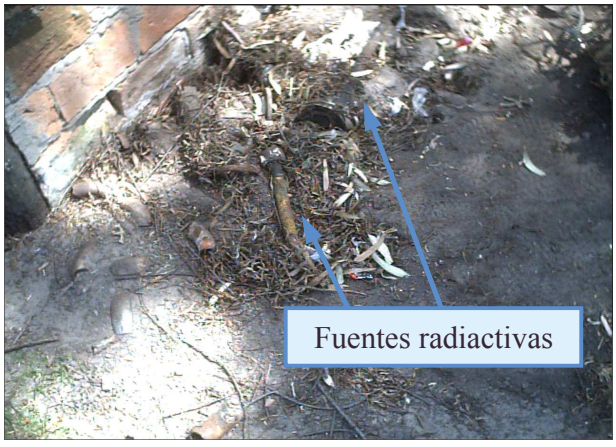
Ya en el lugar, se realizaron las primeras acciones de la investigación, sin que se detectaran nuevas fuentes radiactivas. [3] [4]

De acuerdo a informaciones obtenidas en el lugar, el grupo de investigación se dirigió hacia una vivienda de la zona, de donde fue retirada parte de la chatarra el día del envío. (Figuras 6 y 7) Allí, el propietario reconoció en una foto, al objeto encontrado en la acería. Del mismo modo, informó que el dispositivo hallado, estuvo en su propiedad junto a otras chatarras, y que este

material provendría de un tanque de gas-oil de aproximadamente 3.500 litros de capacidad, perteneciente a un buque pesquero.
Dicho tanque había sido adquirido por el dueño de una finca vecina, a una empresa dedicada al desguace de embarcaciones de gran porte, para su posterior venta como chatarra, con el objeto de adaptarlo para su uso como reservorio de agua para sus animales.
Asimismo, el propietario indicó que en esa finca vecina podría haber otros dispositivos similares.
La comisión investigadora se trasladó a este sitio para proseguir con las tareas, logrando acceder al interior de la misma, en donde se observó un tanque de metal de 1,70 metros de alto por 2.5 de largo y 0,80 de espesor, acorde a la descripción que se disponía.

Figuras 6 y 7. Finca desde la cual se retiró chatarra junto con la fuente radiactiva de Cs-137

Se realizó un extenso monitoreo del tanque sin que se registraran signos de radiación en el mismo, continuando luego con la realización de mediciones en el predio, hasta que en el acceso de un galpón donde se guardaban elementos en desuso, se detecta la presencia de radiación. (Figuras 8 y 9) [2] [5]



Figuras 8 y 9. Sitio donde se detectan nuevas fuentes radiactivas

En ese lugar, debajo de unas redes de pesca, se hallaron tres fuentes radiactivas, similares a la que dio origen a esta investigación. (Figura 10)
Al igual que la fuente radiactiva anterior, con el equipamiento que portaba el grupo de investigación se identificó el radionucleído presente, Cs-137, con aproximadamente la misma actividad.
De la conversación que posteriormente se mantuvo con el propietario de esta finca, se pudo confirmar que las fuentes halladas, provenían de un tanque de gasoil, para uso diario de un buque pesquero, el cual fue adquirido a una empresa de desguace, para posteriormente ser utilizado como reservorio de agua para los animales de la finca.
Con tal motivo el dueño retiró (o hizo retirar) del tanque, (Figura 11) los dispositivos que contenían las fuentes radiactivas, tapando luego los orificios con hierro y soldaduras para adaptarlo a sus necesidades, dejando esos dispositivos con sus fuentes, al costado del galpón mencionado. [5]

Figura 10. Fuentes radiactivas de Cs-137 halladas

Figura 11. Tanque en el cual estuvieron instaladas hasta su remoción

De la inspección ocular realizada a las fuentes radiactivas solo pudo apreciarse señalización de material radiactivo en una de las tres fuentes halladas, cuya etiqueta se encontraba bastante deteriorada. [2]
Se realizaron evaluaciones de tipo radiológico, para luego trasladar las fuentes halladas a un sitio adecuado. Finalmente se dispusieron en el Área Gestión de Residuos Radiactivos.
Con el fin de continuar la investigación se recorrieron otros depósitos de chatarra en la zona y se consultó en los mismos sobre la compra de materiales provenientes de embarcaciones.
Con los datos aportados, el grupo de inspección se dirigió hacia Puerto Ibicuy, distante unos 45 km. del lugar donde se encontró el material radiactivo, donde una empresa se dedicaba al desguace de embarcaciones para su posterior venta como rezago y chatarra.
Este hallazgo permitió conocer el circuito de cómo ingresó ese material radiactivo al país sin estar registrado debidamente en la A.R.N.
Ya en dicho lugar se observa una gran cantidad de embarcaciones y restos de otros buques ya desguazados.
Se realizaron mediciones en todo el predio y se procedió a inspeccionar una embarcación similar a la que transportara las fuentes radiactivas halladas.

En el interior del mismo, se constató la presencia de otro tanque de características similares al antes descrito, pero sin indicios de la presencia de material radiactivo.
Se solicitó que fuera retirado del interior de la embarcación para trasladarlo a tierra firme, donde las condiciones de seguridad eran mayores, para una inspección detallada, dado que el buque estuvo varios años abandonado y sumergido parcialmente, y se encontraba sumamente deteriorado. (Figuras 12 y 13) Una vez en tierra, se practicó una revisión a dicho tanque, y la inspección realizada al interior del mismo dio resultado negativo.

Figuras 12 y 13. Inspección del tanque de gas-oil, similar al que contenía el material radiactivo hallado.

Se inspeccionaron además otras embarcaciones del mismo tipo que se encontraban en la zona de desguace, sin que se registraran evidencias de la presencia de material radiactivo. (Figuras 14 y 15)

Figuras 14 y 15. Otras embarcaciones inspeccionadas

Este tipo de tareas, es muy común en muchos países del mundo, donde se reciclan metales.
Una vez que el barco ha llegado al final de su vida útil, el mismo se desafecta del servicio, y se vende en los mercados dedicados al desguace, a aquel que paga el mejor precio. (Figura 16)
El buque se entrega en las "condiciones en las cuales se encuentra". Muchas veces solo se exige su flotabilidad para el traslado al sitio de desguace.
Pero no solo la chatarra de hierro es importante en estos casos, también se debe recordar que existe una etapa posterior al desguace, donde se revenden partes o piezas que pueden ser utilizadas en otras embarcaciones, convirtiéndose en equipamiento de "segunda mano".

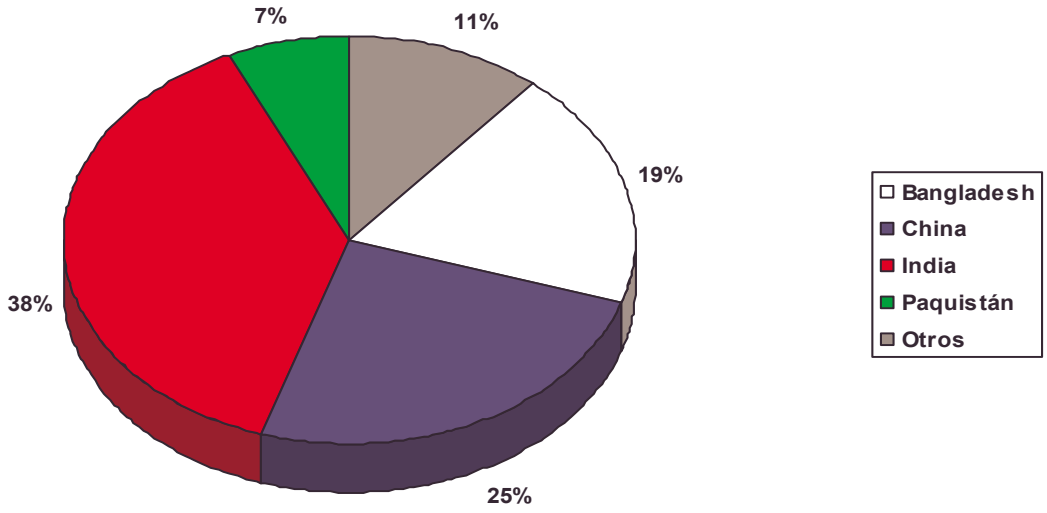


Figura 16. Países que lideran la tarea de desguace de embarcaciones en el mundo.

Esto muestra una situación de gran complejidad, puesto que pueden ingresar al país, materiales radiactivos que no se encuentran declarados y de esta forma, movilizarse en el circuito de la chatarra, siendo fundidos en alguna acería, lo que podría generar una contaminación y dispersión de este material, transformándose en una situación de emergencia radiológica. [6] Del mismo modo los equipos que contengan material radiactivo (mecanismos) vendidos en los sitios que comercializan artículos usados, pueden generar exposición a la radiación.
Este hallazgo muestra un camino para tener en cuenta, en la regulación y control de estos materiales, en los casos de empresas dedicadas a la compra de embarcaciones que puedan estar abandonadas en las costas de ríos o mares, esperando su desguace, y particularmente aquellos buques en similar condición, que ingresen de otros países. [3]
Por ello deben de extremarse las medidas con el fin de detectar los movimientos, ya sean nacionales o transfronterizos, de metales reciclados, y la llegada o aparición de material radiactivo entre los mismos (ya como fuentes huérfanas) al circuito del movimiento de chatarra.
Finalmente la ARN realizó una serie de reuniones con la empresa dedicada al desguace de embarcaciones, para establecer políticas a futuro sobre la detección de estos materiales.
Asimismo se llevó a cabo una reunión en una de las acerías mas importantes del país, de la cual participaron otras empresas similares e instalaciones dedicadas a la compra y procesamiento de chatarra, donde se reforzaron los criterios para la detección de material radiactivo, y en la cual,

las empresas decidieron implementar y mejorar los sistemas de control de la chatarra que ingresa a sus instalaciones.
Como se ha demostrado, resulta una cuestión fundamental en el ámbito regulatorio, luego de producida la detección de una fuente radiactiva huérfana de control, la necesidad de establecer una profunda investigación y entrevistar a todo el personal involucrado, a fin de recabar toda la información posible, para determinar el posible origen y la forma en la cual pudo movilizarse la fuente huérfana, para establecer y reforzar las medidas para su detección. (Figura 17)

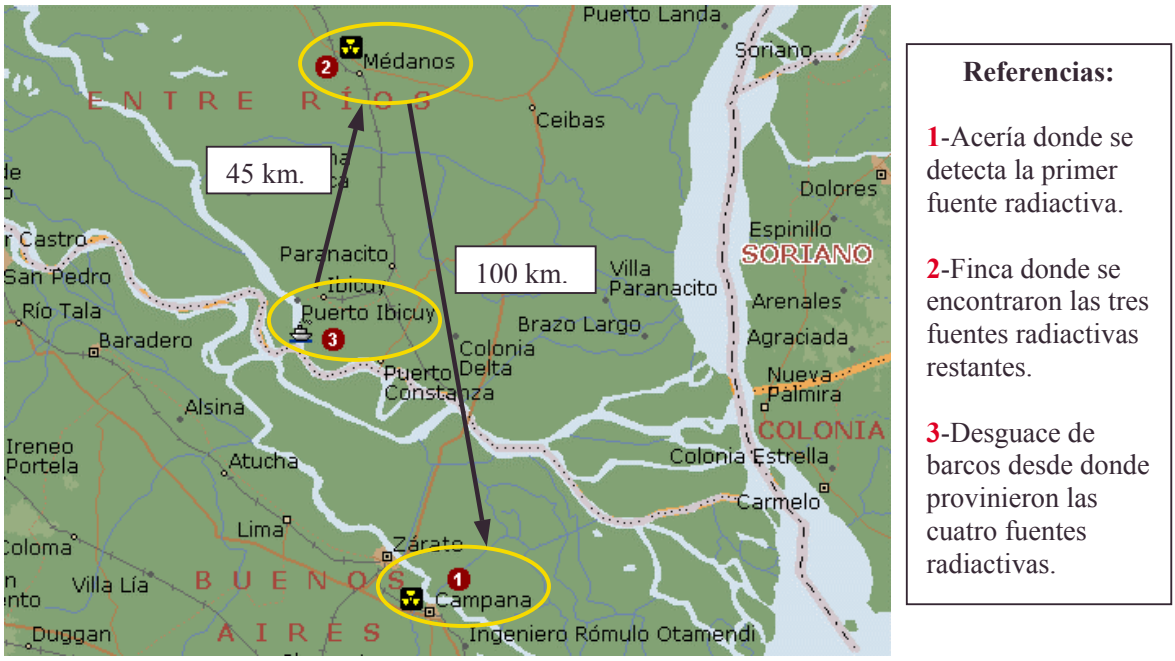


Figura 17. Trayecto recorrido por las fuentes radiactivas

3. CONCLUSIONES

De esta manera se realizó la puesta bajo control de cuatro fuentes huérfanas de Cs-137 que se encontraban en el país, sin conocer de su existencia previamente.
A raíz de la situación detectada por la A.R.N., se desarrollaron los siguientes criterios para reforzar el accionar regulatorio en estos temas en el futuro:

- ✓ Se procedió a aplicar una política de prevención, en cuanto a informar el hallazgo a las empresas de desguace y a las acerías que compran diariamente chatarra para sus procesos, estableciendo reuniones informativas.
- ✓ Establecer medidas o procedimientos para detectar y responder frente a situaciones como la descripta en el presente trabajo.
- ✓ Informar a la comunidad internacional a través del sistema NEWS de la aparición de este tipo de fuentes radiactivas, para que sean tomadas las previsiones según corresponda.

- ✓ Establecer un nivel de cooperación sustentable entre las organizaciones que participan o puedan participar en la detección temprana de material radiactivo sin control, (aduanas, fuerzas de control fronterizo, etc.) particularmente en importaciones transfronterizas de chatarra.

4. REFERENCIAS

[1] International Atomic Energy Agency (IAEA), *"Regulatory control of radiation sources"* Safety Guide GS-G-1.5, Vienna, IAEA, 2004.

[2] Tellería, D., Spano F., Rudelli M., "*Management of orphan sources and security of radioactive materials"*. Dijon, (France),14-18 Sep. 1998, Pág. 94-98 (IAEA TECDOC-1045), Vienna, IAEA, 1998.

[3] International Atomic Energy Agency (IAEA), *"Code of conduct on the safety and security of radioactive sources"*, Vienna, IAEA, 2004

[4] International Atomic Energy Agency (IAEA), *"Security of radioactive sources"* TECDOC-1355, Vienna, IAEA, 2003.

[5] Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), *"Norma Básica de Seguridad AR 10.1.1 - Rev. 3"*, Buenos Aires, República Argentina, 2002.

[6] International Atomic Energy Agency (IAEA), *"Prevención del desplazamiento involuntario y el tráfico ilícito de materiales radiactivos"* TECDOC-1311/S, Vienna, IAEA, 2004.

Safeguards Approach to a New Nuclear Power Plant in Argentina

Valentino, L.I.

Presentado en: Symposium on International Safeguards - Addressing Verification Challenges.
Viena, Austria, 16-20 octubre 2006

Safeguards Approach to a New Nuclear Power Plant in Argentina

Lucía Isabel Valentino

Nuclear Regulatory Authority (ARN)
Argentina

Abstract

Atucha II is an Argentinean Nuclear Power Plant (NPP) under construction which is planned to be finished and operating in about four years. To understand the progress it would imply to Argentina the construction of a new NPP, it is worthy to make a general design comparison between Atucha I and Atucha II as they both are "On Load Pressured Heavy Water Reactor (PHWR)". When a Comprehensive Safeguards Agreement entered into force in Argentina, in April 1994 some problems where faced at Atucha I due to the application of IAEA Safeguards Criteria 1991-1995. This reactor had partially attained the quantity component of the inspection goal because with the safeguard scheme available the scenario of unrecorded Pu production was not fully covered. To solve this issue it was necessary to acquire a system to qualitatively measure irradiated fuels moved between the reactor and the pond and vice versa. The solution to this problem was finally found and implemented in 2003. Based on the hard experience described and considering the importance to think in advance, the safeguards approach at Atucha II is being started to be considered from the construction phase in order to put in place every single device to meet safeguards objectives. The main purpose of the Argentinean National Authority on this new NPP is to view the possible alternatives aiming at arriving at the best conclusion to comply with the IAEA and ABACC requirements without falling in undesirable constructive modifications to the plant once it has started operation.

1. Introduction

Atucha II is placed in the city of Lima, to the north of Buenos Aires, and next to Atucha I, and it is expected to generate 745 Megawatios. 80 % of the construction has been done and the reactor and the steam generator are installed. The agreement for the construction of Atucha II was signed in 1980 and hard work was conducted up to 1994, then the construction was stopped.

The last big construction step was performed in 1999, when the pressurized vessel was placed.

Aucha II is expected to have a useful life of 40 years.

It is expected that Atucha II will be ready to start to produce 5% of the electricity used in the country. Experts and Professionals have been in charge during last ten years of maintaining properly the parts and plans of Atucha II. The parts and pieces, such as electronic circuits and hydraulic devices, have been stored for many years in 18 heated warehouses to avoid humidity and so corrosion of the parts. It is estimated that about 93% of the NPP components are gathered between what is stored in the warehouses and what has been installed in the NPP.

Taking into account the future introduction of this NPP to the fuel cycle of Argentina, it is foreseen that it would be necessary to increase the production of Uranium and Heavy Water. For the acquisition of Uranium, the possibilities could be to import or it is also feasible the reactivation of "Sierra Partida" Mine, in Mendoza Province, and "Cerro Solo", in Chubut Province. Besides, it is very important to consider the necessity of

acquiring Heavy Water that could be produced at the Heavy Water Industrial Plant. In this sense it is also necessary the review of the design and real capacities for the Fuel Fabrication Plant (FFP) and the Conversion Plant.

In relation to the FFP, nowadays, there are two separate lines one for Low Enriched Uranium (LEU) for Atucha I fuel assemblies and the other one for Natural Uranium for Candú fuel bundles. Before Atucha II starts operation, it would be necessary to count with a Natural Uranium line for its fuel assemblies. By now, the impact on the increase in the future production for the FFP is being analyzed, and two possibilities arose, one of them is the reactivation of the Natural Uranium production line used for Atucha I assemblies, and the other one is the creation of a completely new line depending on the fuel assembly design for Atucha II, which is still under consideration.

In connection to the Conversion Plant at Cordoba Province, it would be necessary to analyze the production capacity as probably the expected production would be doubled or at least increased abruptly.

Now the political decision was made and Atucha II will be finished, if possible, in four years time. But this long postponed decision implies, by sure, the revision, updating or adjustment of all the steps of the current fuel cycle in Argentina to deal with an increasing demand.

2. NPPs in Argentina

2.1. Embalse NPP

Embalse NPP works commercially since the 20th of January 1984. It is placed by the South cost of the Embalse of Tercero River, nearby Embalse in Cordoba Province. The designer and constructor were Atomic Energy of Canada Limited (AECL) from Canadá e Italimpianti from Italy. Embalse is a PHWR, with heavy water and 380 channels to place Natural Uranium fuel bundles. The Brut Power is of 648 Mwe. A by product of the NPP is the production of Co 60 used in nuclear medicine and in industry and a big amount of this production is exported.

Experience have been gained at this facility in the verification by gross defects of irradiated fuel bundles. Many advantages in the use of the core discharge monitor are recognized, and eventually, it could be considered the use of it at Atucha II. The change in the channels (back fitting) for this NPP is foreseen for next year to increase the useful life.

2.2. Atucha I NPP

It works commercially since 24th of June, 1974 and it was the first NPP installed in Latin America. It is situated by the Paraná de las Palmas River in Buenos Aires Province at 100 km

from Buenos Aires city and its main designer was SIEMENS.

Atucha I NPP is an On Load Pressured Heavy Water Reactor (PHWR) built in the 70´s. The power of this NPP is 357 Mwe. The reactor started operation with natural uranium fuels but now it works with low enriched uranium fuel assemblies (0,85% U^{235}). The core grid capacity is of 252 fuels. The reactor is refrigerated and moderated by D2O. In this Plant there are two houses with a total of six pools for storing the spent fuels and two maneuvering pools, one in each house. The re-fuelling frequency is of 0,72 fuels per day when the reactor is working at high power. There is only one channel between the reactor building and the maneuvering pools of the two houses and the flow of fuels (fresh, burnt up and semi burnt up) is through it.

In the ponds, the fuels are stored in two layers and in hangers of different design for the upper and the lower layer. Basically, the differences consist of constructive dimensions. Due to that reason, the fuels are not aligned and so the fact of placing a detector between the fuels in the lower layer turned into a difficult challenge at the time of re- verification.

In this NPP all the channels have been changed to extend the useful life of the facility.

	Embalse NPP	**Atucha I NPP**
Reactor Type	Candu Type	Siemens - PHWR
Thermal Power	2,109 MWt	1,179 MWt
Electrical Brut Power	648 Mwe	357 Mwe
Moderator and Refrigerator	Heavy Water	Heavy Water
Fuel	Natural Uranium	LEU (0,85%)
Vapour Generator	Four	Two
Turbine	1 step of high pressure, three steps of low pressure	1 step of high pressure, three steps of low pressure
Electric Generator	Four poles 22 Kv, 50Hz	Two poles 21 Kv, 50Hz

2.3. Atucha II NPP

Atucha II is the third NPP in the country of a SIEMENS design. This NPP is based on Atucha I prototype, but with a brut power higher than 745 Mwe. The fact that it is placed next to Atucha I, will help in the use of big part of the infrastructure and services.

	Atucha II NPP
Reactor Type	Siemens - PHWR
Thermal Power	2,175 MWt
Electrical Brut Power	745 Mwe
Moderator and Refrigerator	Heavy Water
Fuel	Natural Uranium
Vapour Generator	Two
Turbine	1 step of high pressure, two steps of low pressure
Electric Generator	Four poles 21 Kv, 50Hz

3. Experience gained at Atucha I

According to IAEA Safeguards Criteria issued in 1991 and in particular since 1995, Atucha I had only partially attained one of the technical inspection goals due to the requirement of having a fuel flow monitor to count and verify by gross defect the fuels discharged from the reactor core before being placed under IAEA and ABACC surveillance at the storage ponds. This criteria basically based on Candú reactor

model, could not be easily extrapolated to On Load Reactors types (OLRs), in particular for those in operation.

At that moment, for ARN, the goal was to find a suitable method to fulfill this requirement minimizing the intrusiveness in normal operation of the facility and avoiding substantive construction modifications together with appropriate NDA techniques to verify the spent fuel inventory at the ponds before the VIFM were left working. This method could also be used in case of re verification purposes when C&S failure occurred.

An alternative to the installation of flow monitors to fulfill safeguards requirement could be verifying by gross defect with medium detection probability the spent fuel inventory at every interim inspection. This would have implied to perform physical inventory verifications every three months and therefore the inspection effort would have been enormous. That was the main reason for looking for technical solutions to allow maintaining the continuity of knowledge of verified items.

4. Description of the Adopted Technical Solution at Atucha I

For the verification by gross defects of fuel flow between the reactor and the ponds the fuel monitor installed at Atucha I NPP included a subsystem of semi submergible cameras to avoid tampering of the detectors.

For measuring the spent fuels difficult to access stored in the lower layer and for those with long cooling time, a spent fuel neutron counter (SFNC) of suitable dimensions was used.

It was projected the installation of the fuel monitoring system during the first middle of the year 2003 and towards the end of that year the testing period was finished. The objectives complied during the year 2003 were to implement a suitable system to complete the safeguards approach for this NPP; and to select complementary methods to the Improved Cerenkov Viewing Device (ICVD) to re-verify the inventory at the storage ponds.

The adaptation of an “in operation facility” to Safeguards Criteria afterwards developed, was a tough task that could be successfully completed.

4.1. Description of the Selected Monitoring System at Atucha I

The unattended system installed consisted of gross gamma detectors and a surveillance system semi submerged at the pond, focusing to the transfer channel. The detectors are positioned in such a way as to register the direction of each transfer. The underwater cameras record all the movements through the transfer channel into and out of the bay. The digital signals from the gamma detectors and the images from the surveillance cameras are sent to a server that would process the data and generate reports and images for a set safeguards period. This server also has redundant functions for power supply and data storage.

The National Authority is conscious that the detectors could not be installed at strategic points to avoid tampering; instead the positions were selected according to operating limitations. The failure probability of the whole system is not low as the flow monitor and the semi submergible cameras are two independent sub systems. If the underwater surveillance fails it can not be assured that not tampering of the detectors were made and If the detectors fail the verification by gross defect of the fuels also fails and so re verification of the pools is necessary.

Now, during the construction phase, in Atucha II, it is possible to choose the more convenient points to install the detectors for the flow monitor without operational or

construction limitations. Now, it is possible to install the flow monitors in the transfer channel with enough inaccessibility to consider tampering unviable before the start of operation. In case of failure of the detectors, a potential solution could be considered for the next stop of the NPP, where the flow monitor system could be repaired or replaced.

4.2. Description of the NDA Techniques selected to re-verify the Spent Fuel Inventory at Atucha I

The spent fuels stored in the lower layer of the ponds were mostly inaccessible for in situ measurements because of the limited space between the assemblies. Another feature that was considered was the long cooling time of many of the fuels with low burn up that prevented from using the ICVD. Additionally, isolation of the fuels for measurement was extremely difficult due to the number of assemblies and the difficulties in moving and re-arranging the fuels due to safety and operational reasons. Due to the fact that the hangers were no aligned between the lower and upper layer of the ponds a specific device was designed and constructed to drive the neutron detector towards the randomly selected fuel.

Finally, for the re verification of the spent fuels in the ponds was defined, after subsequent field trials, the use of a SFNC and, when applicable, to the irradiated fuel assemblies with low cooling time, an ICVD .

4.2.2. Spent Fuel Neutron Counter (SFNC)

A prototype neutron detector system, which employed a fission chamber (12,7 cm active length, 2,54 cm diameter) and a preamplifier moderated by a polyethylene cylinder (3,5 cm thick polyethylene) was fabricated to be used at Atucha I. The system was designed to work with MMCA and software widely used by the IAEA. The SFNC was used to collect neutron signals from the assemblies with burn ups of 5000 to 8000 MWD/TU. The measurement results, while limited in the number of data points, showed that the calibration curve was sufficiently linear for the purpose. The detector system was placed 2.4 m below the top of the fuel assemblies and this vertical position was maintained for measurements.

Now in the construction phase of Atucha II, it is possible to design a suitable hanger to optimize the storage capacity allowing alignment of the two layers maintaining optimum storage capacity and minimizing difficulties in the introduction of detectors in case re-verification is required. The National Authority is interacting with the Operator to introduce modifications in the pool design to resolve the problem that exists at the prototype NPP, tempting at optimizing the safeguards activities. In that sense, the hangers should be designed allowing seals to be applied leaving difficult to access fuels under dual, containment and surveillance system.

5. Foreseen Safeguards Measures at ATUCHA II NPP

According to the strengthening of safeguards evolution in the world, it is necessary to think in advance that when Atucha II starts operation in about 4 – 5 years, Integrated Safeguards would be in force in Argentina. In that sense, it should be considered in the safeguards approach, the application of an announced inspection regime, remote monitoring systems, state of health transmission, etc.

According to the current safeguards criteria, it is also foreseen the installation of a flow monitor to verify by gross defect irradiated fuel assemblies before they turned into difficult to access nuclear material in the ponds. At the beginning of the NPP operation

it is not expected to have a great amount of irradiated fuels stored and so the verification effort would not be very high but high in comparison with the spent fuels generated in a light water reactor type. It is necessary to think in advance, as the spent fuels stored increase the inventory during normal operation, how to minimize re verification efforts. Besides, it is also necessary to think about surveillance failure. Due to the experience gained in Atucha I, conditions such as minimize the re verification effort in case of surveillance failure is an important issue for all the inspectorates.

The re verification effort could be minimize if, for instance, the verified spent fuels are kept under seals. So it turns into a necessity to work in the suitable design of the hangers to include this technical capability. This could not be implemented at Atucha I due to the fact that, the little space in the pools did not allow the movement of the vast majority of the fuels and so no change of the hangers was possible. Besides, the design of hangers that could be aligned would facilitate the introduction of the detectors in case of conventional surveillance failure.

However, in case of failure of the detectors of the flow monitor system, the measures proposed by the National Authority regarding storage of spent fuel assemblies, would allow that only a portion of unverified spent fuels would be subject to verification by gross defect. Consequently, it is necessary the adoption of a storage strategy by subdividing the inventory at the pond by design, while in the storage process. In addition, a mailbox system complemented with an announced inspection regime could be approved to be implemented as soon as the failure is detected to last up to the repair of the failure. This also will conduct to the re verification of a minimum amount of irradiated fuels reducing inspection efforts. Identical analyze could be made considering the case of surveillance system failure at the pool house.

Atucha II is under the construction phase, and so it is also possible to think about the possibility of having a dried storage built similar to the existing one in Embalse NPP and complementary to the wet storage. For Atucha II, the design of the silos, baskets, transportation flasks, welding cells, etc. are strongly influenced by the size of the spent fuel assemblies and it should be considered in advance.

Conclusion

- It is very important to think about the safeguards measures for Atucha II NPP during the construction phase to minimize operational intrusiveness and construction modifications, once the facility is in operation.
- It must be consider to minimize and easy by design, the activities to be performed at routine or special inspections (eg. re verification inspections)
- In case of failure of fuels flow detectors or surveillance it should be considered that the recovering of the continuity of the knowledge should be the less possible intrusive to the normal operation of the NPP. It is worthy considering a storage strategy to maintain segregated, by design, the unverified or out of surveillance irradiated fuel assemblies, aiming at reducing the re verification effort.
- During the construction phase, it is necessary to study the design of the hangers to include the possibility by design of applying seals. This will lead to dual measures on difficult to access nuclear material.
- According to the experience gained in finding a technical solution at Atucha I, co-operation between ABACC, IAEA, ARN and also the Operator, brings positive results and it is worthy to start simultaneous work during the construction phase and as soon as possible.

- As it is possible that in 4-5 years time Integrated Safeguards wouldl be in force, in the safeguards measure to be applied to this new NPP, the new technologies would have impact to meet safeguards goals, like transmission of state of health, remote monitoring application or unannounced inspection regime complemented with a mail box system, etc.

References

(1) ALTERNATIVES TO REACH SAFEGUARDSS GOALS AT ATUCHA I NUCLEAR POWER PLANT. PALACIOS E., ORPET P. M., MARZO M - Argentine and Brazilian Accounting and Control Agency (ABACC) VICENS H., VALENTINO L. - Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN). Presented in the Annual Meeting of the INMM–2000.

(2) SAFEGUARDSS CRITERIA 1991- 1995 / 1990-11-21 (including updates).

Improvements in the National Safeguards System and International Verification in Embalse Nuclear Power Plant in Argentina

Valentino, L.I; Bonino, A.D.; Orpet Peixoto, H.;
Vicens, H.E. and Giordano, L.A.

Presentado en: 47th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management.
Tennesse, USA, 16-20 julio 2006

Improvements in the National Safeguards System and International Verifications in Embalse Nuclear Power Plant in Argentina

Lucía Valentino, Anibal Bonino,
Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN)
Orpet Peixoto, Hugo Vicens, L.Giordano,
Brazilian Argentine Agency for Accountability and Control (ABACC)

Abstract:

During last years the Argentina National Safeguards System has been continuously strengthened and improved. By the close interaction among the Nuclear Regulatory Authority Board (ARN), the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the Brazilian Argentine Agency for Accountability and Control of Nuclear Materials (ABACC), it was possible to improve the national and international safeguards verification system. In particular in Embalse NPP, it was installed a more advanced and reliable Core Discharge Monitor and also was implemented the use of VACOSS seals during the Dry Storage Campaigns.

Besides, in near future it is foreseen the change of the Surveillance Systems in the ponds of Embalse NPP to a more advanced system (DMOS), including an underwater surveillance system complemented with an unannounced inspection regime to monitor special practices, like the Co 60 transfers from the NPP to the related Source Handling Facility. Despite the increase in the reliability of this new surveillance system, it is important to remark that the IAEA and ABACC will also probably deal with the implementation of the transmission of state of health considering that this system offers the features to incorporate this method of verification. A close cooperation is foreseen between the International Agencies and the National Safeguards System on this issue. In addition, steps to implement operational declarations through mailbox systems in order to support short notice random inspection, are in progress.

This paper summarize the actions to be taken in Embalse NPP by the National Authority in cooperation with the IAEA and ABACC to face the challenges to be encountered in the near future, using the benefits of the systems in hand to strengthen and change the approaches of current traditional safeguards systems.

Important Issues:

Due to the fact that the inspection effort was extremely high at the CANDU 600 Reactor situated at Embalse, by the end of 1995, it was agreed by the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC) to create a Working Group (WG) to study the situation and to make recommendations. The main function of the WG was to investigate methods to ensure adequate safeguards effectiveness and to reduce inspection effort. It was intended to embrace in the analysis both the current safeguards practices and activities such as the possible application of new safeguards technologies. These include Non attended and Remote Monitoring System (RMS). The Argentine Nuclear Regulatory Authority (ARN) participated in the WG deliberations between March 1996 and February 1999.

The main goal of the Embalse WG was to develop the "Performance Requirements" for Non attended-RM systems for the spent fuel transfer campaign to dry storage, improved the silos design and analyse in detail all the verification activities in order to optimise the inspection effort.

The progress obtained during last years in the development of Containment and Surveillance Systems and the installation of some of them in Embalse NPP have modified significantly some of the routines inspection activities in this facility and offer a new possibility to advance on the implementation of some of the recommendations of that WG. For that reason, the National Authority of Argentina have requested to the IAEA and ABACC a revision of the conclusions to the WG and the actualization to the safeguards approach to this NPP, that will be carried out, some time, during this year.

General Description of the Facility:

The EMBALSE NPP is located in Córdoba Province by Embalse lake, about 800 km far away from Buenos Aires.

Embalse NPP (RAK-) has been in operation since 1983. It is an On load PHWR reactor (CANDU type) fuelled with natural uranium bundles. The core capacity is 4560 fuel bundles and the re-fuelling frequency at full power is of 15.8 bundles per day. National and imported fuel bundles are used, which contain 19 kg of natural uranium per bundle in average. Between 500 and 1500 fresh fuel bundles are stored at the facility in boxes that can accommodate up to 36 bundles each.

The facility has one spent fuel storage pond (S-101) with a maximum storage capacity of 44688 spent fuel bundles. The average burn-up of a spent fuel bundle is 7340 MWd/t U and its Pu content is about 70 g.

In addition, Embalse NPP produces Co^{60} for medical and industrial applications. The Co^{60} rods are conditioned in the spent fuel reception pond (S102). The transfer activities of Co^{60} implies the introduction and removal of shipping casks into the spent fuel pond, which have eventually the capacity to transport bundles instead of Co^{60} rods. This fact has an impact on this NPP safeguards approach.

In 1993 a dry storage was built to extend the storage capacity of spent fuel bundles at the facility. The dry storage consists of concrete shielded canisters (or silos) with a design capacity of 540 spent fuel bundles, containing more than five years cooling time spent fuels. At present the storage capacity is of 184 silos, which increased the maximum storage capacity to 99360 spent fuel bundles.

Inspection Effort

The inspection effort under normal circumstances is constituted by three Interim Inspections plus one Physical Inventory Verification Inspection (PIV). In addition, interim inspections are scheduled to verify the transfer of the spent fuels from the ponds to the dry storage once or twice a year. Finally, the conditioning of Co^{60} rods in the spent fuel area and the movements of shipping containers suitable for spent fuel removal are normally

covered with an unannounced inspection regime that covers just the period of time when these non routine activities take place.

a) Most of the inspection effort is associated to the follow up of the transfer of spent fuel bundles from the ponds to the dry storage. The optimization of the inspection effort associated to these spent fuel transfer campaigns followed two main lines:

b) The development of the RM system that could embrace all the steps involved in the spent fuel transfer from the ponds to the dry storage.

c) The implementation of a new containment and surveillance system (C&S) that makes possible the inspection activities can be carried out with just one inspector from each organization.

The implementation of the RM system could be a great advance in the safeguards approach to this facility, but it may be recognized as an ambitious, medium term project, which was started to be tested in 1996. The ARN under the agreement with DOE and with the participation of the IAEA have designed and installed a preliminary RM system for spent fuel transfer from the pond to the dry storage. The preliminary field trial result has demonstrated the methodology is feasible, however, the development was temporarily interrupted until some of the recommendation of the WG could be implemented. This paper is focused on the progress met in item b) that resulted in a significant reduction of the inspection effort applied to this facility.

Optimization of the inspection effort associated with the Spent Fuel Transfer to Dry Storage – The implementation of VACOSS seals

Historically the spent fuel transfer campaigns were covered by human surveillance requiring two inspectors from ABACC and two from the IAEA. The reduction of this huge inspection effort was the target but the main problem met, was that both inspectorate bodies wanted to arrive at independent conclusions when simultaneous activities took place in the field.

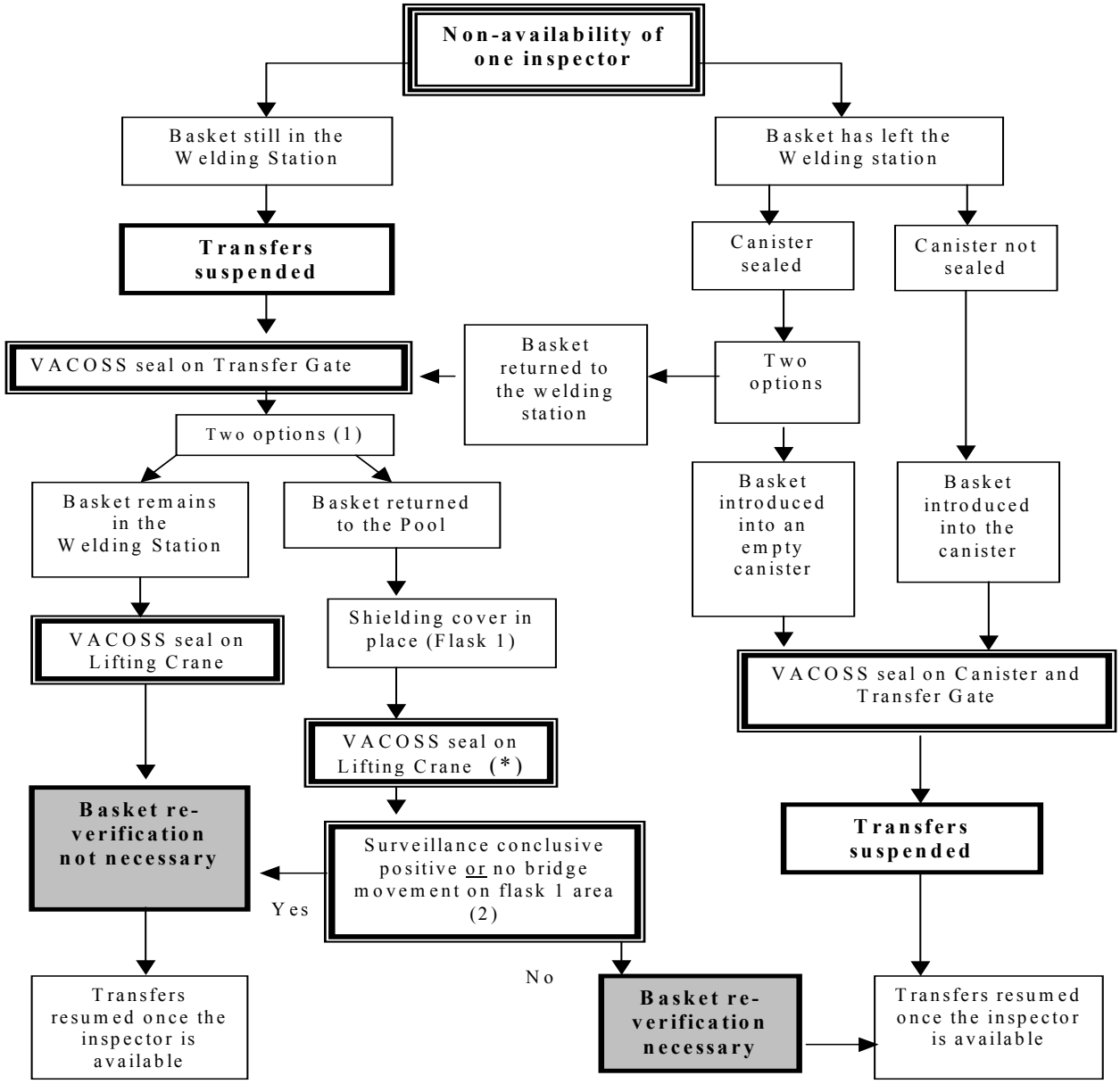
All the diversion scenarios starting in the spent fuel storage pond, involving the welding cell and during the transfer to the silos, were taken into account. The inspection activities were re-organized allowing the presence of just one inspector from each side. The routinely use of electronic seals to be shared by ABACC and IAEA was introduced. In addition, the operator was trained to handle the electronic seals to avoid the undue interference of the safeguards activities against, eventually, safety conditions of the NPP.

A flow diagram, including the decisions to be taken from the operator side in case of unavailability of one inspector from any organization, was discussed and agreed between IAEA, ABACC and the Argentine National Authority. As this procedure should cover any eventual emergency situation, all the actions has been detailed and either the inspectorates or the National Authority have a clear indication on what has to be done to re-establish the knowledge on the basket being transferred when emergency situation arises.

The non-availability of one inspector is a non-routine case. Under this circumstance the VACOSS seals are applied as a back up of the surveillance measures. To have this

option ready to be used, some VACOSS seals must be kept initialised by both Agencies, on-site, and ready to be deployed by inspectors of either Agency.

If the non availability took place, the VACOSS seals applied should remain installed until an inspector from the other Agency has the opportunity to verify the integrity of the optic fibber cable, and also verify the correct functioning of the seal and event history.



(1)Usually the non-welded basket will return to the spent fuel storage pond. If it remains in the welding cell must be kept under containment.

(2)Surveillance conclusive positive **or** no movements on bridge crane means at least one of the options has to be fulfilled. If the operator declares that the basket is already welded, the bridge should also be sealed, since re-verification of welded basket is very complex in case of surveillance failure.

Note: In case a welded basket is in the pond, If the surveillance fails or is inconclusive and the bridge is not sealed, an anomaly has to be declared. To avoid this scenario, it is recommended to keep the welded basket at the welding cell under containment or to seal the bridge while the welded basket remains in the pond.

(*) Only in this case, the VACOSS seal applied on the lifting crane is redundant with the VACOSS seal applied on the transfer gate.

Use of New DMOS System

Following the basic lines established in the "Guidelines for the Coordination of Inspection Activities between ABACC and the IAEA" approved in 1997, the IAEA became responsible of providing the surveillance system to replace the Multiplex Surveillance System (MUX) installed at Embalse NPP.

IAEA and ABACC, agreed, to propose the National Authority the installation of a Digital Multichannel Optical Surveillance System (DMOS). This proposal was accepted by the National Authority considering the following technical characteristics of the system:

a) The system might accept a high number of cameras which could be configured with different operation modes according to the safeguards necessities.

b) The image storage capacity of the DMOS system in disk is very big due to the fact that it is prepared for safeguards use assuming a low inspection frequency. The cameras are provided with internal "flash cards" that in a normal configuration permits to store surveillance data of, at least, two subsequent periods. This characteristic, from the National Authority point of view, offered an additional security, as an spare temporary back up of the surveillance data in case of accidental loss of the archives occurs before the Agencies conclusions.

c) The reliability of the whole system prove to be adequate.

d) The software of the system allows applications of remote monitoring through the Windows Remote Access Service (RAS) compatible with many communication hardware and network protocols. Besides, the system is optimum to transmit remotely its state of health (SOH) and may also be connected to an interface that registers the opening and closing of VACOSS seals. This might facilitate, in a near future, the strengthening of safeguards measures applied to this facility and the evolution towards innovative approaches.

a) The operation of the system is very versatile allowing to be adapted to any of the possible alternatives. The server accepts the configuration of an structure of archives and subdirectories that permits recording the images of some of the cameras in different folders with preset periods, to cover simultaneously, the requirement related to the surveillance at the interim inspections and the Co^{60} transfers campaigns.

In relation to the reliability of the system, it is important to remark that the Digital Cameras Module-14 (DCM-14) are used, which have been widely tested in the field and demonstrated adequate reliability. The DMOS system has high redundancy in the data storage devices represented by high capacity memory cards, redundant hard disk storage, and the possibility of recording surveillance data in two independent tape units.

The server is equipped with redundant power supply. As each module of the system is connected independently to the network, the cameras remain connected, in case of failure of the power supply unit .

The reliability of the surveillance system is a relevant characteristic for a facility with a huge inspection effort, varied inspection activities and, in which, the re- verification of the inventory, impacts on the costs of the national, regional and international systems.

Verification of no routine activities – VIFM:

In the original approach of a Candu type reactor, the scenery of extraction of irradiated fuels by the headers of the reactor vessel followed by the removal from the building, by the main lock, using shielded containers big enough to transport spent fuels, was covered by surveillance installed at both sides of the reactor vessel. The extreme environmental conditions, in particular the high radiation dose, generated a failure frequency unacceptable, from the safeguards point of view. Besides, it was very difficult to repair or replace the cameras, that was why the IAEA and the National Authority looked for an alternative approach to cover this scenario.

The cameras in the sides (refuelling machines) of the reactor vessel were replaced by cameras in the main and in the emergency locks and fresh fuel loading machines area. That extensive use of image surveillance increase the inspection effort and was not so selective as a radiation detector that allows a more qualitative information on irradiated bundles movements.

To monitor the discharge from the reactor vessel a VIFM was installed in place of the bundle counters. The VIFM consists of a system with Yes/No detectors in the relevant reactor penetrations, a core discharge monitor and a bundle counter. This new surveillance system detects any movements of irradiated fuels in the reactor vessel. The VIFM is also prepared to transmit the SOH. This equipment, after a test period was approved for safeguards use.

Other NPP operations that may be use as diversion paths shall be cover with additional measures. Among these practises, it may be mentioned the extraction of Co^{60} bars and the re change of the detectors flux from the reactor core. For these activities, that usually requires special routes, the safeguards measures are the application of a temporary additional surveillance complemented by human surveillance.

The operations related to movements of containers between the interior of the reactor building and the pond house are currently verified by ABACC and IAEA with an unannounced inspection regime that requires an anticipated declaration of all the container movements by the National Authority . The exit of containers to other facilities outside the NPP, is verified in all cases by the inspectors of both Agencies.

Additionally, other advantage of the DMOS system is the capability to install, in one system, underwater cameras at the reception pond of irradiated fuels. This feature lets the movements be monitored and evaluated by the safeguards inspectors during routine inspections reducing the unannounced inspection effort.

The combination of both surveillance systems, VIFM and DMOS, allows a simplification of all the procedures associated to non routine operations related to movements of shielded containers with capacity to transport spent fuels.

Transmission of State of Health (SOH)

The transmission of the SOH of the surveillance systems could allow ABACC and the IAEA, to have timeless information on the functioning status of the surveillance cameras, detectors, servers and the power supply units.

Some problems arouses when facing potential safeguards application of this tool. All the parts involved, IAEA, ABACC, the national system and the operator, agreed in studying the possibility of adopting the use of the information of the SOH. Only when a quick reaction from the Control Agencies is possible, it will be obtained a reduction of the consequences of a lost of continuity of knowledge on the inventories of nuclear material under containment and surveillance measures. Eventually, an immediate or quick enough response may avoid or reduce the inspection effort associated to the re-verification of the inventories, strengthening the safeguards system.

Nevertheless, from the National Authority point of view, even though it is important to reduce or eliminate the consequences of a surveillance lost, it is also important to get assurance that only agreed information would be transmitted outside the facility.

The requirements of the National System bring some extra difficulties to the transmission of the SOH. For instance, to verify that only the agreed information is re-transmitted, considering that the transmission is on codified information it is necessary to supply to the National Authority a key to de-code that information. From the point of view of the Control Agencies, this requirement means to make the system vulnerable.

Another problem that requires consideration is that the safeguards approach based on the knowledge by the National Authority of the failure of a surveillance system, put them on a possible "guilty" side. In case of probed no induced failure, there is a great advantage for the National Authority of ignoring the SOH information. From the safeguards criteria, in that case the necessary time to coordinate the arrangements for the re-verification of the inventories associated to the failure is the maximum and the percentage of the re-verification is low or intermediate.

There are under consideration some intermediate solutions that might be implemented to take into account the points of view of all the involved parts. To assure that only the agreed information is transmitted, it could be sent to ABACC, IAEA and to the National Authority or Operator in parallel. The confidentiality problem could be resolved by using more than one level of authentification and de-codification keys. To avoid a negative impact on the State, the access to the information by the National Authority and the Operator should be delayed, allowing ABACC and IAEA to have adequate response. It is important to notice that in the particular case of Embalse, the responsibility on the surveillance system falls on IAEA side, this implies longer tolerance periods for the response in relation to ABACC due to the geographical situation of the corresponding headquarters. In this sense, an adequate collaboration and coordination between ABACC and IAEA could reduce the impact of this disadvantage.

Other issues to be taken into account, are the security in the data base, the frequency of the information transmission, the transmission means to be used, the security level required to prevent distortion of the information, etc.

Conclusions

The National Authority have made a great effort to implement the recommendations of the Embalse WG and face the possibility to optimise, even more, the inspection activities at this facility, which requires the great inspection effort for the parts.

The current safeguards measures for Embalse NPP implies the use of different types of surveillance equipment, such as DMOS, VIFM, Underwater Surveillance cameras and the future possibility to transmit the SOH information of these equipment. In addition, the verification of the Co^{60} transfers has been improved with the use of underwater surveillance cameras.

In parallel to the progress described in this paper, the operator has agreed to modify the design of the silos and also the field of the silos to permit the application of a RM system. Now, the silos design include re-verification tubes to place detectors to count the baskets introduced in the silos, as required in the "Performance Requirement of Non Attended System".

By now the National System, ABACC and IAEA are dealing with a new safeguards approach based on Short Notice Random Inspections (SNRI), not related to NPPs, but that will let gain experience in the use of a mailbox system to send operational declarations timelessly. A future possibility, from the national point of view, could be the application of the RM or Non Attended Systems in the field of silos complemented with the use of a mail box for the spent fuel transfer campaign. The verification of the basket, the whole charge process ,the welding and the transportation of the basket to the silo would be monitored by the RMS and the related data declared through a mailbox. On unannounced basis ABACC and the IAEA could verify and confirm such transfers. The inspection effort related with the spent fuel transfer campaigns could be optimized when these safeguards tools could be implemented. Taking into account the SQs of nuclear material involved in the transfer campaigns, it is worthy to explore new optimal tendencies for this NPP.

References:

- Final Report – Embalse Working Group – ARN- ABACC-IAEA- February 1999.
- Guidelines for IAEA/ABACC joint Ad-Hoc Inspection Activities at the Embalse Nuclear Power Plant – Rev. 5: ABACC/IAEA 2005-03-17 – Final Version

Dosimetría biológica de pacientes con carcinoma diferenciado de tiroides tratados con Iodo-131

Vallerga, M.B.; Fadel, A.; Rojo, A.M.; Taja, M.R.; Deluca, G.; Cabrejas, M.; Valdivieso, C. y Di Giorgio, M.

Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Dosimetría Biológica de Pacientes con Carcinoma Diferenciado de Tiroides Tratados con Iodo - 131

Vallerga, M. Belén[(1)]; Fadel, Ana[(2)]; Rojo, Ana María[(1)]; Taja, M. Rosa[(1)]; Deluca, Gustavo[(1)]; Cabrejas, Mariana[(3), (4)]; Valdivieso, Carlos[(3)]; Di Giorgio, Marina[(1)]

[(1)]Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

[(2)] Hospital General de Agudos Dr. Carlos Durand
Argentina

[(3)] Hospital de Clínicas José de San Martín
Argentina

[(4)] Comisión Nacional de Energía Atómica
Argentina

Resumen

La administración de I-131 a pacientes con Carcinoma Diferenciado de Tiroides (CaDiT) se utiliza dentro del esquema terapéutico como paso posterior a la tiroidectomía. Sin embargo, la actividad óptima a suministrar es de difícil determinación debido a factores tales como, la variabilidad en la capacidad de captación tumoral del I-131, distribución del fármaco, status fisiológico, otras patologías asociadas, grado de avance de la enfermedad, y tratamientos previos. Adicionalmente, la actividad a administrar es dependiente de la dosis de tolerancia en los tejidos sanos; dosis superiores a 2 Gy en médula ósea, podrían conducir a mielotoxicidad. Actualmente, la forma más extendida de administración es la prescripción empírica que considera parámetros clínicos y de laboratorio para su determinación. En el presente trabajo, el protocolo de tratamiento aplicado incorpora la evaluación por dosimetría interna y dosimetría biológica para estimar dosis absorbida en médula ósea. La estimación biológica de la dosis de estos pacientes se basa en la cuantificación de aberraciones cromosómicas, cuya frecuencia es referida a una curva-dosis respuesta en la cual los linfocitos son irradiados in vitro con I - 131, permitiendo determinar la dosis in vivo a los linfocitos circulantes del paciente.
El objetivo del presente trabajo es determinar la aplicabilidad de diferentes ensayos citogenéticos en la estimación de la dosis absorbida a todo el cuerpo u órganos específicos.
Se evaluaron tres pacientes con CaDiT. Su protocolo de tratamiento consistió en una administración trazadora de iodo radiactivo de 74 - 111 MBq (2 - 3 mCi) y una terapéutica 7,4 - 11,1 GBq (200 – 300 mCi). Previo a la administración trazadora y 8 días post-

administración terapéutica se tomaron muestras de sangre venosa que fueron evaluadas por dosimetría biológica mediante la aplicación de las técnicas: citogenética convencional, Micronúcleos y FISH (Hibridación in situ por Fluorescencia). A partir de las frecuencias de aberraciones cromosómicas observadas se estimó dosis absorbida a cuerpo entero. Se compararon las dosis obtenidas por los diferentes métodos biológicos empleados. La evaluación por dosimetría interna de los datos obtenidos post-actividad trazadora permitió personalizar la actividad de I - 131 a administrar, a partir de modelos físico-matemáticos que consideran la biocinética particular de cada paciente (metodología MIRD).
Las dosis estimadas por los dosímetros biológicos utilizados resultaron consistentes entre sí. Se discuten sus alcances y limitaciones para ser aplicados en la validación de la estimación dosimétrica basada en modelos, a fin de administrar una dosis terapéutica protegiendo al paciente de los efectos adversos de la radioterapia interna en órganos que no son blanco de la misma. La experiencia adquirida se considera de utilidad para dar respuesta en casos de incorporación de radioiodos en trabajadores ocupacionalmente expuestos.

1 INTRODUCCIÓN

La radioterapia interna con I - 131 en pacientes con Carcinoma Diferenciado de Tiroides (CaDiT) se utiliza dentro del esquema terapéutico como paso posterior a la tiroidectomía a fin de realizar la ablación del tejido tiroideo residual y tratamiento de recidivas o metástasis. El éxito de la terapia consiste en alcanzar una dosis letal en el tejido tumoral sin exceder la dosis de tolerancia en tejidos sanos. La dosis entregada en el tejido tumoral depende de la actividad terapéutica suministrada y la retención del I - 131 en el volumen tumoral. Sin embargo no existe consenso respecto de la actividad óptima de I - 131 a suministrar. Estas discrepancias surgen de factores tales como, variabilidad en la capacidad de captación tumoral del I - 131, distribución del fármaco, status fisiológico, otras patologías asociadas, grado de avance de la enfermedad, y tratamientos previos.
La actividad a administrar se encuentra limitada por la dosis de tolerancia en los tejidos sanos. En el caso de la terapia con radioiodo, el órgano radiosensible de mayor relevancia es la médula ósea; dosis superiores a 2 Gy podrían conducir a mielotoxicidad (leucopenia y trombocitopenia).
Existen distintos criterios para la selección de la dosis terapéutica que pueden clasificarse en dos grupos[1]: 1) prescripción de dosis fija empírica y 2) dosis determinada dosimétricamente. Actualmente, la forma más extendida de administración es la prescripción empírica que considera parámetros clínicos y de laboratorio para su determinación. Dada la heterogeneidad de los pacientes con CaDiT, existe evidencia para considerar que la determinación empírica de la dosis podría no estar asociada a óptimos resultados en todos los casos; se ha observado persistencia de la enfermedad en un número significativo de pacientes.
Alrededor del 90% de los efectos inducidos por el I - 131 son el resultado de la radiación β, con un corto alcance en tejido blando y con aparentemente mínima acción extra tejido tiroideo y restringida a emisiones γ.

En el presente trabajo, el protocolo de tratamiento aplicado incorpora la evaluación por dosimetría interna y dosimetría biológica para estimar dosis absorbida en médula ósea. La estimación biológica de la dosis de estos pacientes se basa en la cuantificación de aberraciones cromosómicas, cuya frecuencia es referida a una curva dosis - respuesta en la cual los linfocitos

son irradiados in vitro con I - 131, permitiendo determinar la dosis in vivo a los linfocitos circulantes del paciente.
La Dosimetría Biológica basada en la cuantificación de aberraciones cromosómicas en linfocitos de sangre periférica, permite la evaluación de la dosis absorbida a todo el cuerpo. La radiación ionizante induce la formación de aberraciones cromosómicas inestables (dicéntricos + anillos céntricos y micronúcleos) y estables (translocaciones) en el ADN. La cuantificación de dichas anomalías en linfocitos de sangre periférica genera un índice dosimétrico que refleja la exposición de los linfocitos a la radiación y que depende de la distribución de los linfocitos en los órganos cuya vascularización es muy heterogénea. Este índice puede ser considerado una aproximación apropiada de la dosis en médula ósea.

El objetivo de este trabajo es determinar la aplicabilidad de diferentes ensayos citogenéticos en la estimación de la dosis absorbida a todo el cuerpo u órganos específicos.

2 DESARROLLO

Se evaluaron tres pacientes con Carcinoma Diferenciado de Tiroides (CaDiT) mediante la aplicación de diferentes ensayos citogenéticos: citogenética convencional, técnica de Micronúcleos (MN) y técnica de Hibridación in situ por Fluorescencia (FISH), y por dosimetría interna.

2.1 Pacientes

El tratamiento inicial de los tres pacientes evaluados fue quirúrgico (tiroidectomía total). Su protocolo de tratamiento consistió en una administración trazadora de iodo radiactivo 74 - 111 MBq (2-3 mCi) y una administración terapéutica 7,4 - 11,1 GBq (200 - 300 mCi). Previo a la administración trazadora y 8 días post - administración terapéutica se tomaron muestras de sangre venosa para su evaluación dosimétrica.
Los pacientes recibieron las administraciones del radioiodo en condición hipotiroidea (suspensión de levotiroxina por 5 - 6 semanas) y con dieta restringida en iodo durante los 10 días previos al inicio del tratamiento con I - 131, a fin de favorecer su incorporación en los tejidos tiroideos remanentes y metástasis. Todos los pacientes habían sido sometidos a tratamientos previos (5 a 9) con actividades administradas del radionucleido entre 3,7 y 11,1 GBq (100 y 300 mCi) por tratamiento. Ninguno de los pacientes recibió radioterapia externa.

2.2 Protocolo Dosimétrico General

El esquema general de trabajo se observa en la Figura 1. En primer lugar, se realiza una evaluación clínica del paciente y se considera su inclusión en el programa, observando su condición física, el estadío de la enfermedad, parámetros bioquímicos, y otros factores confundentes (tabaquismo, etc.).

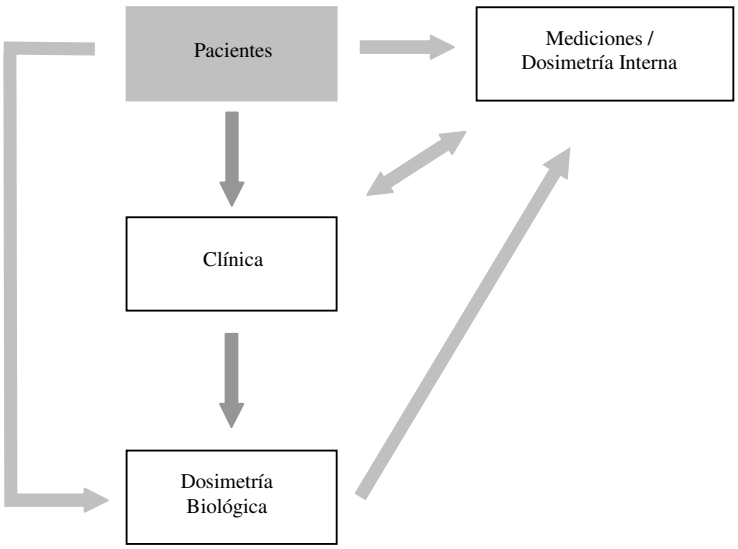


Figura 1: Esquema del protocolo dosimétrico

En una etapa previa al tratamiento se le administra, al paciente, una actividad trazadora, que mediante mediciones de actividad en cuerpo entero y sangre, permite realizar una evaluación dosimétrica en base al esquema MIRD. Se estima el coeficiente de dosis en médula ósea, y la máxima actividad terapéutica segura.
Adicionalmente, se implementa un esquema de dosimetría biológica que permite estimar la dosis absorbida a todo el cuerpo.

2.3 Dosimetría Interna

La dosimetría interna se efectuó utilizando una actividad trazadora de 74 - 111 MBq (2 – 3 mCi). Se realizaron mediciones de actividad en cuerpo entero y sangre. En base a una adaptación del esquema MIRD ([2] - [4]) se estimó la dosis en médula ósea en cada paciente y la máxima actividad terapéutica segura, que no exceda 2 Gy en médula ósea. Se consideraron datos específicos del paciente a efectos de ajustar la metodología a cada caso particular.
Las actividades terapéuticas administradas fueron, en todos los casos, cantidades menores que la máxima estimada. Asimismo, fueron considerados parámetros clínicos.

2.4 Dosimetría Biológica

Se realizó una extracción de sangre venosa 8 días post-administración de la dosis terapéutica del I - 131 a tres pacientes con CaDiT. Las tres muestras fueron evaluadas por la técnica de

citogenética convencional y por la técnica de MN. Adicionalmente, una de las muestras fue evaluada por la técnica de FISH.

2.4.1 Técnica de citogenética convencional

Se incubaron 0,8 ml a 1 ml de sangre entera, extraída por venopunción, en 8 ml de medio de cultivo RPMI 1640 (Gibco) suplementado con suero fetal bovino (Gibco) al 25% (v/v) y bromodeoxiuridina (6 μg/ml) a 37ºC durante 48 - 50 h. Los linfocitos fueron estimulados a dividirse con fitohemaglutinina M 3% (Gibco). A fin de detener los cultivos en metafase se agregó un agente inhibidor de la mitosis: se agregó colchicina (0,2 μg/ml) 2,5 h antes de la cosecha a los cultivos de 48-49 h y se adicionó colcemida (0,5 μg/ml) 3 h previo a la cosecha para los cultivos de 50 h. Los linfocitos se cosecharon según método estándar [5], se colectaron por centrifugación, se trataron con solución hipotónica KCl 0,075 M a 37°C por 35 minutos, se fijaron con metanol : acético (3:1), se prepararon los extendidos y finalmente se colorearon con Giemsa 5% (Figura 2).
Se efectuó el recuento de aberraciones cromosómicas inestables (dicéntricos y anillos céntricos) siguiendo los criterios del IAEA Technical Report Series Nº405 [5]. Se contabilizaron entre 100 y 500 metafases por muestra. Se evaluó la distribución de las aberraciones cromosómicas inestables (ACI) mediante la relación varianza / media (σ^2/y) y el índice de dispersión μ de Papworth [6]. Valores de σ^2/y diferentes a 1 indican un alejamiento respecto de la distribución de Poisson. Valores de μ mayores que 1,96 indican una sobredispersión significativa de los datos con un nivel de confianza del 95%.

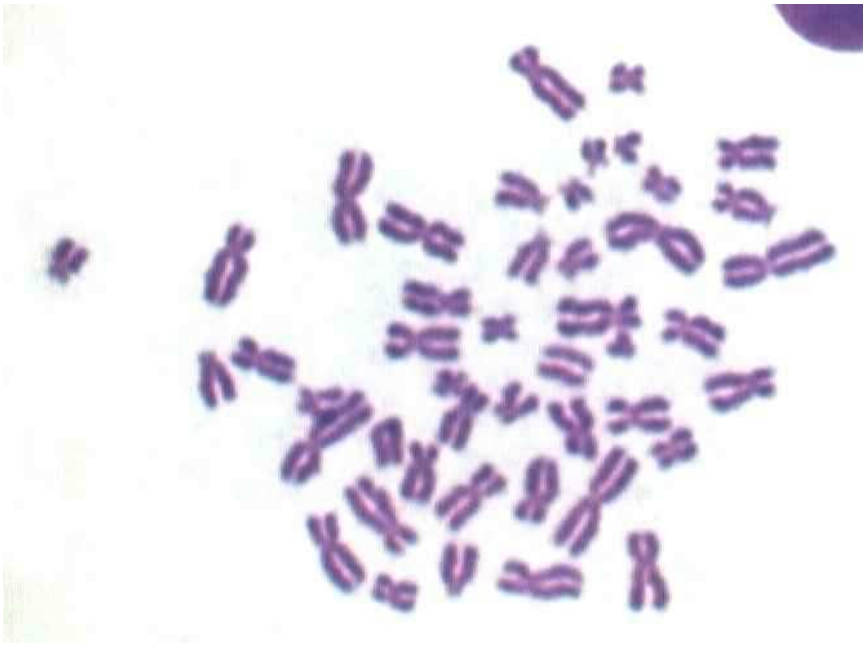


Figura 2: Técnica citogenética convencional, se observa una metafase con dicéntrico y resto asociado

Se determinó la dosis absorbida para cada paciente utilizando una curva de ^{60}Co y una de ^{131}I, a fin de compararlas.
A partir de las frecuencias de ACI se estimó la dosis absorbida a todo el cuerpo utilizando la siguiente curva de calibración *in vitro* de ^{60}Co [7], realizada en el laboratorio:

$$y = (0{,}001 \pm 0{,}0005) + (0{,}020 \pm 0{,}006)Gy^{-1}D + (0{,}075 \pm 0{,}003)Gy^{-2}D^2 \quad \textbf{(1)}$$

siendo: ***y*** la frecuencia de dicéntricos y anillos céntricos en las metafases evaluadas, ***D*** dosis absorbida a cuerpo entero expresada en Gy.
Asimismo, se estimó la dosis absorbida a cuerpo entero utilizando una curva de calibración *in vitro* de ^{131}I (0.3-14.7) x10^{-5}Gy.min^{-1} [8]. Los coeficientes (con sus ES) de dicha curva se detallan en la ecuación siguiente.

$$y = (0{,}0043) + (0{,}010 \pm 0{,}008)Gy^{-1}D + (0{,}058 \pm 0{,}003)Gy^{-2}D^2 \quad \textbf{(2)}$$

siendo: ***y*** la frecuencia de dicéntricos en las metafases evaluadas, ***D*** dosis absorbida a cuerpo entero expresada en Gy.

2.4.2 Técnica de Micronúcleos

La preparación del cultivo se realizó de acuerdo a lo explicado en el punto 2.4.1, el tiempo de incubación fue de 72 h y a las 44 h de cultivo se agregó citocalasina B (6 µg/ml concentración final, Sigma) a fin de bloquear la citocinesis. A las 72 h de incubación las células fueron colectadas por centrifugación y tratadas con solución hipotónica, según método de Iskandar (NaCl 0,9% : KCl 0,075 M, 9:1), para lograr la preservación del citoplasma. La fijación se realizó con metanol : acético (3:1) y se coloreó con Giemsa al 5% (pH 6,8). Se estableció la frecuencia de MN evaluando más de 500 células binucleadas por muestra, aplicando los criterios de Fenech, M. [9] para la identificación de células binucleadas y MN (Figura 3).

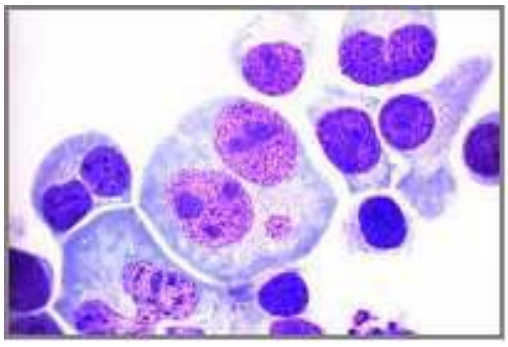


Figura 3: Técnica de micronúcleos, se observa célula binucleada con un micronucleo

A fin de comparar la distribución de MN en las células binucleadas con la distribución de Poisson, se determinaron los parámetros σ^2/y y μ [6].
A partir de los datos obtenidos de MN se estimó la dosis a cuerpo entero utilizando la curva de calibración *in vitro* de ^{60}Co (0,4 Gy.min^{-1}) del laboratorio [10] cuyos coeficientes y ES son los siguientes:

$$y = (0{,}0173 \pm 0{,}0005) + (0{,}0272 \pm 0{,}0027) Gy^{-1} D + (0{,}0281 \pm 0{,}0014) Gy^{-2} D^2 \quad \textbf{(3)}$$

siendo: ***y*** la frecuencia de MN en las células binucleadas evaluadas, ***D*** dosis absorbida a cuerpo entero expresada en Gy.

2.4.3 Técnica de FISH

El cultivo y la cosecha se realizó de acuerdo a lo descripto en el punto 2.4.1.
Para la técnica de FISH se utilizaron sondas comerciales de ADN de cromosoma entero para los cromosomas 1, 2 y 4, Spectrum Orange (Vysis). Se aplicó el protocolo del fabricante con algunas modificaciones. Brevemente: los vidrios se desnaturalizaron en 70% formamida / 2 x SSC a (70 ± 1)°C durante 3 a 5 minutos; se deshidrataron en series de 1 min. de etanol 70%, 85% y 100% a 5°C; y se mantuvieron en etanol 100% a 5°C hasta su uso. Paralelamente la mezcla de sondas (2 µl sonda, 1 µl agua, 7 µl buffer de hibridación) se desnaturalizó durante 5 min a (75 ± 1)°C. A continuación, se colocaron 10 µl de la mezcla de sonda desnaturalizada sobre un área de 22 mm x 22 mm del vidrio desnaturalizado y se incubó overnight (18 h) en caja humificada a 37°C. Luego de la incubación se removió el cubreobjetos y se realizaron los siguientes lavados a (46 ± 1)°C: tres incubaciones de 10 min. en 50% formamida /2x SSC, un lavado de 10 min. en 2x SSC y un último lavado de 5 min. en 0,1% NP-40 / 2x SSC. Como contracolorante se utilizaron 10 µl de DAPI I, concentración 1000 ng/ml (Vysis).
Las metafases se visualizaron con microscopio de fluorescencia equipado con un filtro trial DAPI/GREEN/ORANGE (Vysis) y un filtro G-2A (Nikon). Se tomaron imágenes de todas las metafases con una cámara digital Nikon DN100 (Figura 4). Sólo se tuvieron en cuenta aquellas metafases que presentaran 46 centrómeros y todo el material pintado presente. Se contabilizaron dicéntricos, anillos céntricos, translocaciones recíprocas y no recíprocas, excesos acéntricos, y aberraciones complejas; se identificaron los cromosomas involucrados en los rearreglos.

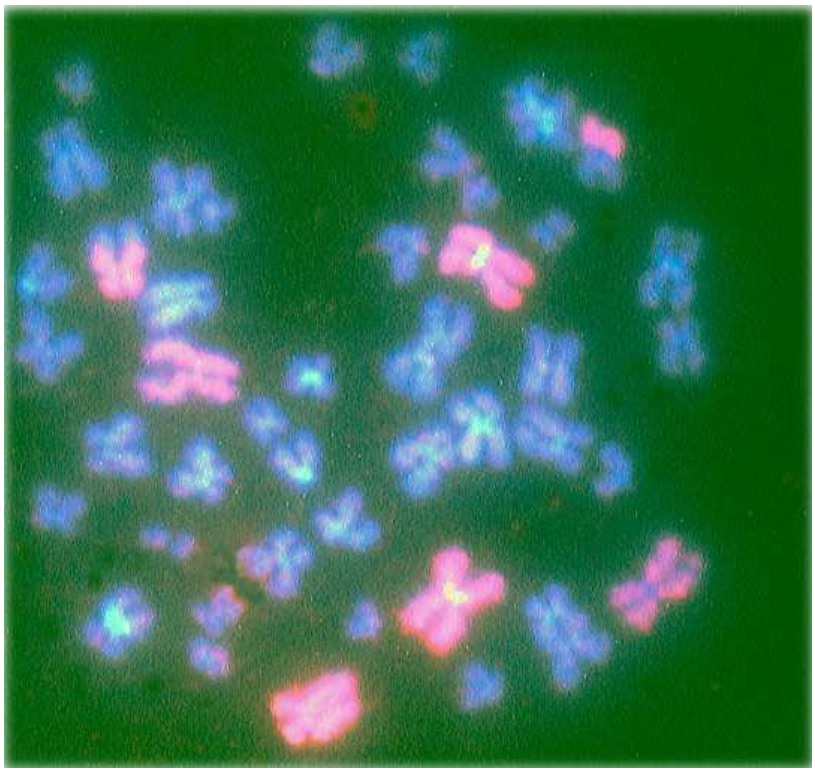


Figura 4: Técnica de FISH, se observa una metafase con translocación recíproca y un dicéntrico con resto asociado

A partir de estos datos, se estimó una dosis a cuerpo entero utilizando una curva de calibración *in vitro* de ^{60}Co (0,4 Gy.min^{-1}) realizada en el laboratorio con las sondas de cromosoma entero mencionadas[11]. Los coeficientes y sus ES se detallan a continuación.

$$y = (0{,}0037 \pm 0{,}0027) + (0{,}0226 \pm 0{,}0154)Gy^{-1}D + (0{,}0423 \pm 0{,}0079)Gy^{-2}D^2 \qquad \textbf{(4)}$$

siendo ***y*** la frecuencia de translocaciones recíprocas en el total de metafases evaluadas, ***D*** dosis absorbida a cuerpo entero expresada en Gy.

3 RESULTADOS

En la Tabla I se observan los datos de los tres pacientes evaluados. En la tabla se detalla la edad a la que fueron evaluados los pacientes, la actividad de I - 131 suministrada en el tratamiento actual, la actividad total de I - 131 que recibieron en tratamientos previos al que se encuentra en evaluación y la fecha de la última administración terapéutica previa al tratamiento actual.

Tabla I: Datos de los pacientes evaluados

Paciente	Sexo	Edad	Actividad de I - 131 suministrada en tratamiento actual [mCi]	Actividad total recibida en tratamientos previos [mCi]	Fecha de última dosis terapéutica recibida
1	F	45	300	1050	2001
2	F	28	300	900-1200	11/2004
3	M	40	200	~1000	04/2004

Los resultados del recuento de ACI de los tres pacientes se detallan en la Tabla II. Para los tres casos se analizó la distribución de ACI en las metafases contabilizadas mediante los parámetros σ^2/y y μ. Se observa que los valores de σ^2/y son cercanos a uno y que los valores de μ se encuentran por debajo de 1,96 indicando conformidad con la distribución de Poisson. En consecuencia se puede considerar que la irradiación de dichos pacientes resultó homogénea a cuerpo entero.

Tabla II: Recuento de aberraciones cromosómicas inestables (dicéntricos + anillos céntricos) obtenido mediante la aplicación de la técnica citogenética convencional

Paciente	Dicéntricos	Anillos Céntricos	Excesos acéntricos	N° metafases	σ^2/y	μ
1	44	3	31	528	0,96	-0,73
2	18	1	11	100	1,02	0,15
3	16	0	5	165	0,91	-0,86

A partir de las frecuencias de ACI (Tabla II) se evaluó, para cada paciente, la dosis absorbida a cuerpo entero utilizando una curva de calibración *in vitro* para Co - 60 y otra para I - 131 (Tabla III). No se encontraron diferencias significativas entre las dosis estimadas con una u otra curva. Esto es congruente con datos de bibliografía en los cuales se observa que la inducción de ACI *in vitro* con Co - 60 o con I - 131 no presenta diferencias importantes [8]. En consecuencia es aceptable utilizar una curva de calibración *in vitro* de Co - 60 para evaluar la dosis de estos pacientes.

Tabla III: Comparación de la evaluación de dosis por la técnica de citogenética convencional, aplicando las curvas de calibración *in vitro* de Co - 60 y de I - 131

Paciente	Curva utilizada	Dosis Absorbida Media a cuerpo entero [Gy]	Intervalo de Confianza 95% [Gy]
1	**I-131**	1,15	(0,90 ; 1,36)
	Co-60	1,06	(0,87 ; 1,23)
2	**I-131**	1,67	(1,16 ; 2,06)
	Co-60	1,47	(1,04; 1,80)
3	**I-131**	1,20	(0,79 ; 1,51)
	Co-60	1,01	(0,67 ; 1,27)

Tanto el paciente 1 como el paciente 2 recibieron una actividad de 11,1 GBq (300 mCi). Sin considerar el status fisiológico del paciente, se esperaría una estimación de dosis similar para ambos pacientes. Sin embargo, el paciente 2 presenta una mayor estimación dosimétrica, la cual puede ser indicativa de los tratamientos previos. Este paciente recibió mayor cantidad de radioiodo y tratamientos más cercanos al último evaluado, respecto del paciente 1.
El paciente 3 recibió una actividad de 7,4 GBq (200 mCi) de I – 131, con una estimación de dosis menor.
En la Tabla IV y en Tabla V se detallan los resultados obtenidos del recuento de MN y de translocaciones recíprocas y no recíprocas, respectivamente.

Tabla IV Resultados del recuento de MN en células binucleadas

Paciente	N° Micronúcleos	N° Células Binucleadas	σ^2/y	μ
1	72	532	1,14	2,32
2	86	536	0,98	-0,34
3	54	461	0,88	-1,78

Tabla V: Resultados del recuento de la técnica de FISH para el paciente 1

N° Metafases	N° translocaciones recíprocas	N° Translocaciones no recíprocas
52	8	0

En la Tabla VI se observan los valores obtenidos de dosis a partir de los diferentes ensayos citogenéticos, todos calculados a partir de curvas de calibración in vitro para Co - 60. Para todos los pacientes se observa que el ensayo de MN estima valores mayores de dosis que por citogenética convencional, dando cuenta de la mayor estabilidad de MN respecto de dicéntricos y anillos céntricos. Sin embargo, en general, los intervalos de confianza se solapan entre sí.

Tabla VI: Comparación de la evaluación de dosis absorbida media a cuerpo entero por diferentes ensayos citogenéticos

Paciente	Ensayo	Dosis Absorbida Media a cuerpo entero [Gy]	Intervalo de Confianza 95% [Gy]
1	Citogenética convencional	1,06	(0,87 ; 1,23)
	Ensayo de MN	1,62	(1,32 ; 1,89)
	Técnica de FISH (WCP 1,2 ,4)	1,64	(0,55 ; 2,30)
2	Citogenética convencional	1,47	(1,04 ; 1,80)
	Ensayo de MN	1,82	(1,52 ; 2,09)
3	Citogenética convencional	1,01	(0,67 ; 1,27)
	Ensayo de MN	1,46	(1,14 ; 1,74)

4 CONCLUSIONES

Este estudio constituye una etapa preliminar en la evaluación de la aplicabilidad de diferentes ensayos citogenéticos (técnica citogenética convencional, test de MN y técnica de FISH) en la estimación de la dosis absorbida a todo el cuerpo u órganos específicos debida a la incorporación de I - 131. Se encuentra en desarrollo la evaluación de un mayor número de pacientes y una extensión en el número de células analizadas.
La comparación de las dosis obtenidas por los diferentes ensayos evaluados indica que dichos métodos son consistentes entre sí.

Las ACI se eliminan de sangre periférica dependiendo de la vida media de los linfocitos; en consecuencia, su frecuencia decrece en el tiempo luego de una sobreexposición. Se acepta una vida media de los dicéntricos de 3 años [12]; sin embargo, este valor se encuentran en discusión. Asimismo, otros estudios indicarían que la vida media de los MN sería mayor a la de los dicéntricos, persistiendo por un mayor tiempo [13].
Los resultados obtenidos en el presente trabajo apoyarían la idea de que la persistencia en el tiempo de los MN es mayor que la de los dicéntricos.

Las diferencias en las dosis estimadas para los pacientes 1 y 2 pueden deberse a diferencias en la incorporación del radioiodo debido a las metástasis, y a la acumulación del daño inducido en sucesivos tratamientos. En primer lugar, el status hipotiroideo disminuye el clearance renal de I -

131, esto aumenta la dosis en médula ósea la cual puede ser aún mayor en pacientes con incorporación en metástasis (paciente 2). En segundo lugar, el paciente 2 recibió una mayor actividad total de I – 131 en tratamientos previos, siendo los últimos tratamientos hace menos de un año respecto del tratamiento en evaluación. En consecuencia, la mayor dosis estimada para este paciente puede estar dando cuenta de ACI persistentes de tratamientos previos.
Se encuentran en evaluación las extracciones previas al tratamiento terapéutico que permitirían corregir las frecuencias de ACI obtenidas post - terapia para cada ensayo citogenético, estimándose la dosis recibida por el último tratamiento evaluado. De esta manera, la dosis evaluada sería independiente de la persistencia de las aberraciones cromosómicas consideradas (dicéntricos + anillos céntricos, MN y translocaciones).

Estos ensayos citogenéticos podrían ser utilizados para el estudio *in vivo* de la respuesta radiobiológica de pacientes sometidos a protocolos con administración de I - 131 y adicionalmente, estos pacientes proveerían una oportunidad interesante para investigar los efectos de bajas dosis de radiación en condiciones controladas y contribuirían a la validación de dichos ensayos como biomarcadores.

El conocimiento proporcionado por la dosimetría biológica puede ser de interés para realimentar los métodos basados en el esquema adaptado del modelo MIRD, a fin de administrar una dosis terapéutica protegiendo al paciente de los efectos adversos de la radioterapia interna en órganos que no son blanco de la misma. La Dosimetría Biológica podría guiar la modalidad de los tratamientos siguientes ya que proporciona una medición directa en los pacientes y permite estimar una dosis acumulada.

La experiencia adquirida se considera de utilidad para dar respuesta en casos de incorporación de radioiodos en trabajadores ocupacionalmente expuestos

5 REFERENCIAS

[1] Van Nostrand, D.; Atkins, F.; Yeganeh, F.; Acio, E.; Bursaw, R.; Wartosky, L. “Dosimetrically Determined Doses of Radioiodine for the treatment of Metastatic Thyroid Carcinoma”. *Thyroid*, **12** (2): 121-134 (2002).

[2] George Sgouros, “Bone Marrow Dosimetry for Radioimmunotherapy: Theoretical Considerations”, *The Journal of Nuclear Medicine*, **34**: 689 - 694 (1993)

[3] George Sgouros, “Blood and Bone Marrow Dosimetry in Radioiodine Therapy of Thyroid Cancer”, *The Journal of Nuclear Medicine*, **46**: 899 - 900 (2005)

[4] GM Deluca, A. Rojo, "Dosimetría Interna para la Protección Radiológica del Paciente en la Terapia con I-131", Primer Congreso Americano del IRPA, Acapulco, México (2006).

[5] International Atomic Energy Agency. “*Cytogenetic Analysis for Radiation Dose Assessment. A Manual. Tech. Rept Series 405”*, IAEA,Vienna, Austria (2001).

[6] D. G. Papworth, in J. R. K. Savage. “Sites of radiation induced chromosome exchanges”. *Curr. Top. Radiat. Res*., **6**, p. 131-194 (1970).

[7] Nasazzi, N.B.; Di Gigiorgio, M.; Taja, M.R.; Moll, O. “Inducción de aberraciones cromosómicas con fotones de alta energía.” *Memorias del 4° Congreso Regional de Protección Radiológica y Seguridad – IRPA*, La Habana, Cuba (1998).

[8] M´Kacher, R.; Legal, J.D.; Schlumberger, M.; Voisin, P.; Aubert, B.; Gaillard, N.; Parmentier, C., "Biological Dosimetry in Patients Treated with Iodine-131 for Differentiated Thyroid Carcinoma", *The Journal of Nuclear Medicine*, **37** N°11, p.1860-1964 (1996).
[9] Fenech, M., "The in vitro micronucleus technique", *Mutat. Res.*, **455**, p.81-95 (2000).
[10] Di Gigiorgio, M.; Nasazzi, N.B.; Taja, M.R. "Micronúcleos: Sensibilidad para la detección de daño radioinducido". *Memorias del 4° Congreso Regional de Protección Radiológica y Seguridad – IRPA*, La Habana, Cuba. (1998).
[11] Nasazzi, N.B.; Di Gigiorgio, M.; Taja, M.R. "Retrospective Dosimetry using Chromosome Painting". *Proceedings of the 10th International Congress of The International Radiation Protection Association*, Hiroshima, Japón. (2000).
[12] Buckton, K.E. *"Chromosome aberrations in patients trated with X-irradiation for ankylosing spondylitis"*. In: T. Ishihara and M. S. Sasaki (Eds.). Radiation- Induced Chromosome Damage in Man. Alan R. Liss, New York, 1983: 491-511.
[13] Livinsgton, G.K.; Foster, A.E.; Elson, H.R. "Effect of in vivo exposure to iodine-131 on the frequency and persistence of micronuclei in human lymphocytes", *Journal of Toxicology and Environmental Health*, **40**, p.367-375 (1993).

Respuesta médica en la fase inicial de una emergencia radiológica o nuclear

Vazquez, M.A.; Pérez, M. del R.; Dubner, D.L.;
Michelin, S.C y Malvicini, M.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Respuesta Médica en la Fase Inicial de una Emergencia Radiológica o Nuclear

M. Vazquez, M.del R. Pérez, D. Dubner, S. Michelin, M. Malvicini

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

La frecuencia de accidentes radiológicos y nucleares es baja con relación a otro tipo de accidentes, pero el uso de fuentes radiactivas se ha incrementado en las últimas décadas. Adicionalmente, existe una creciente preocupación mundial por la eventual utilización de material radiactivo con fines malevolentes. Estos hechos ponen en relevancia la necesidad de contar con una adecuada preparación para la respuesta médica en este tipo de emergencias.
La respuesta médica consta de distintas fases:
- Inicial: pre-hospitalaria y en hospitales generales locales;
- Intermedia: en hospitales generales locales y hospitales centrales de referencia;
- Tardía: en hospitales centrales de referencia y el seguimiento a largo plazo.

La presencia de injurias convencionales (lesiones radiocombinadas) modifica en forma sustancial la asignación en la prioridad de la atención, el pronóstico y la evolución. El establecimiento de un adecuado triage resulta relevante en la fase inicial.
La presente comunicación aborda la respuesta médica temprana, sustentada en la anamnesis, la cronología y severidad de los síntomas y signos prodromales además de los resultados de laboratorio y exámenes complementarios surgidos durante las primeras 24 a 72 horas.

1. INTRODUCCIÓN

Los efectos nocivos de la radiación no ocasionan un *inmediato* compromiso del pronóstico vital, sin embargo pueden condicionarlo en el corto, mediano y largo plazo dependiendo del nivel de dosis recibido. Las injurias convencionales dependiendo de su severidad modifican la asignación en la prioridad de la atención y la evolución; por tal motivo siempre es necesario valorarlas en primera instancia.

En las situaciones que involucran víctimas múltiples el sistema sanitario puede verse saturado, requiriéndose en estos casos una metodología de triage que optimice la asignación de recursos. El personal del área de emergencias pre-hospitalario y de hospitales generales raramente está familiarizado con los tópicos de exposición y/o contaminación radiactiva y solo un pequeño grupo de especialistas posee la suficiente experiencia en el manejo de este tipo de pacientes. La importancia de tener conocimientos en esta temática radica en el establecimiento de un adecuado triage pre-hospitalario y hospitalario, ya que la toma de decisiones diagnósticas y terapéuticas oportunas resultan relevantes afectando no sólo el pronóstico individual de las víctimas sino también el colectivo. Los objetivos del triage son: la evaluación rápida, la determinación de prioridades y el establecimiento del tratamiento adecuado. El triage radiológico incluye el monitoreo

mediante instrumentos que permiten determinar la tasa de dosis, la documentación de los síntomas prodromales y el análisis por biodosimetría.

2. ASISTENCIA PRE-HOSPITALARIA

Las tres reglas principales para la atención de víctimas en un sitio contaminado con material radiactivo son en este orden:
- la estabilización de las víctimas con injurias severas;
- la protección del personal involucrado en la emergencia (respiratoria y de la piel);
- la descontaminación de las víctimas.

2.1 Protección del Personal

Existen múltiples clasificaciones de accidentes radiológicos que involucren personas, pero podrían dividirse básicamente en tres categorías: i) exposición externa, en la cual la irradiación se produce a partir de una fuente que se encuentra a una cierta distancia del cuerpo; ii) contaminación, definida como la presencia no deseada de material radiactivo "en o sobre" el cuerpo; iii) la asociación de ambas eventualidades. Cualquiera de las anteriores puede o no combinarse con injurias convencionales.

En el caso de la exposición externa si la persona es removida de las cercanías de la fuente la irradiación cesa, la víctima no se transforma en una fuente secundaria de radiación y los individuos que le proveen asistencia no tienen peligro generalmente de recibir una dosis a partir de ella. La contaminación implica un enfoque enteramente diferente de cuidado y tratamiento y el personal encargado de la asistencia debe tomar recaudos para no contaminarse o esparcir la contaminación.

Si las víctimas presentan injurias agudas severas que comprometan la vida, se priorizará su asistencia, utilizando el equipamiento de protección personal disponible: guantes de látex, barbijo, gafas protectoras y camisolín. El personal, el equipamiento y los vehículos podrán ser descontaminados en una segunda etapa, con bajo riesgo para la salud y la integridad del equipamiento. En aquellas situaciones que involucren víctimas con injurias menores o permitan un tiempo de preparación más prolongado, se recomienda tomar mayores recaudos en cuanto a la implementación del equipamiento de protección personal.

La protección respiratoria puede ser clasificada en tres niveles: A, B y C. A es el de mayor grado de protección y C el de menor. Para las situaciones en que el contaminate se encuentra en forma de partículas un nivel C es generalmente suficiente. Los barbijos de uso hospitalario proveen una buena protección para partículas inhalables y una adecuada transferencia de aire, no así para gases y vapores. Presentan la ventaja de que pueden ser fácilmente utilizados por aquellos trabajadores que no poseen entrenamiento en la utilización de máscaras más complejas, como las de los niveles A y B. Si se desconoce el tipo de material radiactivo involucrado se recomienda utilizar los dispositivos de mayor nivel de protección respiratoria hasta conocer las sustancias implicadas y el nivel de contaminación.

Dependiendo de las características del evento radiológico puede ser necesaria vestimenta que prevenga la contaminación externa. Los trajes, camisolines y los guantes de látex de uso hospitalario proporcionan una excelente protección para material particulado. Si se encuentran disponibles, los trajes de polietileno de alta densidad tipo Tyvek ® son ideales. Para algunos gases y vapores, es necesario implementar trajes totalmente impermeables con respiración autónoma sólo utilizable por personal entrenado.

2.2 Traslado de las Víctimas a un Centro Asistencial

El transporte de víctimas severamente injuriadas con sospecha o confirmación de contaminación no debe ser demorado, debiéndose informar anticipadamente al establecimiento receptor acerca de las características del paciente trasladado para su adecuada preparación.

Si el estado clínico lo permite, previo a su traslado al centro asistencial las víctimas deben ser monitoreadas para detectar la contaminación radiactiva externa y eventualmente iniciar los procedimientos de descontaminación, como se vera más adelante.

2.3 Manejo de los Cuerpos de los Fallecidos

El material radiactivo puede encontrarse contaminando los cadáveres. Si se sospecha o se confirma la contaminación, el personal que los manipule también debe utilizar equipamiento de protección personal acorde al tipo de material involucrado.

2.4 Triage Radiológico Clínico Rápido en la Escena

Es necesario valorar inicialmente siempre, aquellas condiciones clínicas que puedan comprometer la vida en forma inmediata y mediata antes de efectuar las consideraciones de la exposición radiológica. El triage convencional y el tratamiento de las injurias graves son prioritarios por sobre cualquier intento de medición o maniobra de descontaminación.
Las víctimas que han recibido una dosis considerable pueden presentar síntomas tales como náuseas, vómitos, fatiga y cefalea. Los mismos también pueden ser causados por la exposición a varios tipos de tóxicos y/ó estrés psicológico. La presencia y el tiempo de inicio de los vómitos puede ser utilizado como un método excelente de triage sobre todo con víctimas múltiples, para individualizar cuales requerirán rápida evaluación médica hospitalaria. En los casos que el número de pacientes supere ampliamente la disponibilidad de recursos sanitarios, los que presenten vómitos en un tiempo menor a las 4 horas post-exposición serán evaluados y tratados prioritariamente; el resto puede ser diferido temporalmente.

- Tiempo de inicio de los vómitos < a las 4 horas: estabilización y traslado inmediato al hospital independientemente de las injurias asociadas o combinadas. La dosis media estimada es de 3.6 Gy; si es menor a 1 hora probablemente exceda los 6.5 Gy, pudiendo requerir una intervención médica paliativa y evolucionar en su mayoría con un desenlace fatal. (Tabla I)

- Tiempo de inicio de los vómitos > a las 4 horas: dependiendo del número de víctimas, evaluación diferida (24-72 horas) si no existen otras injurias asociadas.

La aparición de fiebre o dolor abdominal y deposiciones diarreicas son clara indicación de traslado e internación hospitalaria porque supone dosis por encima de 3-4 Gy.

El antecedente de pérdida de la conciencia, cefalea de intensidad moderada o cualquier alteración del sensorio amerita inmediata estabilización y derivación temprana a un centro asistencial.

Tabla I. Estimación de dosis según tiempo de inicio de los vómitos

	Inicio de los vómitos < 4 horas	Inicio de los vómitos > 4 horas
Dosis media en Gy	3.6	0.9
Rango de dosis en Gy (*)	2.5- 6	0.5- 1.7

(*) El rango de intercuartilos es una medida de la dispersión estadística de valores entre el percentilo 25 (primer cuartilo) y el percentilo 75 (tercer cuartilo). Entre ambos cuartilos se concentra la mitad de los datos y la media es una medida de la tendencia central.

2.5 Monitoreo Radiológico de los Pacientes en la Escena

Debe asumirse inicialmente que el paciente se encuentra contaminado y ser manejado como tal hasta que el personal capacitado demuestre lo contrario.

Si las condiciones clínicas lo permiten, la víctima debe ser monitoreada por el personal entrenado ubicado en los puntos de control de contaminación antes de ser trasladada. Se implementará un sistema de registro en el que consten básicamente los siguientes datos: nombre del paciente y de la persona que realiza la medición; fecha, hora y lugar en que el monitoreo fue realizado; tipo de instrumento utilizado y número de serie; gráficos de cuerpo entero y el valor obtenido en cada sector. Idealmente, se efectuará una descontaminación inicial previa al traslado, que puede implicar en principio retirarle la vestimenta en forma adecuada si se encontrara contaminada y posteriormente guardada bolsas cerradas y rotulada que se ubicarán lejos del resto de las personas. Como esto no siempre es practicable, los procedimientos de descontaminación integrarán los planes operacionales de las instituciones de salud potencialmente involucradas. La vestimenta se debe retirar con cuidado y no en forma apresurada, cortando las prendas si es necesario y enrollándola sobre sí misma de manera tal que la superficie contaminada permanezca hacia adentro.

2.6 Preparación de la Víctima y Transporte

La camilla de transporte debe estar cubierta con material plástico para evitar su contaminación. El paciente será envuelto ó “empaquetado” con un cobertor (sábana ó manta) y colocado sobre ella evitando de ésta manera la dispersión de la contaminación y la hipotermia, sobre todo en climas fríos.

Idealmente, el piso de la ambulancia se cubrirá también con una hoja de polietileno y se designará un recipiente dentro de ella para descartar los materiales generados durante el transporte (incluye guantes, apósitos, secreciones, vómitos) Es importante recordar que todos los fluidos provenientes del paciente, potencialmente pueden estar contaminados.

Previo o durante el traslado debe proveerse a la institución receptora al menos de la siguiente información:
- Características del accidente: ubicación, cantidad aproximada de víctimas, presencia de material radiactivo (si se conoce, el inventario de los radionucleídos involucrados).
- Características de la víctima transportada: condiciones médicas generales, presencia de contaminación, tratamientos realizados (incluye procedimientos de descontaminación); si acompaña en el traslado experto en protección radiológica.
- Tiempo de arribo estimado; solicitar ruta de ingreso al hospital (accesos, sector designado para asistir a las víctimas) y asistencia de especialistas en el tema.

2.7 Personas sin Injurias Convencionales o clasificados desde el punto de vista radiológico como Pacientes de Evaluación Diferida.

Las personas que no presenten injurias convencionales se derivarán a un sector delimitado idealmente fuera del hospital, para que no interfiera con el desarrollo de las actividades del Departamento de Emergencias sobre todo en caso de víctimas múltiples. Allí se les realizará un monitoreo de la contaminación y una reevaluación radiológica. Los individuos que presenten evidencias de contaminación radiactiva externa serán registrados de la misma manera que se mencionó con anterioridad y se efectuarán los procedimientos de descontaminación correspondiente por personal experto en la materia.

Dadas las características del accidente o si en la reevaluación radiológica se sospechara contaminación radiactiva interna, se derivará a los pacientes a una institución sanitaria predeterminada para la toma de muestras correspondientes, su evaluación por expertos y eventualmente instauración de tratamiento.

3. PREPARACIÓN HOSPITALARIA INICIAL

3.1 Acciones antes del Arribo de las Víctimas

Las mismas son dirigidas por las autoridades previamente designadas en los planes de emergencia hospitalaria.

- Convocar al personal del Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas y Nucleares si no se encontrara ya presente y activar el plan de contingencia hospitalario

- Designar al personal responsable de colectar y actualizar toda la información disponible relacionada con el incidente. La misma debe registrarse por escrito, debiéndose incluir quién la proporciona y forma de contactarla.
- Movilizar a los expertos en radiación del plantel hospitalario (especialistas en radioterapia, medicina nuclear, radiólogos no involucrados en los estudios diagnósticos) para que puedan colaborar en las tareas de asesoramiento.
- Incorporar personal adicional de seguridad para el control de accesos y perímetros.
- Asignar e identificar claramente las áreas "limpias" o no contaminadas y "sucias" o contaminadas estableciendo perímetros, puntos de control y un circuito de circulación para las víctimas y el personal. La circulación tendrá un único sentido de dirección, desde las áreas no contaminadas hacia las contaminadas. El objetivo principal es que nada ni nadie abandonen la zona contaminada hasta ser determinado libre de contaminación. Todas las medidas mencionadas con anterioridad tienden a restringir el esparcimiento de la contaminación.
- Preparar el material para efectuar la descontaminación. Se recomienda tenerlos almacenados en un lugar preestablecido.
- Cubrir el piso del corredor de ingreso y la sala de recepción y tratamiento con un material plástico antideslizante que facilite posteriormente la descontaminación del lugar. Las camillas también se cubrirán de igual modo ó al menos con un par de sábanas limpias que se reemplazarán según necesidad.
- En el área "contaminada" ubicar contenedores adicionales para desechos, bolsas plásticas grandes y cajas de guantes de látex en gran cantidad ya que deberán cambiarse cuantas veces sea necesario. Asignar de equipamiento de uso exclusivo (tensiómetros, monitores, cardiodesfibriladores etc.)
- Identificar áreas para la admisión de víctimas no relacionadas con el incidente que pudieran seguir ingresando al hospital y de personas sanas con síntomas similares a los producidos por la radiación pero de origen psicológico ("worried well") Contará con personal de seguridad y staff médico capacitado (médicos clínicos, psicólogos y psiquiatras, enfermeros.)
- El personal encargado de la asistencia vestirá: gorros, máscaras o barbijos, cubre zapatos, protectores oculares, doble par de guantes de látex. Esto minimiza la probabilidad de contaminarse y diseminar la contaminación.
- Al arribo de las víctimas realizar un nuevo triage surgiendo de a partir de aquí básicamente dos grupos de pacientes: víctimas probablemente irradiadas sin injurias convencionales severas y víctimas probablemente irradiadas con injurias convencionales severas.

4. ASISTENCIA HOSPITALARIA INICIAL

4.1 Víctimas Probablemente Irradiadas sin Injurias Convencionales Severas

4.1.1 Detección de la contaminación radiactiva externa

- Documentar si previo al ingreso el paciente fue sometido a algún procedimiento de descontaminación.

- Si hay personal experto (oficiales de radioprotección): registrar los valores en la medición y retirar la vestimenta de ser necesario y si no se hizo antes. La técnica a consiste básicamente en realizar cortes ("de la cabeza a los dedos de los pies ")que permitan enrollarla de tal manera que, las superficie externa que estuvo en contacto con el contaminate permanezca hacia adentro. Guardar las pertenencias de las víctimas en bolsas cerradas, rotuladas y en un lugar perimetrado alejado del resto de las personas.
- Si aún no se encuentran presentes los oficiales de radioprotección, asumir las víctimas como contaminadas hasta que se demuestre lo contrario..

  Fundamento*:* entre un 80-90 % de contaminación externa es removida retirando la vestimenta. La descontaminación debe ser realizada en forma adecuada y lo más prontamente posible, constituyendo una verdadera urgencia terapéutica para así reducir tanto la exposición de la víctima como la del personal que la asiste.

4.1.2 Realizar un interrogatorio que permita analizar el tipo de exposición sufrida

- Localización exacta en el momento del accidente; si se encontraba al descubierto y por cuánto tiempo; interposición de elementos entre la fuente de radiación y la víctima, etc.
  Fundamento: brinda información que será utilizada posteriormente para la estimación de dosis.
- Presencia y tiempo de inicio de vómitos, diarrea o pérdida de la conciencia.
  Fundamento: estos síntomas pueden ser secundarios a los efectos de la radiación y su comienzo y severidad tienen estrecha relación con las dosis recibidas.

4.1.3 Examen físico

- Control de signos vitales. Repetirlos al menos cada dos horas en los pacientes sintomáticos.
  Fundamento: la fiebre y la hipotensión arterial no atribuibles a otras causas se relacionan con niveles elevados de exposición. La elevación de la temperatura axilar dentro de las 6 horas supone una dosis mayor que 2.5 Gy y la hipotensión arterial precoz con dosis no compatibles con la sobrevida.
- Indagar sobre si hubo pérdida de conciencia transitoria u otra alteración en la función del sistema nervioso central (SNC). Realizar un examen neurológico. Si las características del evento lo permiten y está disponible, se recomienda efectuar un electroencefalograma (EEG)
  Fundamento: la evaluación del status neurológico no solamente esta dirigido a descartar injurias convencionales, ya que dosis altas pueden afectarlo. La pérdida de la conciencia generalmente precedida por vómitos precoces, estima dosis por encima de 15 Gy y se asocia a un compromiso neurológico severo y pronóstico ominoso. Pueden evidenciarse edema de papila, disminución de los reflejos tendinosos y corneales, diarrea, insuficiencia respiratoria, fiebre importante, colapso cardiovascular y coma. La muerte sobreviene dentro de las 48 horas.
  El EEG no es mandatorio, pero puede evidenciar alteraciones en su trazado en forma precoz como consecuencia de una exposición. Actualmente se evalúa la aplicabilidad de estas modificaciones en la estimación de dosis recibida.
- Registrar la presencia de diarrea y/ó vómitos y su tiempo de aparición.

Fundamento*:* menos del 10 % de las víctimas desarrollan vómitos si la dosis es menor de 1 Gy, mientras la mayor parte lo hace cuando la dosis es mayor a 2 Gy. El tiempo de presentación también se correlaciona con la dosis. La aparición de diarrea aguda y dolor intenso abdominal se asocia a dosis mayores que 6 Gy.

- Buscar la presencia de elementos extraños en la piel o las heridas. Si se descubren, deben ser removidos lo más pronto posible utilizando pinzas, evitando el contacto directo con las manos. El material obtenido debe ser almacenado en un recipiente manteniéndolo preventivamente alejado de las personas. Examinar meticulosamente todo el cuerpo en busca de evidencias de exposición radiológica localizada o síndrome cutáneo radioinducido, mucositis, parotiditis etc. Documentar la sensibilidad en el territorio afectado (dolor, parestesias) y tiempo de aparición.

  Fundamento: de observarse lesiones eritematosas, flictenas y/ó mucositis dentro de las primeras 6 horas hay que considerar la posibilidad que la dosis corporal total sea mayor a 4 Gy y la dosis localizada en piel muy elevada. La confección de los "mapas" o diagramas en gráficos corporales, puede contribuir a la determinación de la inhomogeneidad de la exposición. En contraste con las quemaduras térmicas, las lesiones en piel radioinducidas presentan característicamente un eritema, epitelitis seca o flictenas más tardíos. La evidencia de tumefacción y/ó dolor parotídeo y la afectación de la mucosa yugal habla a favor de una exposición cefálica.
- Si es posible y las características del evento lo permiten es conveniente realizar una evaluación oftalmológica.

  Fundamento: el daño del cristalino inducido por la radiación se evidenciará o no dependiendo de la dosis absorbida por él luego de varios meses. El examen oftalmológico en la fase inicial se recomienda para demostrar o no la atributabilidad de la formación de cataratas a la radiación ó a patologías previas.

4.1.4 Exámenes de laboratorio

- Muestra basal de sangre para hemograma completo con fórmula y recuento diferencial de leucocitos e índice reticulocitario y luego uno cada 6 horas durante las primeras 48 horas.

  Fundamento*:* las radiaciones ionizantes pueden provocar alteraciones tempranas en el hemograma. Los linfocitos son extremadamente radiosensibles y una caída del número absoluto indican exposición y su severidad se correlaciona con la dosis (ver Fig.1) Un descenso del 50 % dentro de las primeras 24 horas seguido por un aún más severo descenso dentro de las 48 horas, caracterizan una exposición potencialmente letal. La tasa de declinación puede ser utilizada para la estimación de la dosis. La cinética de depleción linfocitaria predice la dosis entre un rango de 1 a 10 Gy con una resolución de aproximadamente 2 Gy.

Un aumento transitorio del recuento absoluto de los neutrófilos denominado "primer pico abortivo" se produce con dosis por encima de 1 Gy y la presencia de un "segundo pico" caracteriza las dosis en rangos de 1 a 5 Gy. La ausencia de este segundo ascenso se produce con dosis mayores de 5 Gy y es indicativo generalmente de dosis letales.

Sin embargo, en un escenario con víctimas en masa realizar todos estos análisis podrían superar las capacidades de los laboratorios por lo que en estos casos se recomienda 6 muestras obtenidas dentro de los 4 primeros días de la exposición.

Un cuadro basado en la observación de la depleción linfocitaria dentro de las 8-12 horas en sangre periférica permite estimar la dosis efectiva para rangos de dosis moderadas a altas (Tabla II). Una regla conservativa es que si el recuento es $< 1 \times 10^3$ μL^{-1} dentro de las 24-48 horas en una paciente sin historia previa de linfocitopenia es sugerente de haber recibido al menos una dosis > 2 Gy.

Tabla II. Depleción linfocitaria en función de la dosis

Rango de dosis	Número absoluto de linfocitos 8-12 horas post-accidente
< 1 Gy	Normal- 2500/m^3
1-5 Gy	1700- 2500/ m^3
5-9 Gy	1200- 1700/ m^3
>10 Gy	< 1000/ m^3

Dejar constancia siempre si entre cada toma de muestra la víctima requirió algún tipo de transfusión sanguínea para evitar errores que subestimen la dosis recibida.

- Si manifestó vómitos y diarrea en un tiempo menor a tres horas, considerar la toma de muestra de sangre periférica para la tipificación sanguínea incluyendo HLA.

  Fundamento: esto es necesario ante la eventualidad de requerir una terapia sustitutita (stem cells, células de cordón umbilical)
- Muestra de sangre precoz y a las 12 horas para dosimetría citogenética en tubos con heparina liofilizada o en su defecto jeringas con heparina sódica tal como se realiza en la extracción de gases arteriales. Almacenarlos en la heladera a 4° C (no congelar), rotulados (nombre y hora de toma de la muestra) para su eventual análisis posterior en laboratorios especializados.

  Fundamento*:* la dosimetría citogenética permite estimar la dosis corporal total, constituyendo en la actualidad un gold standard en lo que se refiere a biodosimetría. Se basa en el análisis de las aberraciones cromosómicas en los linfocitos circulantes generadas por los efectos de las radiaciones ionizantes. Las muestras requieren un tiempo de incubación previo de 48 a 72 horas, pero la detección de condensaciones cromosómicas tempranas permite realizar una estimación dentro de las primeras 24 horas cuando la dosis es mayor a 5 Gy. Otras técnicas basadas en la utilización de RNA mensajeros marcados están siendo desarrollados (microarrays.)
- Muestra sanguínea basal y a las 24 horas para obtener el valor basal de amilasa, transglutanoxalacética (TGO)lactatodeshidrogenas (LDH) y fosfatasalcalina (FAL).

Fundamento: las parótidas son muy sensibles a la radiación. Su daño produce elevación de la amilasemia. Dosis mayores a 0.5 Gy corporal total ó una exposición que comprometa el área en donde se ubican las parótidas pueden causar su elevación, pero el nivel alcanzado no se correlaciona bien con la dosis. La elevación de la TGO y del cociente LDH/FAL permiten una aproximación a la dosis recibida.

- Espermograma: no es mandatario, pero sí recomendable.
  Fundamento: la esterilidad masculina transitoria o permanente se produce a partir de ciertas dosis.. Valen las mismas consideraciones que en el caso del cristalino sobre la atributabilidad o no a la radiación de esta alteración. El daño se evidenciará luego de algunas semanas y una muestra precoz no mostrará alteraciones por ësta causa.

4.1.5 Detección de la contaminación interna

- Muestra de "soplido nasal" o hisopado nasal precoz (preferentemente antes de la hora de la exposición)
  Fundamento: la actividad detectada en esta muestra puede representar hasta el 5 % de la deposición del contaminante en los pulmones, sin embargo es indicativa, pero no concluyente de contaminación. La presencia de la contaminación interna se puede determinar también a partir de muestras fecales.
- Exudado de las heridas potencialmente contaminadas.
- Si se sospecha la incorporación de material radiactivo recolectar una muestra de orina en un frasco rotulado, si es posible de 24 horas o al menos conjuntamente con un valor de creatininemia. Esto permite ajustar los datos en los cálculos de incorporación. La conservación en la heladera no es imprescindible.
  Fundamento*:* muchos radionucleídos pueden incorporarse a la vía sistémica y ocasionar " irradiación interna" de los órganos y eliminarse por alguna vía. La incorporación es tiempo dependiente y fisiológicamente relacionado con la forma física y química del compuesto, por tal motivo se considera también una urgencia terapéutica.
- La recolección de materia fecal sólo se realizará en casos excepcionales en el caso de material con escasa absorción intestinal o eliminación por vía biliar. Su análisis también permite calcular incorporación.

4.1.6 Reevaluación permanente

Reinterrogar, observar y registrar la aparición de nuevos signos y síntomas relacionados con el síndrome agudo de radiación: fatiga, anorexia, vómitos y diarrea, cefalea, debilidad, alteración de los reflejos, parotiditis, hipoxemia, etc.

Fundamento: es importante recordar que la aparición y el tiempo de inicio de los síntomas y signos antes mencionados están estrechamente relacionado con el valor de dosis recibido. Además, permite detectar injurias convencionales inicialmente desapercibidas.

4.1.7 Tratamiento inicial

Tratamiento general:

- Antieméticos en caso de vómitos. El tratamiento profiláctico no es aconsejable dado son, como vimos una herramienta fundamental en la biodosimetría junto a otros parámetro. Suelen autolimitarse dentro de las 48-72 horas. Los antieméticos más utilizados son los

antagonistas de la serotonina como el ondansetron y el granisetron, también pueden utilizarse la metroclopramida.

- Antidiarreicos en caso de diarreas (Ej. Loperamida, difenoxilato-atropina). Vale la misma aclaración sobre la profilaxis que el caso anterior. Pueden no autolimitarse.
- Reemplazo de fluidos y electrolitos según sea necesario.
- Profilaxis anti-ulcerosa.

Tratamiento del síndrome cutáneo radioinducido:

- Local: crema a base de trolamina tres veces por día. Favorece la neovascularización, la vasodilatación local y la producción de tejido de granulación. Eventual utilización tópica de antimicrobianos.
- General: pentoxifilina en dosis de 400 a 1200 mg/día vía oral. Mejora las condiciones hemorreológicas, disminuyendo la viscosidad sanguínea. Analgésicos del tipo antiinflamatorios no esteroides, de ser necesario. Antioxidantes como la vitaminas C y E por vía oral.
- En caso de quemaduras extensas > al 10 % en niños y > 15 % en adultos la pérdida de agua y electrolitos a través de la piel lesionada requieren una rápida reposición para evitar el shock hipovolémico.
- Su asociación con cualquier otro tipo de injuria no resulta en un simple efecto aditivo de letalidad esperada, sino que se trata de una verdadera potenciación o sinergismo.

Tratamiento específico precoz de las injurias convencionales:

- Cierre de heridas, estabilización etc. La precocidad en estas intervenciones se debe a la posibilidad que algunos pacientes dependiendo de la dosis, evolucionen en los días posteriores con alteraciones hematológicas que dificulten los procesos de cicatrización y limitación de las infecciones.

4.1.8 Disposición del paciente

Se debe decidir la disposición del paciente aún previo a los resultados de laboratorio.

- Indicadores de hospitalización en víctimas con sospecha de irradiación:
    a. Náuseas ó vómitos < 4 horas de exposición
    b. Diarrea dentro de las 8 horas
    c. Dolor parotídeo y/o dolor abdominal
    d. Eritema temprano ó extenso > 10 % de la superficie corporal
    e. Cefalea y/ó alteración de la función del sistema nervioso central
    f. Hipotensión y/ó fiebre no atribuible a otras causas
    g. Requerimiento de tratamiento parenteral de la contaminación interna
    h. Requerimiento de tratamiento hospitalario de la injuria convencional.
    i. Alteraciones tempranas en el hemograma
- Sin indicación de hospitalización o alta hospitalaria pero con seguimiento ambulatorio:
    a. Personas asintomáticas,
    b. Personas sin alteraciones en el hemograma
    c. Pacientes que no requieren tratamiento parenteral de contaminación interna
    d. Náuseas ó vómitos más allá de las 4 horas de exposición (dependiendo de la disponibilidad de camas)

4.2 Víctimas Probablemente Irradiadas Asociadas con Injurias Convencionales Severas

4.2.1 Evaluar el ABC y score de trauma

Estabilizar a la víctima y no demorar su asistencia por la presencia o sospecha de contaminación; asumirlos como contaminados y proceder a manejarlos como tal hasta que se demuestre lo contrario. Tratar las injurias convencionales de acuerdo a los protocolos usuales.
Fundamento: las radiaciones ionizantes no son causa de compromiso inminente de la vida, como si lo son las injurias convencionales severas. Por tal motivo el diagnóstico y tratamiento de éstas últimas tienen prioridad absoluta sobre las radioinducidas.

4.2.2 Interrogar a la víctima, si es posible ó a terceros

El interrogatorio permitirá analizar las circunstancias del accidente y el tipo de exposición sufrida (contempla el punto 4.1.2)

4.2.3 Determinar la presencia de contaminación externa

Se procede como en el punto 4.1.1.
Un paciente contaminado externamente que presenta un acceso a la vía aérea (tubo endotraqueal, punción cricoidea) debe ser considerado contaminado internamente hasta que se demuestre lo contrario.

4.2.4 Proceder con los puntos 4.1.3 al 4.1.6 inclusive

4.2.5 Tratamiento

- Prioritariamente de la injuria convencional hasta su estabilización. Todos los procedimientos quirúrgicos importantes, deben ser realizados en forma precoz.
- La trasfusión de concentrados de glóbulos rojos ó de plaquetas puede estar indicado, por la probabilidad de pérdidas por las lesiones ó el trauma. Las unidades a transfundir serán previamente irradiadas para eliminar la posibilidad de que leucocitos remanentes generen posteriormente una reacción injerto-vs-huésped en los que evolucionen con inmunosupresión. Cabe destacar que ésta reacción puede llegar hasta ser indistinguible de la radiotoxicidad inducida en los distintos órganos. Los hemoderivados así tratados provocan menores reacciones trasfusionales, proporcionan algún grado de protección contra la aloinmunización , así como la posibilidad de adquirir citomegalovirus.
  Fundamento: dependiendo de la dosis recibida, algunos pacientes en los próximos días podrán evolucionar con alteraciones hematológicas secundarias a la hipoplasia medular generada por el daño provocado por las radiaciones ionizantes en médula ósea. Esto último sumado a las injurias convencionales presenta un efecto sinérgico en la morbimortalidad de las víctimas ya que se dificultan los procesos de cicatrización, la limitación de las infecciones y hay mayor predisposición a hemorragias.
- El tratamiento del síndrome cutáneo inducido es similar al anterior, pero la evolución suele ser más tórpida y complicada.

5. DESCONTAMINACIÓN DE PACIENTES

Los procedimientos descontaminantes tienen las siguientes prioridades en éste orden:

a. Heridas;
b. Orificios y mucosas;
c. Piel sana con alta actividad radiactiva registrada;
d. Piel sana con baja actividad registrada;
e. Tratamiento de la contaminación interna

Estos pacientes se admitirán en un área determinada del departamento de emergencias. La descontaminación de las víctimas tiene como finalidades reducir la dosis recibida por éstas, la prevención y minimización de la contaminación del personal involucrado y del medio ambiente. Las víctimas que no presenten injurias convencionales o las mismas sean muy leves es conveniente sean descontaminadas previo al ingreso al hospital.

El riesgo asociado a la atención de un paciente contaminado, es proporcionalmente igual o menor a otro tipo de riesgos que comúnmente se enfrentan durante cualquier práctica médica realizada en los departamentos de la emergencia. Raramente las dosis que puede recibir el personal es de tal magnitud que requiera instituir, además de los procedimientos de control de la contaminación, la limitación del tiempo de permanencia.

Los oficiales de radioprotección monitorearán toda la superficie corporal y supervisarán los procedimientos. Luego de la estabilización médica y retirada la vestimenta con la técnica que se explico previamente, se procederá a efectuar los procedimientos adicionales de descontaminación.

Los procedimientos de descontaminación específicos requieren el conocimiento del material radiactivo involucrado y su forma química. El beneficio de remover el contaminante radioactivo utilizando compuestos más específicos que podrían asociarse a efectos secundarios significativos en algunos casos, deberá balancearse con los efectos a corto y mediano plazo que pueden surgir si se omitieran. Las estimaciones del riesgo combinan el juicio profesional con la probabilidad de daño radioinducida durante la vida del paciente. Debido a todo esto la indicación de descontaminantes específicos, deberá ser evaluada por los profesionales expertos en la materia.
La descontaminación específica sobrepasa los objetivos de la presente comunicación, por tal motivo no será tratada.

5.1 Procedimientos para el Tratamiento de la Contaminación Externa Iniciales e Inespecíficos

5.1.1 Descontaminación de heridas contaminadas

- Irrigación con abundante solución salina, evitando salpicaduras. El líquido resultante preferentemente debe ser colectado para evitar la dispersión y la medición de la actividad resultante en él. Pueden utilizarse también detergentes de uso medicinal y solución iodopovidona.
- Las quemaduras contaminadas deben ser tratadas de la misma forma.

- Las heridas no contaminadas se cubrirán previo a descontaminar el resto del cuerpo. Los elementos metálicos se removerán mediante pinzas y no directamente y se guardará en un recipiente (preferentemente con agua para blindarlo)

5.1.2 Descontaminación de las mucosas y conjuntivas

- Se tratan irrigándolas con abundante solución fisiológica.
- En los senos paranasales puede utilizarse un catéter y manteniendo la cabeza hacia adelante.
- En los ojos la irrigación debe dirigirse hacia el ángulo externo.

5.1.3 Descontaminación de la piel sana

- La piel intacta contaminada puede ser lavada con agua tibia y jabón, protegiendo aquellas zonas que no lo están. El cepillado suave ayuda a eliminar en algún grado la contaminación retenida por la piel.
- Debe controlarse en todo momento el estado de la piel subyacente.Los procedimientos de descontaminación deben detenerse cuando lo indique el oficial de radioprotección ó se evidencien signos de irritación cutánea. En este caso, cubrir el área afectada con crema dermoprotectora, apósitos y algún material que facilite la transpiración de la piel. El material radiactivo retenido en los poros se transfiere a la superficie permitiendo su remoción.
- Para el cabello se utiliza el lavado con agua tibia y shampoo. Los acondicionadores ligan los contaminantes al pelo. Considerar el corte de cabello.

5.2 Procedimientos para el Tratamiento de la Contaminación Interna Iniciales e Inespecíficos

El enfoque general esta dirigido a reducir la absorción y/ó aumentar la eliminación o excreción de los radionucleídos incorporados. Los procedimientos aplicados en las personas contaminadas internamente tienen como finalidad reducir la deposición de radiación en los tejidos y de esta manera disminuir la probabilidad de futuros efectos nocivos.

- Minimizar la absorción cuando es incorporado por ésta vía, mediante la administración de antiácidos (hidróxido de aluminio-carbonato de magnesio)por vía oral para reducir la absorción gastrointestinal. El aluminio contenido en estos es especialmente efectivo con el estroncio (reducción de un 50-80 %).
- Aumentar la eliminación por materia fecal mediante la utilización de laxantes como el sulfato de magnesio y eventualmente enemas evacuantes. En ciertos tipos de contaminantes el incremento de su eliminación renal mediante el aumento de la hidratación y la diuresis forzada, permite disminuir considerablemente la carga del contaminante.
  Lavado gástrico hasta que el líquido de lavado este libre de contaminación o que a pesar de repetidos maniobras no se logre disminuir mas el grado de contaminación. Resulta

- efectiva dentro de las 2 horas de ingestión del contaminante y solamente está indicado en grandes incorporaciones por ésta vía.

6. CONCLUSIONES

La respuesta médica en la fase inicial de una emergencia radiológica ó nuclear no exige disponer de facilidades específicas. La asistencia de las víctimas puede ser abordada en forma eficaz y

eficiente mediante la adecuación de la infraestructura sanitaria disponible, la planificación previa y el entrenamiento del recurso humano.

BIBLIOGRAFÍA

- IAEA Safety Series Report N° 4 Planning the Medical Response to Radiological Accidents, 1998
- IAEA Safety Series Report N° 2 Diagnosis and Treatment of Radiation Injuries, 1998
- Valverde N., Gisone P., Cárdenas J., Sanhueza S., Pérez M.del R. Y Di Trano J.L. Manual para el Tratamiento Médico en casos de Accidentes Radiológicos ARCAL RLA/9/031-XXXVII (2000)
- Gusev I.A:, Guskova A. K., Mettler F.A. Medical Management of Radiation Accidents 2° Edition (2001)
- Waselenko J.K. et al Medical Management of the Acute Radiation Syndrome: recommendations of the strategic national stockpile radiation work group. Annals of Internal Medicine 140 (12): 1037-51 (2004)
- Goans R.E. and Waselenko J.K. Medical management of Radiological Casualties. Health Phys 89(5):505-512(2005)
- Kening K., Goans R.E. et al Medical Treatment of Radiological Casualties: current concepts. Ann Emergency Medicine 45(6):643-52 (2005)
- ICRP 96 Protecting People against Radiation Exposure in the event of Radiological Attack, 2005
- IAEA EPR Medical Generic Procedures for Medical Response during a Nuclear or Radiological Emergency, 2005

Permiso de cambio de límites en los GVs de la CNA-1

Ventura, M.A.

Presentado en: Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association).
Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006

Permiso de Cambio de Límites en los GVs de la CNA-I

Mirta Ventura

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

En el marco de la modificación de la Instalación Central Nuclear Atucha I **(CNA-I)** como consecuencia de la Introducción del Sistema "Segundo Sumidero de Calor" **(SSC)**[1], la Entidad Responsable de la CNA-I (NASA), solicitó autorización a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) para modificar el valor del nivel mínimo de agua en el lado secundario, en los Generadores de Vapor **(GVs)** para activar la señal "disparo del Corte del Reactor" **(RESA-LLV)**. Como el nivel en los GVs es uno de los parámetros que se usan para disparar el Sistema de Alimentación de Emergencia (RX), componente del Sistema SSC, también se analizó el cambio en la activación de la señal disparo del "Segundo Sumidero de Calor" **(2SSC-LLV)**.

La ARN utiliza para el estudio de la seguridad nuclear de plantas nucleares de potencia, la serie de programas de predicción RELAP5/MOD3.X. Participa de las actividades de evaluación y mantenimiento de dichos códigos a través de convenios específicos con la U.S. Nuclear Regulatory Commission (US-NRC). Es necesario contar con programas de este tipo ya que la ARN licencia la construcción y operación de Plantas Nucleares de Potencia (PNPs) y otras instalaciones relevantes y fiscaliza su operación de acuerdo a sus propias normas. Con estas herramientas se auditan los cálculos que las Entidades Responsables de la operación efectúan para avalar la operabilidad de las PNPs atendiendo las mencionadas normas. El análisis con códigos computacionales es usado como una herramienta para lograr el mejor entendimiento del comportamiento de la planta en unión con el criterio de ingeniería, los cálculos manuales, el análisis de datos y la experiencia en la operación de la máquina.

Para realizar dicha evaluación se consideraron dos transientes

1. Caso de Corriente de Emergencia

En este caso, se describe el transitorio producido y se lo simula con Relap5.3 para analizar las consecuencias de setear el 2SSC-LLV en 4.5m en lugar de los originales 5.5m. Se concluyó que en el primer caso, el SSC no inyectará. Los GVs serán alimentados sólo por la bomba RR (Sistema de Refrigeración Posterior). Si el 2SSC-LLV, está seteado en 5.5m el SSC será disparado.

[1] El Sistema SSC, tiene la función de remover el calor de decaimiento del sistema primario a través de los GVs. Está compuesto por el Sistema de Alimentación de Emergencia (RX) y por la Estación de liberación de Vapor Vivo (LA).

2. Falla en el cierre (modo cerrado) de la válvula de control de Nivel RL11505
Se describe el transiente, se lo simula y se analiza para distintos valores de RESA-LLV y para distintos valores de 2SSC-LLV. Los resultados muestran que para alguna combinación la inyección del SSC podría ser disparada y para otras no.

Como conclusión de estos estudios, junto con los análisis de ingeniería correspondientes los valores autorizados fueron: RESA-LLV= 7m, 2SSC-LLV= 3.7m, que reemplazaron a los originales RESA-LLV= 7.5m, 2SSC-LLV= 5.5m.

1. INTRODUCCION

La central nuclear Atucha I (CNA I) está ubicada en el partido de Zárate, Provincia de Buenos Aires, sobre la margen derecha del río Paraná, a unos 100 km al noroeste de la ciudad de Buenos Aires, República Argentina. La central genera una potencia eléctrica neta de 335 MWe. El reactor, del tipo "Pressurized Heavy Water Reactor" (PHWR) con recipiente de presión utiliza uranio natural levemente enriquecido como combustible y agua pesada presurizada como refrigerante y moderador.

La CNA I, primera central nuclear de Latinoamérica y Argentina, comenzó a operar en 1974, habiendo superado los dos tercios de su vida útil. Esta central ha operado en forma confiable de acuerdo a lo exigido en la época y logrado eficiencia en la operación con altas tasas de disponibilidad. La ARN en 1999 requirió al titular de licencia de la central la ejecución de un programa de actualización "backfitting" con la finalidad de mejorar la confiabilidad de la instalación según las normas actuales. Los trabajos correspondientes se realizaron durante el segundo semestre de 2002 y el primer trimestre de 2003.

El programa de "backfitting" incluía, principalmente, la implementación de un sistema alternativo de extracción del calor residual del núcleo vía generadores de vapor que se lo denominó Segundo Sumidero de calor (SSC), además de otros requerimientos. Está compuesto por el Sistema de alimentación de emergencia (RX) y por la Estación de liberación de Vapor Vivo (LA).

El RX contiene a:

- tanques de almacenamiento de agua
- bombas diesel
- líneas de alimentación de agua con válvulas de control y de aislamiento
- sistema de generación eléctrico independiente
- equipos de Instrumentación y Control (IyC) independiente

La estación de liberación de vapor vivo está conformada por:

- dos válvulas de alivio de vapor como controlador de presión
- tres válvulas de aislamiento
- equipos necesarios de IyC

La Entidad Responsable de la CNA-I (NASA) pidió autorización a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) para modificar el valor del nivel mínimo de agua en el lado secundario, en los Generadores de Vapor **(GVs)** para activar la señal "disparo del Corte del Reactor" **(RESA-LLV)** [1] y [2]. Para evitar que el sistema SSC se disparara en situaciones no deseadas, dado que el nivel en los GVs es uno de los parámetros que se usan para disparar el Sistema de Alimentación de Emergencia (RX), componente del Sistema SSC, también se analizó el cambio en la activación de la señal disparo del "Segundo Sumidero de Calor" **(2SSC-LLV)**.

Como en otros casos, para evaluar técnicamente los efectos de cada cambio solicitado, se utilizó la nodalización realizada por la ARN de la CNA-I [3], [4], [5] y [6], con Relap5/mod3 [7], con las variaciones e inclusiones del caso, para dar respuesta al pedido.

Se analizaron, desde el punto de vista termohidráulico, distintos transientes en donde se investiga el mínimo nivel alcanzado en los GVs para distintos valores límites para disparo del RESA (RESA-LLV) y del SSC (2SSC-LLV).

2. TRANSIENTES ESTUDIADOS

Se estudian, en este caso dos transientes: Caso de Corriente de Emergencia y Falla en el Cierre (modo cerrado) de la Válvula de Control de Nivel RL11505.

2.1. Primer Transitorio Estudiado. Caso de Corriente de Emergencia

2.1.1. Descripción de la señal "corriente de emergencia"

Ante la señal "Corriente de Emergencia" (CE), los grandes consumidores de Energía Eléctrica de la Central CNA-I (bombas del primario, bombas principales alimentación a los Generadores de Vapor (GVs), bombas principales de agua de refrigeración, calefactores del presurizador, etc.), salen fuera de servicio por falta de suministro eléctrico. Antes del primer segundo del transitorio se producirá el disparo del corte del reactor (RESA) (al caer las revoluciones de las bombas del primario debajo del 93%) y el cierre rápido de la admisión a la turbina (TUSA).

Luego del frenado de las bombas del primario se establece un caudal de circulación natural entre la fuente de calor (reactor) y la fuente fría (GVs). Al producirse el cierre de la admisión a la turbina, el vapor producido en los GVs hace aumentar la presión en el Sistema de Vapor Vivo y al superar una presión tope (≈ 55ata) se produce la apertura de las válvulas de Seguridad de los GVs.

A medida que ventea vapor, el nivel en los GVs va disminuyendo. Para evitar que se vacíen es necesario pasar a enfriar a través del Sistema de Remoción de Calor Residual (RR), una vez que la diferencia de temperatura entre el primario y el moderador sea menor que 20°C. En ese instante se produce la conmutación de los circuitos del moderador al modo de "Refrigeración posterior". Con el enfriamiento a través del sistema RR, se puede llevar la Central a parada fría o permanecer en parada caliente sin necesidad de ventear vapor de agua desmineralizada a la atmósfera.

En CE como se pierden las Bombas Principales de Alimentación (RL5), los GVs, que son la fuente de extracción de calor hasta que se pueda conmutar el sistema del moderador a Refrigeración posterior, son alimentados por la bomba RR22D001.

2.1.2. Sistema de refrigeración posterior (RR)

Cuando el reactor deja de estar en potencia se lo debe continuar refrigerando para disipar la potencia de decaimiento producida por los elementos combustibles. El Sistema de Refrigeración posterior tiene esta función: Transmite al río el calor del Sistema Primario después del corte rápido del reactor (RESA).

Este Sistema actúa en:

- Refrigeración Posterior, en parada caliente, luego del RESA una vez que la diferencia de temperatura entre el primario y el moderador sea menor que 20 °C.
- Refrigeración Posterior prolongada, en parada fría.

Cuenta con las bombas de refrigeración posterior (RR11/12/13 D01), que tienen una capacidad del 100% cada una y que ante una falla de cualquiera de ellas se pueda utilizar en cualquiera de los dos circuitos, y bombas de alimentación posterior (RR21/22 D01), diseñadas para trabajar en intervalos cortos sin contrapresión.

El Sistema RR es un circuito intermedio que toma el calor del Sistema Primario y lo entrega al circuito asegurado de agua de río (UK). Tiene dos sistemas paralelos y cada uno de ellos tiene la capacidad de eliminar por si solo el calor máximo de desintegración. Las presiones y caudales se han fijado de manera que aún con un solo circuito en funcionamiento se puede eliminar el calor máximo de desintegración sin llegar a una vaporización del agua del circuito.

Antes de comenzar el régimen de refrigeración posterior, debe conmutarse el circuito del moderador para tener dos circuitos separados de agua pesada. Las bombas del moderador impulsan el agua pesada desde el tanque del moderador al circuito del moderador, pasando por los intercambiadores de calor. En refrigeración posterior las bombas de refrigeración RR11/12 D01 están en marcha impulsando el agua por el circuito.

La presión del sistema de refrigeración durante esta fase de operación y hasta que se alcance el estado de presión del sistema primario, se mantiene con las bombas RR21/22 D01. Una vez despresurizado el sistema primario las bombas RR21/22 D01 se pueden sacar de servicio. Cuando las bombas RL5 de Alimentación Principal, salen de servicio, entran automáticamente las RR21/22 D01 para continuar presurizando el sistema RR.

2.1.3. Descripción del transiente

- 1seg. Se dispara la Señal de Emergencia

- La planta va automáticamente a parada segura caliente por medio de la alimentación de los GVs con la bomba RR y venteando vapor vía la válvula de alivio RA. La presión disminuye de 48ata a 45ata.
- Se inhibe la posibilidad de que todas las líneas de alimentación se interrumpan (RL off).

Para simular este transiente la Subgerencia de Control de Reactores Nucleares, de la ARN, usó la nodalización básica ya implementada para RELAP5/MOD3, con los agregados específicos para este caso, mostrada en la Figura 1.

En el momento en que se produce el SCRAM (RESA) el nivel en los GVs, está en su punto de setpoint: 8.15m. Las bombas del primario se paran y se establece circulación natural en los loops del primario.

La potencia necesaria para evacuar a través de los GV es menor que en un RESA normal debido a la falta de potencia de las bombas del primario. Además, parte de la energía a ser evacuada permanece acumulada en las ramas calientes del refrigerante del primario (mayor temperatura de salida del reactor comparada con un RESA normal).

Debido a las razones mencionadas, el transiente es mucho más suave y después de los primeros minutos el nivel en los GVs cae lentamente alcanzando un mínimo valor de 5.4m al tiempo t= 780 seg.

En el caso que el 2SSC-LLV, es seteado a 4.5m, el SSC no inyectará (porque el nivel en el GV, no baja hasta 4.5m). Se grafica en la Figura 2. Los GVs serán alimentados sólo por la bomba RR.

Si el 2SSC-LLV, está seteado en 5.5m el SSC será disparado (porque el nivel del GV, baja hasta 5.4m). Cuando la bomba comienza a funcionar el nivel del GV crecerá como se ve en la Figura 3. El GV2 sube más rápidamente porque alcanza antes los 5.5m.

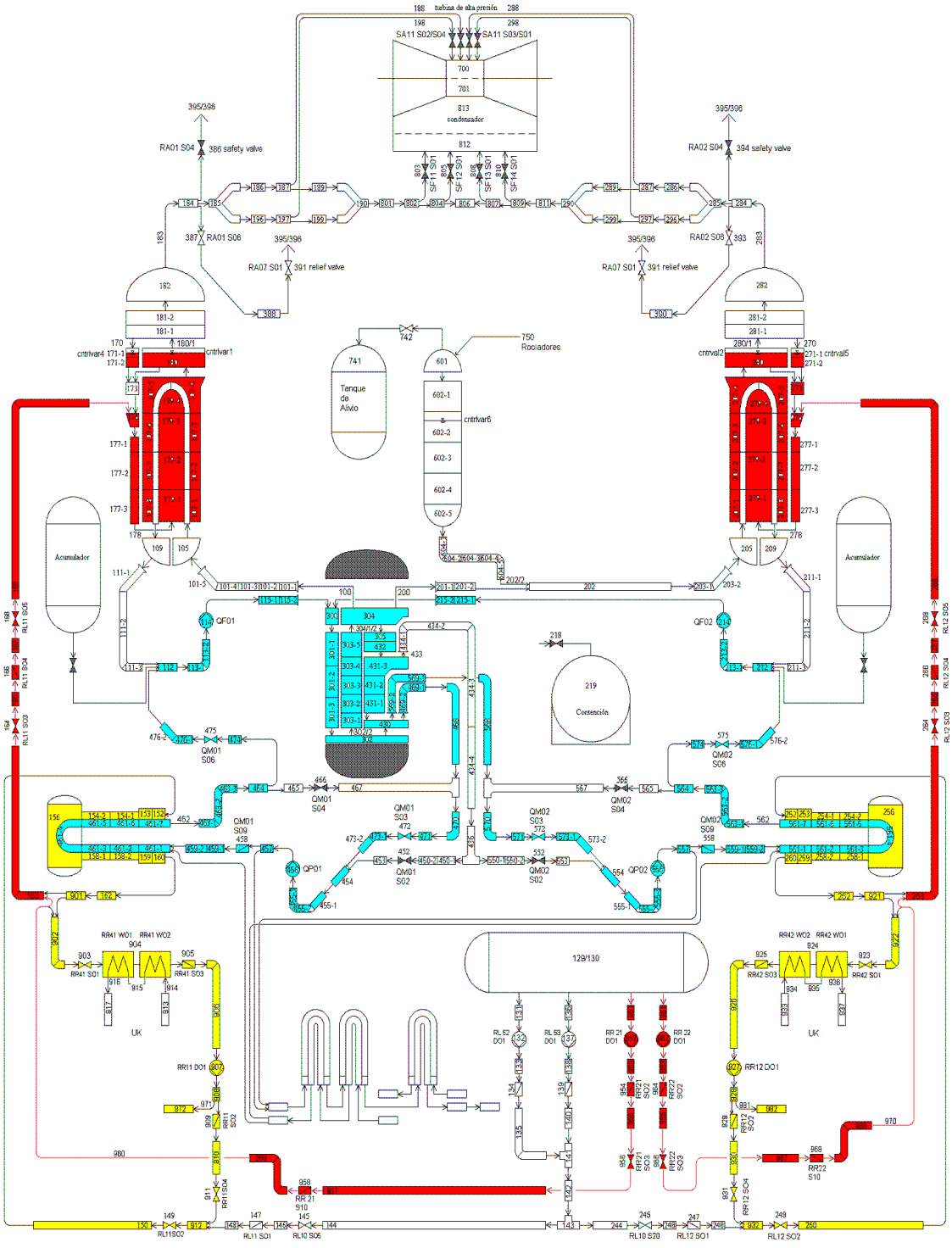


Figura 1. Nodalización de la CNA-I para RELAP5/MOD3

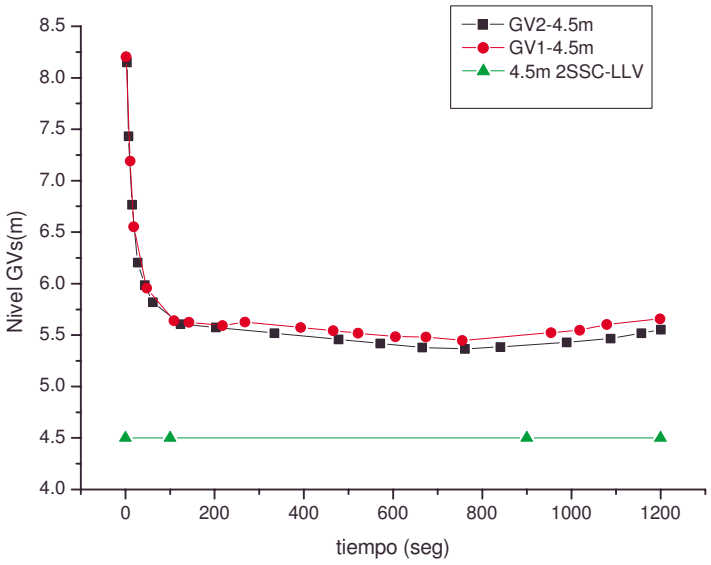


Figura 2. 2SSC-LLV= 4.5 m

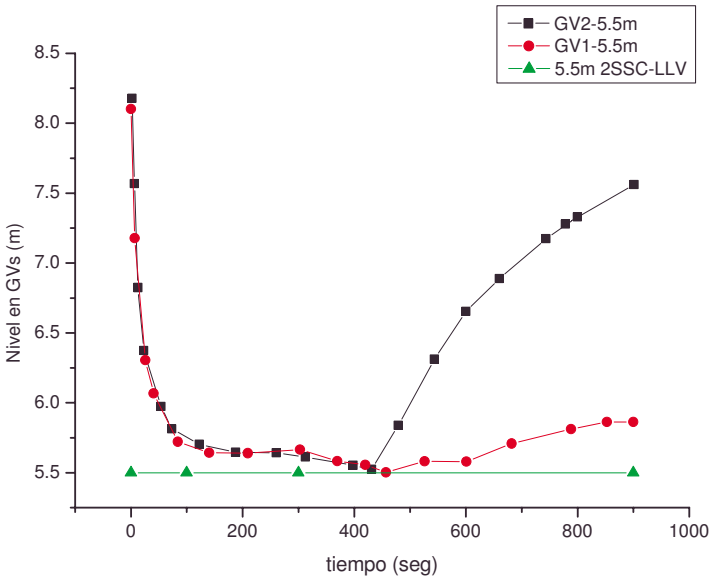


Figura 3. 2SSC-LLV= 5.5

2.2. Segundo Transitorio Estudiado. Falla en el Cierre (modo cerrado) de la Válvula de Control de nivel RL11505

Descripción del transiente

Se postula que por alguna falla mecánica de la válvula de control de nivel RL11S05 se cierra rápidamente en 10seg. La planta opera a plena potencia y la RL11S06 está totalmente abierta.

El nivel en el correspondiente generador de vapor cae alcanzando inevitablemente el RESA-LLV. El resto del transiente dependerá de la elección de los límites LLV.

Se analizan distintas situaciones para distintos límites para el disparo del RESA y para el disparo del SSC.

Como en el caso anterior, el análisis se hizo en base a la simulación de la CNA-I con RELAP5/MOD3 ya implementada, con la inclusión de algunos componentes. La nodalización usada básicamente es la de la Figura 1.

RESA-LLV= 7.5m

El SCRAM será disparado a t= 20seg y el mínimo nivel alcanzado en el GV, será de aproximadamente de 5.74m después de un minuto de transiente. Si el 2SSC-LLV es 4.5m no se dispara el SSC. Si es 5.5m es probable que se dispare porque el nivel al que se llega está muy cerca de los 5.5m como puede apreciarse en la Figura 4.

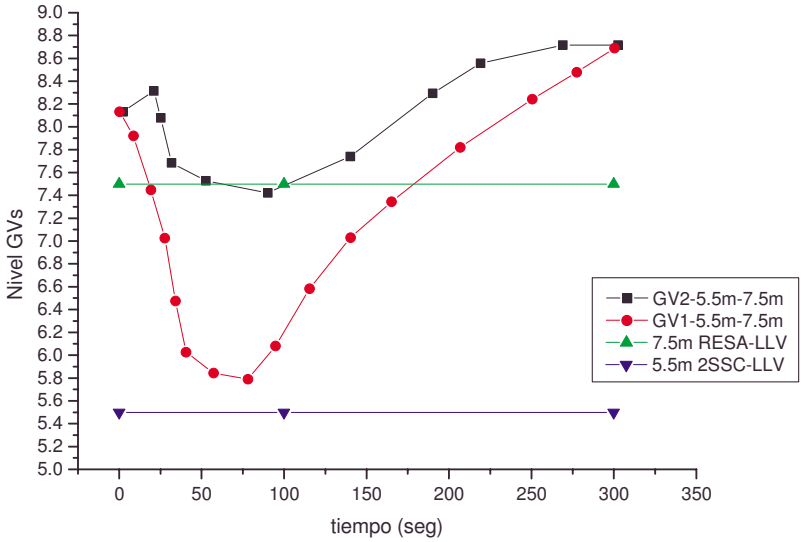


Figura 4. 2SSC LLV= 5.5m, RESA-LLV= 7.5m

RESA-LLV= 7m

Como el RESA-LLV es más bajo, el SCRAM del reactor se dispara más tarde (≅30 seg) y el mínimo nivel en el GV, será de 4.67m a aproximadamente 73seg de transiente si el 2SSC-LLV es 4.5m.

Si el 2SSC-LLV está seteado en 5.5m se disparará el SSC y el mínimo nivel alcanzado durante el transitorio estará cerca de los 3.6m. Se muestra en la Figura 5.

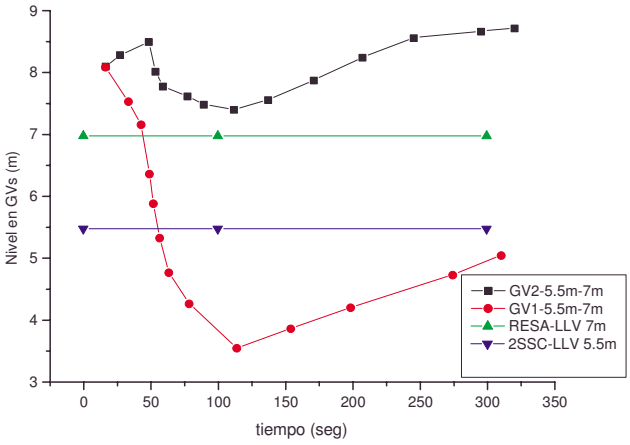


Figura 5. 2SSC-LLV= 5.5m, RESA-LLV= 7m

Es decir, que pasar de 7.5m a 7m en el RESA-LLV, significa una diferencia en el nivel del GV de aproximadamente 2m. Se ilustra en la Figura 6.

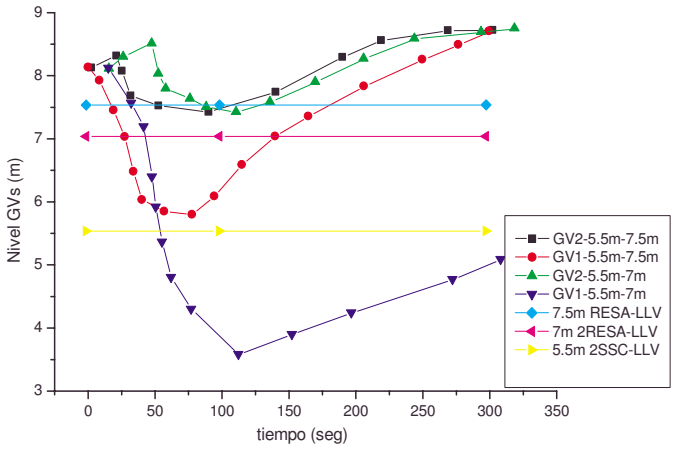


Figura 6. 2SSC-LLV= 5.5m y distinto RESA-LLV

De acuerdo a la elección del 2SSC-LLV, la inyección del SSC podría dispararse o no pero en todos los casos el mínimo nivel alcanzado en el GV debiera estar lejos de 2m que desconectaría las bombas del SSC. Si está el 2SSC-LLV a 4.5m, el mínimo nivel alcanzado estará en 4.67m después de 73 segundos de transiente. Por la proximidad del resultado a la cota no se puede asegurar que no actuará el SSC como se ve en la Figura 7. Para verificarlo se analizó el caso de fijar el 2SSC-LLV en 4.7m. En este caso, el SSC actuaría con seguridad como se ve en la Figura 8. La diferencia en el nivel del GV sería de casi 1 m más alto si usamos 4.7m en lugar de 5.5m como nivel de disparo del SSC. Se ilustra en la Figura 9.

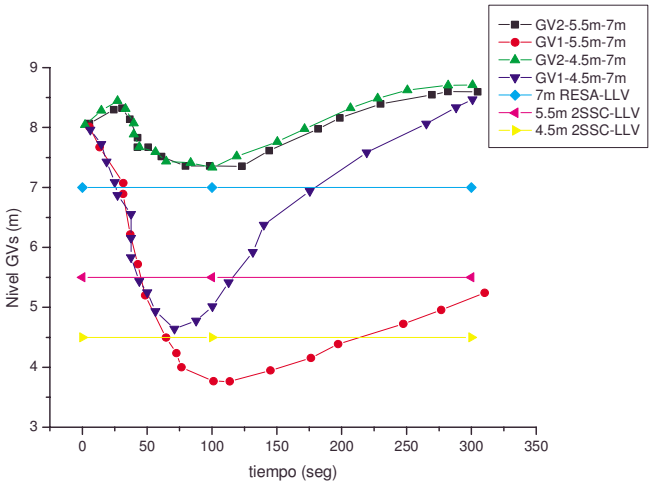


Figura 7. RESA-LLV= 7m, con distinto 2SSC-LLV

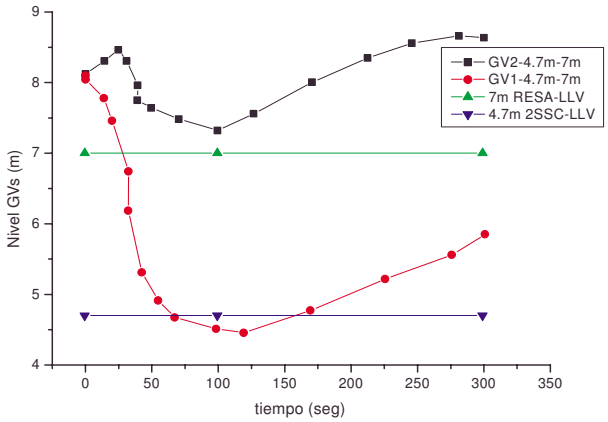


Figura 8. 2SSC-LLV en 4.7m, RESA-LLV= 7m

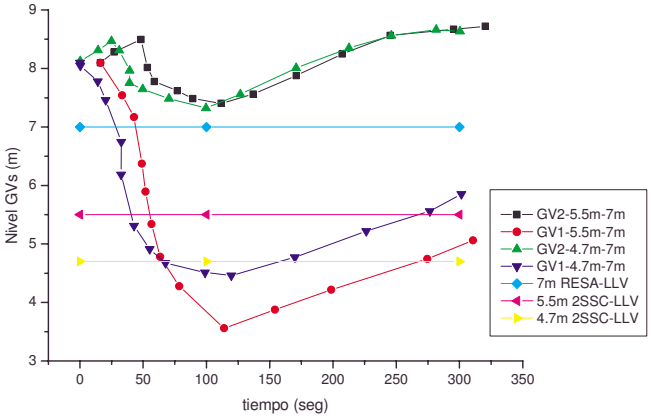


Figura 9. RESA-LLV= 7m, distintos SSC-LLV

3. CONCLUSIONES

En el caso de **Corriente de Emergencia** si el 2SSC-LLV está seteado en 4.5m la inyección de SSC no se producirá porque el nivel en los GVs, no baja hasta 4.5m. (Figura 2) y los GVs serán alimentados sólo por las bombas RR.

Si el 2SSC-LLV está seteado en 5.5m el SSC sería disparado porque el nivel del GV, llega a 5.5m (Figura 3).

El RESA-LLV no tiene ninguna influencia en este transiente porque la señal RESA es disparada por la condición Velocidad-bomba primario< min y no por nivel en el GV.

En el caso de **Falla en el cierre (modo cerrado) de la Válvula de Control de Nivel del GV**, los cálculos muestran que para alguna combinación de LLV la inyección del SSC podría ser disparada y para otros no. De todos modos, el mínimo nivel alcanzado en los generadores de vapor, en el peor de los casos no es menor a 3.6m (RESA-LLV= 7m y 2SSC-LLV= 5.5m), y está suficientemente alejado de los 2m mínimos para mantener la posible inyección de la bomba (Iny-LLV= 2 m)

Se alcanza inevitablemente el RESA para toda combinación posible de los parámetros.

Para 7.5m y 4.5m no se dispara el SSC. Con 5.5m es probable que se dispare el SSC (Figura 4). La diferencia en el nivel del GV sería de casi 1m más alto si usamos 4.7m en lugar de 5.5m como nivel de disparo del SSC (Figura 5).

Pasar de 7.5m a 7m en el RESA-LLV, significa una diferencia en el nivel del GV de aproximadamente 2m (Figura 4, Figura 5 y Figura 6).

Como conclusión de estos estudios y del análisis de otros transientes de interés, junto con los criterios de ingeniería correspondientes, los valores autorizados fueron: RESA-LLV= 7m, 2SSC-LLV= 3.7m, que reemplazaron a los originales RESA-LLV= 7.5 m, 2SSC-LLV= 5.5 m. El valor mínimo de nivel en el GV, para el que cesa la inyección del SSC (Iny-LLV), se cambió de 2 m a 1m.

De acuerdo a estos límites LLV determinados en los GVs:

RESA-LLV= 7m
SSC-LLV= 3.7m
Iny-LLV= 1m

se ilustran las consecuencias en los dos transitorios estudiados en las Figura 10 y Figura 11.

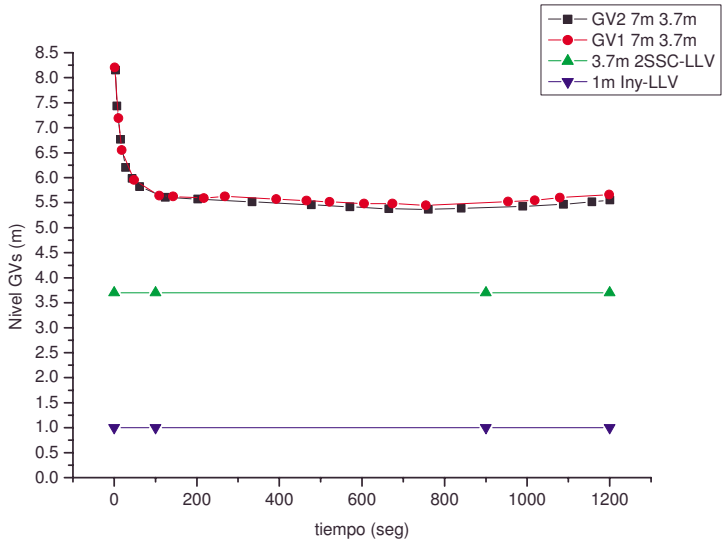


Figura 10. Corriente de emergencia con los nuevos LLV

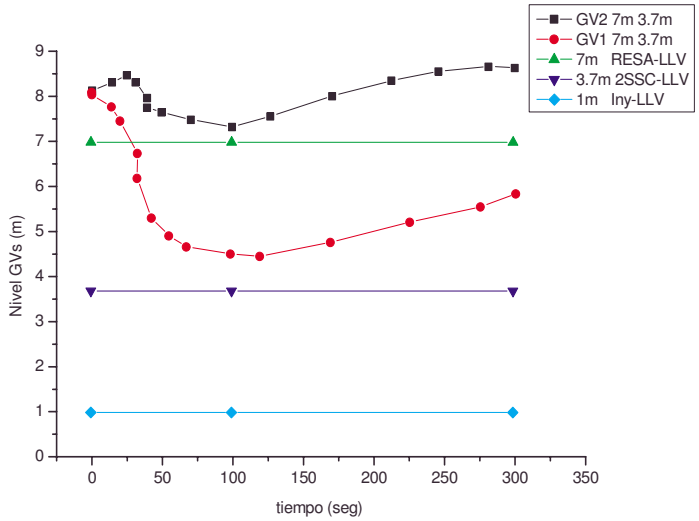


Figura 11. Falla en el cierre (modo cerrado) de la válvula de control de nivel del Gv, con los nuevos LLV

Con estos valores, se ve que el SSC no inyectaría en ninguno de estos casos a diferencia de lo que sucedería si el SSC-LLV continuara siendo 5.5m, y no se corre riesgo de llegar al nivel de cierre de la inyección (Iny-LLV= 1m).

REFERENCIAS

1. M. A. Schivo, "CAN-I-2nd heat sink: Steam generators limit level value to trigger RESA and the 2nd heat sink feedwater injection. Parametric study", *Work report NASA-TN/549/1998.* Lima, Bs. As, 7/01/1998.
2. M. A. Schivo, "CNA-I Second Heat Sink: new steam generator water-level limits", *Work Report*, *NASA-TN/659/2002*. Lima, Bs. As,15/02/2002
3. R. D. Rosso, M. A. Ventura. "Uso de códigos termohidráulicos en análisis de seguridad, Modelizaciones de la CNA-I con RELAP5/3.2" , *Work-Shop ARN* Argentina, 1997.
4. R. D. Rosso, M. A. Ventura. "Prediction of observed ATUCHA I, PWHR main pumps loss to assess code simulation capabilities during a forced to natural circulation transition", *Memories of CAMP meeting*, Budapest, Hungary, 1997.
5. M. A. Ventura, R. D. Rosso, "Modelización con Relap5/3.2. Simulación del comportamiento termohidráulico resultante la pérdida de bombas principales en la Central Nuclear Atucha I",.*PI 9/99-ARN*, 1999.
6. M. A. Ventura, "Criterios de Uso y Validación de Códigos de Seguridad Nuclear", *Memoria técnica de las Jornadas de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear de la SAR*, Bs. As., Argentina, 9-10 de Noviembre, 2002.
7. Idaho National Engineering Laboratory, *RELAP5/MOD3. Code manual*, NUREG/CR-5535-INEL-95/0174, March 1998.

PARTE II

RESÚMENES DE PUBLICACIONES EN REVISTAS

Peak efficiency calibration for attenuation corrected cylindrical sources in gamma ray spectrometry by the use of a point source*

Julio C. Aguiar [a], Eduardo Galiano [b] and Jorge Fernandez [a]

[a] Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
[b] Department of Physics, Laurentian University, Canada

Abstract

A theoretical method of determining the gamma-ray peak efficiency for a cylindrical source, based on a modified expression for point sources is derived. A term for the photon self-attenuation is included in the calculation. The method is valid for any source material as long as the source activity concentration is considered to be homogeneous. Results of this expression are checked against experimental data obtained with ^{241}Am, ^{57}Co, ^{137}Cs, and ^{60}Co sources.

Keywords: Gamma peak efficiency; Efficiency for cylindrical sources; Self-attenuation of volume sources; HPGe detectors.

* Publicado en: Applied Radiation and Isotopes; Vol.64, no.12, p. 1643-1647 2006

Kinetic study of the thermoluminescence of $KMgF_3$: LaF_3 compounds employing the general one trap model*

E. Caselli [1,2], C. Furetta [3], P. Molina [1,5], M. Santiago [1,5], F. Spano [4] and M. Lester [1,5]

[1] IFAS, Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires
Argentina

[2] Comisión de Investigaciones Científicas de la Provincia de Buenos Aires (CICPBA)
Argentina

[3] Physics Department, Rome University 'La Sapienza'
Italy

[4] Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

[5] Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET)
Argentina

The parameters characterising the trap centres involved in the thermoluminescence of $KMgF_3$:LaF_3 compounds have been found by deconvolving the glow curve with the General One Trap model (GOT). For the fitting procedure the Levenberg-Marquardt method has been employed. T_m-T_{stop} measurements along with initial rise measurements were performed in order to estimate the number of peaks the glow curve is made up of, and the corresponding activation energies. Instead of the Runge-Kutta method, a novel algorithm has been employed to integrate the differential equation of the GOT model, which reduces the computational time nearly 30 times with respect to the former when the glow curve is recorded with a lineal heating rate profile. The strong computational time reduction makes feasible a large number of runs with different guess values. An interesting result is that the concentration of disconnected deep traps is much less than the concentration of trap centres.

* Publicado en: Radiation Protection Dosimetry; Vol. 119, no. 1-4, p. 148-152, 2006

Analysis of the glow curve of SrB_4O_7: Dy compounds employing the GOT model*

F. Ortega [a], P.Molina [b,c], M. Santiago [b,c], F. Spano [d], M. Lester [b,c], E. Caselli [b,e,*]

[a] Facultad de Ingeniera, Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires
[b] IFAS, Facultad de Ciencias Exactas, Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires
[c] Consejo Nacional de Investigaciones Cinéticas y Técnicas (CONICET)
[d] Autoridad Regulatoria Nuclear
[e] Comisin de Investigaciones Científicas de la Provincia de Buenos Aires (CICPBA)

Argentina

The glow curve of SrB_4O_7: Dyphosphors has been analysed with the general one trap model (GOT). To solve the differential equation describing the GOT model a novel algorithm has been employed, which reduces significantly the deconvolution time with respect to the time required by usual integration algorithms, such as the Runge-Kutta method.

PACS: 78.60.Kn; 78.20.Bh

Keywords: Thermoluminescence; Deconvolution; Borates

* Publicado en: Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, B; vol.243, no.2, p. 417-422, 2006

ÍNDICE DE AUTORES

Aguerre, L.O. 3, 207
Aguiar, J.C. 15, 691
Alderete, F. 25
Alfaro, M. 481
Alonso, M.T. 265
Amado, V.A. 37
Andrada Contardi, F.A. 53
Araujo, F. 481
Barenghi, L.G. 69
Bonet Durán, S.M. 83
Bonino, A.D. 341
Bonino, N.O. 279
Bourguignon, M. 307
Boutet, L.I. 541
Bozzo, R.H. 401
Bruno, H.A. 541
Cabrejas M.L. 229, 489
Cabrejas, R. 489
Calvo, J.C. 91, 109, 387
Canoba, A.C. 123, 319
Capadona, N. 69, 375
Carelli, J.L. 3, 133, 207, 333, 341
Caselli, E. 692, 693
Cateriano, M.A. 145
Ceballos, J. 69
Cesario, P.A. 185
Chahab, M. 155, 171, 185
Chebel, G.M. 489
Chiaro, P. 341
Chiossi, C.E. 201
Ciallella, H.E. 449
Cruz Suarez, R. 481
Cruzate, J.A. 133, 207, 333, 341
Dantas, A.L.A. 481
Dantas, B.M. 481
De Luca, G. 489
Degiovanni, G.S. 351
Degrossi, O.J. 489
Deluca, G.M. 217, 229
Di Giorgio, M. 233, 251, 307
Diodati, J.M. 279
Discacciatti, A.P. 133, 207
Dubner, D.L. 421
Elechosa, C. 25
Equillor, H.E. 279
Ermacora, M.G. 265
Fadel, A.M. 229, 489
Felizia, E.R. 297
Fernández, J.A. 15, 279, 449, 691
Furetta, C. 692
Galiano, E. 691
Gariazzo, C. 341
Gavini, R.M. 279
Gnoni, G.A. 319
Gómez Parada, I. 473
Gónzalez, S. 481
Grassi, E.A. 341
Gregori, B.N. 3, 133, 207, 333, 341
Grinman, A.D.R. 279
Hermida, J.C. 481
Hernández, D.G. 541
Jordan, O.D. 541
Kunst, J.J. 333
Larcher, A.M. 351
Lester, M. 692, 693
Lewis, E.C. 279
López Bejerano, G.M. 481
López, F.O. 37, 123
López Vietri, J.R. 69, 375
Lucena, E. 481
Maceiras, E. 351
Marino, E. 387
Medici, M.A. 279
Melo, D. 481
Menossi, C.A. 401
Menossi, S.A. 83
Michelin, C.A. 91
Michelin, S.C. 307, 421, 473
Molina, P. 692, 693
Morales, J. 481
Navarro, R.N. 91, 109, 387
Navarro, T. 481
Ortega, F. 693
Palacios, M.A. 279
Panzino, M. 69
Papadópulos S. 133, 333
Paolino, A. 481
Pérez, M. del R. 233, 251, 421
Perrin, C.D. 351, 433, 441
Piñones, O. 481
Portas, M. 233, 251
Puerta, J.A. 481
Quintana, E.E. 449
Racana, R.O. 461
Rodríguez, C.E. 83
Rojo A.M. 217, 229, 473, 481, 489
Rosso, R. 493
Ruiz, M.A. 481
Sadañiowski, I.V. 541
Sajaroff, P.M. 351
Santiago, M. 692, 693
Sanz, D.E. 53
Serdeiro, G. 449
Serdeiro, N.H. 83, 279
Spano, F. 692, 693
Tellería, D.M. 541
Terán, M. 481
Terrado, C. 461
Valdivieso, C.M. 489
Vallerga, M.B. 233, 251
Ventura, M. 493
Videla, R. 481
Waldman, R.M. 91, 387
Whitaker, M. 341