

ANÁLISIS DE UN ACCIDENTE RADIOLÓGICO Y MANEJO DE LA RESPUESTA

Vásquez, O.^{1*}, Sordi, R.¹ y Gomez, J.¹

¹ Dirección General de Energía Atómica – Ministerio del Poder Popular para la Energía Eléctrica.

RESUMEN

La Gammagrafía Industrial, es una técnica de ensayos no destructivo usada para examinar la calidad de determinados productos, frecuentemente utilizada para el control de calidad dentro de la industria del petróleo, del gas y otras. Dicha práctica, está asociada con el incremento de los accidentes radiológicos que han involucrado fuentes radiactivas, ocasionando daños severos a las personas directamente involucradas, debido fundamentalmente a las altas actividades utilizadas. Para su empleo estas fuentes requieren ser trasladadas desde sus almacenes hasta donde han de realizarse los ensayos, en el cual la exposición a dichas fuentes, fuera de su blindaje, así como el carácter rutinario y tedioso de la práctica, pueden ocasionar descuidos en el seguimiento de los procedimientos de operación, conllevando a situaciones de emergencia y potenciales accidentes. Conocer los procedimientos de trabajo, los principios básicos de protección radiológica, los tipos de fallas que puedan producirse durante la realización de esta práctica, así como los procedimientos en caso de presentarse algún evento que conlleve a una situación accidental, hace que medidas correctivas y normas de trabajo, sean adoptadas no solo en la prevención, sino en la respuesta. El objetivo del presente trabajo, es analizar varios aspectos involucrados en el manejo local de la respuesta de un accidente radiológico, con una fuente de gammagrafía industrial de ¹⁹²Ir, que fue encontrada y manipulada por tres (3) trabajadores, provocándoles consecuencias que conllevaron a solicitar la asistencia al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

INTRODUCCIÓN

Los usos médicos e industriales de las radiaciones ionizantes han aumentado considerablemente, donde sobreexposiciones accidentales de personas han causado lesiones graves y complicaciones, especialmente aquellas que involucran público, estos accidentes a menudo no son reconocidos inmediatamente y no son notificados, significando esto que el número real de eventos ocurridos sea desconocido.

Los accidentes radiológicos tienen una baja reproducibilidad, cada accidente radiológico puede ser considerado como un evento de características propias, por lo que derivar reglas genéricas sobre la base de un accidente individual es una tarea difícil, especialmente cuando el objetivo es prevenir los potenciales accidentes y gestionar la respuesta en caso de ocurrir.

¹E-mail del Autor: omarv344@gmail.com

Dado que las lesiones y los daños que causan los accidentes radiológicos no presentan características diferenciales, puede retrasarse o comprometerse el reconocimiento de una situación accidental y de su causa, por ejemplo el periodo de latencia del síndrome agudo de radiación (SAR), dando lugar a un optimismo injustificado y por ende a decisiones medicas erradas o no ajustadas. Los efectos perjudiciales producto de las radiaciones, son muy diversos y dependen de varios parámetros: la dosis absorbida, que determina el grado de severidad, el tamaño del volumen expuesto (exposición externa de todo el cuerpo, exposición parcial o localizada), así como los órganos irradiados y la calidad de la radiación [1].

Este trabajo realiza un análisis de varios aspectos involucrados en el manejo local de la respuesta de un accidente radiológico, ocurrido en junio de 2010 con una fuente de gammagrafía industrial de ^{192}Ir , que para el momento de la ocurrencia del evento, tenía una actividad de 2.40315 TBq (64.95 Ci). La misma fue encontrada y manipulada con las manos por tres (3) trabajadores provocando consecuencias que conllevaron a solicitar asistencia al OIEA para la estimación de dosis, evaluación médica y posterior tratamiento especializado para atender las radiolesiones de una de estas personas involucradas en el accidente.

La respuesta local se centró en determinar los siguientes aspectos: el inicio del accidente, el momento cuando ocurre la pérdida de la fuente; el periodo en que la fuente estuvo fuera de control; establecer quiénes y de qué forma estuvieron los involucrados en contacto y a qué distancia con la fuente; realizar la reconstrucción física de las dosis involucradas; señalar los procedimientos empleados en la conducción del manejo de la respuesta y el respectivo seguimiento.

1. DESCRIPCIÓN DEL ACCIDENTE Y RECUPERACIÓN DE LA FUENTE.

El accidente ocurrió el día 03 junio de 2010, con una fuente radiactiva de ^{192}Ir , en las instalaciones de una estación de servicio para distribución de gas, en remodelación en la población de Turmero, Estado Aragua, Venezuela.

Luego que el equipo de radiólogos, completó unas radiografías a una tubería para la conducción de gas, estos desconectaron la cámara de gammagrafía, no cumpliendo los procedimientos de verificación de los sistemas de seguridad del equipo, y sin percatarse que la fuente cayó al suelo. Al momento de levantar los controles de acceso, los trabajadores de la obra civil se acercan para continuar con sus labores y uno de ellos “denominado en adelante Persona 1”, se dirigió al área viendo el objeto llamando su atención para posteriormente tomarlo con las manos.

Circunstancialmente el asistente del radiólogo notó que se activó la señal audible de su equipo medidor Geiger Muller (G-M), lo tomó y se dirigió al equipo de gammagrafía, percatándose que la fuente no se encuentra en el equipo, informando a sus compañeros e iniciando la búsqueda de la fuente. Paralelamente indica al supervisor de seguridad de la instalación que retire a todo el personal del área, en ese instante la Persona 1 se había

desplazado del lugar y durante el camino, la mostró a unos compañeros de trabajo y se la entregó a uno de ellos “denominado en adelante Persona 2”. En un punto más alejado la Persona 1 se reúne con un grupo más ampliado de compañeros permaneciendo varios minutos con la fuente consigo, luego se la entrega a otro de ellos “denominado en adelante Persona 3” quien identifica la simbología de peligro en el portafuente. Al ver que los radiólogos buscaban algo, sospecha que se trata del objeto y sugiere llevarla a los radiólogos. Los radiólogos al verla hacen que la arroje al suelo y retiran a todas las personas, e inician las operaciones de recuperación con el equipamiento de emergencias que llevan en el vehículo de transporte.

2. RESPUESTA DE LAS AUTORIDADES

El día Lunes 07 de junio de 2010, la Dirección General de Salud Ambiental (DGSA), Autoridad Reguladora Venezolana para usos de radiaciones en el campo de la salud, es notificada de un accidente laboral ocurrido el día jueves 03 de junio de 2010, en el cual un trabajador manipuló una fuente radiactiva de ^{192}Ir , con una actividad de 2.40315 TBq (64.95 Ci), cuando una contratista realizaba ensayos de gammagrafía industrial. Notifican de inmediato este evento a la Dirección General de Energía Atómica (DGEAT) Autoridad Reguladora Venezolana para fuentes radiactivas de uso industrial y en horas de la tarde de ese día, personal del grupo de emergencias de la DGEAT, se trasladó al lugar iniciando las investigaciones pertinentes a fin de tener una apreciación de la magnitud del accidente.

Se identificaron a todas las personas que estaban al momento del accidente mediante entrevistas, determinando qué relación tuvieron con la fuente desde que la misma estuvo fuera de control hasta el momento que fue rescatada y colocada dentro de su blindaje, generando así el planteamiento de los posibles escenarios ocurridos, la manera en que se organizó la información, identificaba y clasificaba a la persona de acuerdo a la posición en la cual se encontraba para cada escenario, así como la distancia y el tiempo de permanencia respecto a la fuente; esto permitió una representación simulada realizada con todos los involucrados, la cual quedó registrada y documentada mediante un corto video de los hechos, que sirvió finalmente para las distintas reconstrucciones dosimétricas hechas. Tras notificar al OIEA a través del Incident Emergency Centre (IEC), en el marco de la Convención sobre Pronta Notificación de Accidentes Nucleares [2], el IEC en el marco de la Convención sobre Asistencia en Caso de un Accidente Nuclear o una Emergencia Radiológica [3], ofrece los oficios de coordinar la provisión de asistencia internacional, de así requerirse, en las áreas de: reconstrucción de dosis, dosimetría biológica y soporte médico. Las estimaciones de dosis y posterior atención médica a los involucrados, se basaron en las manifestaciones clínicas por sobreexposición, modelajes basados en simulaciones, la dosimetría biológica y la reconstrucción física de las dosis.

3. EVALUACIÓN DE LA DOSIS INICIAL MEDIANTE USOS DE SOFTWARE

Se utilizaron dos programas para realizar las estimaciones del cálculo de dosis: Visual Monte Carlo (VMC) versión enero 2005 y el Rad Pro 3.26 junio 2009, este último se utilizó con el fin de verificar los cálculos realizados con el VMC.

3.1. CALCULO ESTIMADO DE DOSIS EFECTIVA PARA LA PERSONA DE REFERENCIA

Para la reconstrucción de los hechos, se analizó el video realizado por la DGEAT con las personas involucradas en el accidente a fin de poder realizar una estimación de los tiempos (ver tabla 1), entre los distintos escenarios transcurridos, Report of the IAEA, Assistance Mission to Venezuela, 16 – 18 June (2010) [4].

Tabla 1. Estimación de tiempo de exposición para cada posición de la fuente.

Posición de la fuente	Tiempo de exposición (s)
Fuente sujeta en manos a 10 cm del pecho	250
Glúteo derecho	108
Fuente sujeta en mano con brazo extendido a la altura del muslo y caminando	50
Total	408

Para la simulación basada en la posición de la fuente sujeta en manos a 10 cm del pecho, (ver figura 1), indica una dosis efectiva de 54 mSv para 60 segundos de exposición.

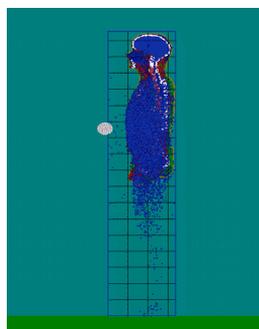


Figura 1. Fuente sujeta en manos a 10 cm del pecho.

Tabla 2. Estimación de dosis efectiva para cada posición de la fuente en la Persona de referencia.

Posición de la fuente	Tiempo de exposición (s)	Dosis efectiva (mSv)
Fuente sujeta en manos a 10 cm del pecho	250	225
Glúteo derecho	108	51
Fuente sujeta en mano con brazo extendido a la altura del muslo y caminando	50	14
Total	408	290

En la Figura 2 se representa la simulación basada en la posición de la fuente colocada en el bolsillo trasero de la Persona 1, indica una dosis efectiva de 51 mSv para 108 segundos (ver tabla 2).



Figura 2. Fuente situada en el glúteo.

Para la fuente sujeta con la mano y el brazo en una posición extendida y a la altura del muslo (ver Figura 3), indica una dosis efectiva de 17 mSv para 60 segundos de exposición.



Figura 3. Fuente sujeta en la mano con el brazo extendido a la altura del muslo.

3.2. DOSIS LOCAL PERSONA 1 – REGIÓN MANOS

La dosis local en manos de la Persona 1, no puede ser estimada de manera confiable, debido a que la misma variaba la posición de la fuente en diversos instantes, pero se presume que dicha dosis estaría entre 20 Gy y 100 Gy.

3.3. DOSIS LOCAL PERSONA 1 – REGIÓN GLÚTEO

Para el glúteo derecho se realizaron dos análisis, en contacto fuente glúteo y a 3 mm de distancia. La dosis local para la posición de la fuente a 1 mm de distancia de la piel mostrada en la Figura 2, se calculó utilizando el VMC, obteniendo una dosis local estimada de 170 Gy y con la fuente a 3 mm de distancia una dosis local de 81 Gy, calculándose también que a una profundidad de 10 mm de la superficie de la piel, se reporta un valor aproximado de 20 Gy.

Utilizando el cálculo hecho en la misma posición de la fuente-glúteo para el Accidente de Nueva Aldea [5], extrapolando resultados, tenemos dosis de cerca de 200 Gy. De esta manera se pudo verificar el valor de dosis local estimado de 170 Gy, este cálculo depende mucho de la distancia de la fuente al tejido superficial de la piel.

3.4. CALCULO ESTIMADO DE DOSIS PARA LAS PERSONAS 2 Y 3

Para las dos personas que tomaron la fuente con las manos a una distancia de 10 cm del pecho, la simulación se basó en la posición de la fuente sujeta en las manos a 10 cm del pecho, como se muestra en la Figura 1, se consideró que la Persona 2 sujetó la fuente 11 segundos con la mano, obtendría una dosis efectiva de 10 mSv. La Persona 3 que sujetó la fuente por 37 segundos se obtuvo que recibió aproximadamente una dosis efectiva de 33 mSv. y una dosis local en manos estimada de 50 Gy, que pudiera ser dividida entre las dos manos, (ejemplo: 30 Gy mano derecha y 20 Gy mano izquierda).

3.5. CALCULO DE DOSIS EFECTIVA ESTIMADA PARA LAS OTRAS PERSONAS INVOLUCRADAS

Utilizando el VMC, para las personas involucradas que estuvieron expuestas en promedio durante un tiempo de 5,5 minutos a una distancia de 75 cm, se estimó la dosis efectiva en 30 mSv, (ver Figura 4). Mientras que a la misma distancia y tiempo de exposición las estimaciones realizadas con el Rad Pro, la dosis efectiva calculada fue de 35 mSv. Coincidiendo por ambos programas la estimación.

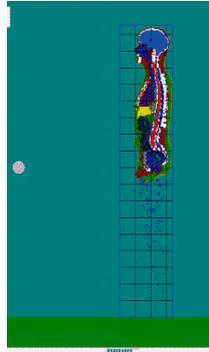


Figura 4. Fuente a 75 cm de distancia de la persona.

Se realizó además una hoja de cálculo con el objeto de estimar la dosis total para cada una de las personas que permanecieron en las cercanías durante el accidente, la cual indicó que la mayor dosis recibida por esta estimación fue de 6 mSv aproximadamente.

4. RECONSTRUCCIÓN FÍSICA DE LAS DOSIS INVOLUCRADAS

4.1. METODOLOGÍA PARA LA ESTIMACIÓN FÍSICA DE DOSIS EQUIVALENTE EN MANOS Y PIEL

Para llevar a cabo la estimación dosimétrica en extremidades manos y piel se utilizaron detectores termoluminiscentes, dosímetros TLD-100, calibrados para la energía de 662 Kev, definidos para la magnitud operacional dosis equivalente personal $H_p(0,07)$. Esta calibración fue realizada en el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas (IVIC) [6]. Además, sobre la base de los videos de la reconstrucción del accidente radiológico, se cuantificaron los tiempos en que los involucrados permanecieron con la fuente radiactiva en la mano, así mismo se asignó un rango mínimo y máximo para el resto de las personas.

Para la evaluación de la dosis equivalente $H_p(0,07)$ en manos, se construyeron en el LSCD maniqués de mano en forma de mano abierta y forma de pinza, los cuales se muestran en la Figura 5. La reconstrucción dosimétrica para ambas distribuciones mostró que la aproximación más cercana a la realidad fue la del maniquí en forma de pinza



Figura 5. Maniqués de mano diseñados para la estimación dosimétrica

Para evaluar la dosis equivalente $H_p(0,07)$ en piel (glúteo), se utilizó un maniquí antropomorfo conocido como Rando-Alderson, el cual está constituido por material tejido equivalente.

La irradiación de los dosímetros ubicados sobre cada maniquí, se llevo a cabo utilizando la misma fuente radiactiva de ^{192}Ir involucrada en el accidente, por el tiempo de un (1) minuto. Para la evaluación de la dosis recibida, una vez irradiados los dosímetros, cada uno fue analizado en un equipo lector de termoluminiscencia marca Thermo, modelo 4500.

La estimación dosimétrica del accidente para manos y glúteo fue realizada a partir de los valores de dosis corregidos y del tiempo estimado de permanencia que estuvo la fuente radiactiva, expuesta en las referidas zonas corporales para las Personas 1, 2 y 3.

Para tener una primera aproximación de la magnitud del posible daño biológico en las zonas corporales irradiadas, la dosis ($H_p(0,07)$) fue expresada en términos de Kerma en aire, la dosis absorbida se obtuvo utilizando el factor de conversión establecido por el documento IAEA Safety Series N°16 Calibration of radiation protection monitoring instruments. (2000) [7] y asumiendo la existencia de equilibrio electrónico, a fin de comparar los valores obtenidos con el umbral de dosis establecido en el documento IAEA Safety Report Series N° 2 Diagnosis and treatment of radiation injuries (1998) [8], y evaluar las eventuales consecuencias radiológicas de las personas involucrados en el accidente.

4.2. METODOLOGÍA PARA LA ESTIMACIÓN DE DOSIS EFECTIVA A CUERPO ENTERO

Para estimar la dosis a cuerpo entero Dosis Efectiva (E) se utilizó el maniquí antropomorfo Rando-Alderson exponiéndolo a la fuente radiactiva a una distancia de 30 cm, similar como se realizó para la determinación de la dosis equivalente en manos y glúteo. De esta forma y a la distancia de 50 y 100 cm del citado maniquí, en las adyacencias del mismo, se midió la magnitud operacional denominada tasa de dosis equivalente ambiental ($H^*(10)$), utilizando simultáneamente en cada punto dosímetros TLD-100 y Dosímetros Thermo Fisher Scientific, modelo EDP-N2 y calibrados en el LSCD en la magnitud mencionada.

La estimación de dosis efectiva (E) fue realizada a partir de los valores de $H^*(10)$ corregidos y del tiempo estimado de exposición de las personas involucrados en el accidente. El referido tiempo fue calculado a partir de la revisión del video de simulación de los hechos. Los resultados obtenidos señalan que la Persona 1 es la persona que recibió la mayor dosis equivalente en piel a nivel de las manos (193 Sv) con respecto a la Persona 2 (6 Sv) y la Persona 3 (21 Sv). Al comparar el valor estimado (193 Sv) para la Persona 1, con el límite anual de dosis equivalente en piel (0,05 Sv) establecido en la Norma Venezolana COVENIN [9], se observa que el valor estimado de dosis en manos para esta persona, supera al límite anual de dosis en un 3.868 veces.

CONCLUSIONES

- Las dosis estimadas por VMC, para las personas involucradas durante el accidente ocurrido en Turmero, Estado Aragua, Venezuela, por los distintos métodos empleados coinciden en lo mostrado en la sintomatología de los pacientes.
- La dosis efectiva estimada por VMC, para todas las personas involucradas, se encuentran por encima del límite anual establecido por el ICRP y la OIEA, el cual sería 1 mSv para los miembros del público.
- La dosis local por VMC en manos de la Persona 1, no puede ser estimada de manera confiable, debido a que el sujeto variaba la posición de la fuente. Sin embargo se presume que estaría entre 20 y 100 Gy.
- La evaluación de la dosis absorbida estimada por reconstrucción física para la Persona 1 (110 Gy), indica que se supera el umbral de dosis absorbida de 25 Gy para la aparición de necrosis, lo cual podría comprometer la funcionalidad del miembro irradiado (mano).
- La dosis local por VMC de la Persona 3 en la mano, puede estimarse debido a que en la visualización de la reconstrucción de los hechos, la fuente se mantuvo relativamente sujeta de la misma manera, dando como resultado una dosis local de 50 Gy para un tiempo de 37 segundos. Dicha estimación de dosis, pudiera ser dividida entre las dos manos.
- La dosis absorbida estimada por reconstrucción física para la Persona 3 fue de 13 Gy, indicando que se alcanzó el umbral de dosis para la aparición de efectos tales como eritema,

depilación y descamación, los cuales pueden comprometer la funcionalidad de sus manos de no recibir la atención médica especializada.

.- Para la Persona 2 los resultados indican que la dosis equivalente estimada a nivel de manos (6 Sv) supera al límite anual de dosis establecido, en un factor de 124. Como primera aproximación, sugiriendo que las consecuencias radiológicas para este paciente eventualmente no serían tan severas como las que se esperan para las Persona 1 y 3.

.- Los resultados obtenidos en la estimación de la dosis equivalente en manos sugieren que para todos los pacientes, la mayor dosis fue recibida a nivel de los dedos pulgar e índice, indicando que los pacientes durante el desarrollo del accidente radiológico, manipularon la fuente radiactiva con los referidos dedos.

.- Aunque las dosis estimadas sugieren valores importantes para glúteo y piernas por los distintos métodos de cálculos empleados, hasta la fecha los efectos sugeridos en dichas zonas no han sido mostrados en la persona. Indicando esto que la contextura de la persona es otro factor a considerar ya que nunca será igual a la contextura en la cual se basan los parámetros de los modelos matemáticos de la persona de referencia.

REFERENCIAS

- [1] Jean-Claude Nénot, *J. Radiol. Prot.*, 29 301, http://iopscience.iop.org/0952-4746/29/3/R01/pdf/jrp9_3_R01.pdf (2009).
- [2] IAEA, Convención sobre Pronta Notificación de Accidentes Nucleares, (1986)
- [3] IAEA, Convención sobre Asistencia en Caso de un Accidente Nuclear o una Emergencia Radiológica, (1986)
- [4] Report of the IAEA, Assistance Mission to Venezuela, 16 – 18 June (2010)
- [5] IAEA, The Radiological Accident in Nueva Aldea, (2009)
- [6] Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas (IVIC), Informe técnico preliminar Nro 1, Reconstrucción dosimétrica del accidente radiológico acaecido el 03 de junio de 2010 en Turmero - Estado Aragua., Altos de pipe, 30 de junio de 2010.
- [7] IAEA, Safety Series N°16, Calibration of radiation protection monitorin instruments (2000).
- [8] IAEA, Safety Report Series N° 2, Diagnosis and treatment of radiation injuries (1998).
- [9] Norma Venezolana COVENIN 3496:1999, "Protección Radiológica. Medidas de Seguridad para la Protección Contra las Radiaciones Ionizantes y las Fuentes de Radiación (1999).