

UNIVERSIDAD COMPLUTENSE DE MADRID
FACULTAD DE CIENCIAS QUÍMICAS



TESIS DOCTORAL

**Innovación en la ciencia forense nuclear de la detección de
materiales nucleares y radiactivos para la lucha contra la
amenaza NRBQe**

MEMORIA PARA OPTAR AL GRADO DE DOCTOR

PRESENTADA POR

María Ángeles Benavente Ruiz

Directores

Javier Quiñones Díez
Alicia Álvarez García
Juan Carlos Sáez Vergara

Madrid

UNIVERSIDAD COMPLUTENSE DE MADRID
FACULTAD DE CIENCIAS QUÍMICAS



TESIS DOCTORAL

**Innovación en la ciencia forense nuclear de la detección de
materiales nucleares y radiactivos para la lucha contra la
amenaza NRBQe**

MEMORIA PARA OPTAR AL GRADO DE DOCTOR

PRESENTADA POR

María Ángeles Benavente Ruiz

Directores

Javier Quiñones Díez
Alicia Álvarez García
Juan Carlos Sáez Vergara

Madrid

UNIVERSIDAD COMPLUTENSE DE MADRID
FACULTAD DE CIENCIAS QUÍMICAS



TESIS DOCTORAL

Innovación en la ciencia forense nuclear de la detección de materiales nucleares y radiactivos para la lucha contra la amenaza NRBQe

MEMORIA PARA OPTAR AL GRADO DE DOCTOR

PRESENTADA POR

María Ángeles Benavente Ruiz

DIRECTOR

Dr. Javier Quiñones Díez
Dra. Alicia Álvarez García
Dr. José Carlos Sáez Vergara

© María Ángeles Benavente Ruiz



*Innovación en la ciencia forense nuclear de la
detección de materiales nucleares y radiactivos para
la lucha contra la amenaza NRBQe*

TESIS DOCTORAL
María Ángeles Benavente Ruiz

Directores:
Dr. Javier Quiñones Díez
Dra. Alicia Álvarez García
Dr. José Carlos Sáez Vergara

Madrid, diciembre de 2019

*A mi familia, en especial
a mi marido, Gustavo y a
mis hijos, Adrián y Diego*

Agradecimientos

A lo largo de esta andadura numerosas personas han pasado por mi vida, sin duda, muchas de ellas son para recordar.

Empezaré por mis directores, quienes me animaron y apoyaron para embarcarme en esta tremenda porfía. Gracias por creer en mí, Javier, Alicia y José Carlos.

Las palabras no me alcanzan para expresar mi agradecimiento al Dr. Javier Quiñones por la dedicación y apoyo que le ha brindado a este trabajo, por las sugerencias e ideas y por el rigor con el que ha llevado esta dirección. Gracias Javier, sé que ha debido ser un gran esfuerzo para tí pero, a la vez, he visto un gran entusiasmo marcando rumbo en este trabajo. Agradezco de corazón a la Dra. Alicia Álvarez, Jefa del Servicio de Protección Radiológica del CIEMAT, mi jefa, toda la confianza que ha depositado en mí desde que llegué, gracias Alicia por contar conmigo siempre, por todas las oportunidades que me has brindado, entre ellas la de hacer posible que realice esta investigación. Javier y tú habéis sido los causantes de que yo consiga ser doctora, inspectora, y de otros tantos logros que he alcanzado en mi carrera profesional. Gracias también por tus aportaciones y por tu tiempo, Alicia. Gracias José Carlos por tus consejos y, siempre, tu buena disposición y generosidad para compartir tus amplios conocimientos. Gracias a los tres por haberme propuesto dar este paso y darme el coraje para continuar, siempre impulsándome con toda vuestra energía. Gracias por la revisión minuciosa que habéis realizado de este texto y vuestras valiosas sugerencias. Sin vuestro apoyo este trabajo nunca se habría escrito, luego este trabajo es también el vuestro. Muchas gracias.

Gracias al Prof. Dr. José Luis Pérez de la Universidad de Alcalá de Henares, sin quien no sé si hubiera existido el proyecto MESMERISE, o quizá sí, pero estoy segura de que no hubiera tenido tanto éxito. Es un orgullo para mí haber puesto mi granito de arena en MESMERISE, ahora tan reconocido, tan bien publicitado por la prensa e incluso galardonado con el premio “Quality Innovation Award 2019” en su fase nacional, y actualmente compitiendo a nivel internacional. Por extensión, gracias a todos los participantes de la Universidad de Alcalá con los que he tenido que interactuar, a la Prof. Dra. Ana Slocker y a Miguel de Alcalá que se portaron tan correctamente conmigo.

Gracias a Adani, empresa participante del proyecto, especialmente a Alejandra Perkevich, tan efectiva y organizada, a Vitaliy, a Konstantin, a Il'ya, todos ellos tan amables, tan dispuestos, siempre intentando que nuestra estancia en Bielorrusia fuera de gran calidad y dándonos todo lo que necesitábamos, y digo nuestra estancia, porque conmigo estaba mi compañero Pablo Pérez-Cejuela, con el que he compartido la experiencia en estos viajes, gracias por tus ideas, por tu contribución, y por tu compañía, nunca olvidaré los paseos por el río Svisloch, Pablo.

Gracias también a la Coronel Rosario Quesada y a su grupo SIBCRA del Regimiento NBQ “Valencia” N° 1, con los que he pasado muy buenos momentos realizando los ejercicios de entrenamiento, ejercicios con los que yo investigué, aprendí y disfruté, tanto en la preparación como en la realización. Así mismo, gracias a la Unidad NBQ de la Guardia Civil por su colaboración que también ha servido para contribuir en una parte de esta memoria de investigación.

A mis compañeros del Servicio de Protección Radiológica, Carmen Noguerales, con quien he discutido sobre los problemas de los espectros del bromuro, Ana Vico, siempre tan dispuesta para ayudar con cualquier cosa, José Luis, y todos los demás colegas del Servicio, Nuria, Luis, José, Víctor, Isaac, etc., por preocuparse siempre por mí e interesarse por saber cómo me iba en este arduo proceso.

Gracias también a mi actual Subdirectora, Lina Rodríguez y demás compañeros de la subdirección por sus palabras y muestras de apoyo, entre ellas, debo hacer mención especial a Candelas Gómez, una de las personas más desinteresadas y humildes que conozco, lo regala todo, ella fue mi primera maestra, de ella aprendí no sólo cosas profesionales, también me enseñó lecciones de vida.

Por último, este trabajo de investigación es también fruto del reconocimiento y del apoyo vital que nos ofrecen las personas que nos estiman, las que tienen que soportarme cerca durante más tiempo, con las que trabajo codo con codo o con las que vivo. Hablo de mis compañeros del Laboratorio, quienes han cubierto mis ausencias cuando estaba de Comisión de Servicio en Bielorrusia, en Eslovaquia, en Nevada, en Sudáfrica, en Viena, etc., Gracias Luis Yagüe, Virginia Fernández, Cristina López, Ernesto Higuera, por conseguir que todo funcionara en mi ausencia, pero sobre todo gracias por vuestro apoyo moral y vuestro cariño. Hablo también de mi familia, especialmente de mis hijos y mi marido de los que he recibido todo el apoyo moral y calor humano que ha permitido que yo continuara con ilusión. Gracias por su paciencia, comprensión y solidaridad, por el tiempo que me han concedido, por cuidarme, por adorarme, por aceptarme como soy, así, con todos mis defectos.

De una manera u otra he compartido con todos vosotros este proyecto e ilusión durante estos años, y esto para mí, es el premio más importante.

ÍNDICE

ACRÓNIMOS	XI
RESUMEN	XIII
Objetivo	xiii
Procedimiento experimental	xiv
Resultados	xiv
Conclusiones	xiv
SUMMARY	XVI
Objective	xvi
Experimental procedure	xvii
Results	xvii
Conclusions	xvii
0. OBJETIVO	1
1. INTRODUCCIÓN	5
1.1 Estado del arte	11
1.2 Legislación aplicable en cuanto a seguridad física nuclear	20
1.3 Protección radiológica	23
1.3.1 Normativa de Protección Radiologica	23
1.3.2 Riesgos asociados con la irradiación	26
1.3.3 ¿Es necesario un escáner de rayos X?	27
1.3.3.1 Dosis recibidas en los sistemas de retrodispersión frente a transmisión	28
1.3.3.2 Límites de dosis a operadores, personas en espera y otros empleados	30
1.3.3.3 Restricción de dosis	30
1.3.3.4 Consideraciones en caso de grupos especiales	31
1.3.3.5 Otras fuentes de irradiación	31
1.4 Tecnologías para la detección de la radiación	33
1.5 Los escáneres de seguridad corporales	37
1.6 Apoyo nacional en la capacitación para la mejora de las capacidades técnicas	40
2. PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL	43
2.1 Materiales empleados	43
2.1.1 Materiales nucleares y fuentes radiactivas	43
2.1.1.1 Materiales nucleares	43
2.1.1.2 Fuentes radiactivas	45
2.1.2 Descripción del sistema de inspección por rayos X	46
2.2 Equipos de medida seleccionados	47
2.2.1 Medidas de campo espectrométricas	49
2.2.1.1 Determinación de la exactitud de los equipos de tasa de dosis	51
2.2.2 Medida en laboratorio	53
2.3 Evaluación del sistema de seguridad aeroportuario de rayos X	57
2.3.1 Medida de la dosis en el escáner.	57
2.3.2 Medida de la radiación de fuga	59
2.3.3 Medida de la dosis personal recibida por inspección	60
2.3.3.1 Procedimiento de medida individuo escaneado	65
2.3.3.2 Ajustes en los procedimientos de medidas	68
2.3.3.3 Límite de detección de la metodología de medida y validación de los dosímetros DIS-1 y TLD ..	69
2.3.4 Medida de la dosis recibida por el operador	71
2.3.5 Medida de la dosis recibida en la zona de espera	73
2.4 Comportamiento de los equipos utilizados en diferentes protocolos de seguridad	74
3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN	75
3.1 Detección de fuentes fuera del control regulador	75
3.1.1 Detección de materiales nucleares	77
3.1.1.1 Conclusiones parciales	87
3.1.2 Evaluación del funcionamiento de equipos en tasas de dosis	88
3.1.2.1 Conclusiones parciales	99

3.2 Evaluación de las dosis debidas a la operatividad del escáner de rayos X	100
3.2.1 Calibración y puesta a punto de equipos de medida de dosis	101
3.2.2 Variación del factor de calibración con respecto a la energía. Respuesta relativa	103
3.2.3 Dependencia angular de la respuesta del Atomtex	109
3.2.4 Sonda de CeBr ₃	112
3.2.5 Medida de la radiación de fuga	123
3.2.6 Influencia de la modificación de los parámetros en el escáner	128
3.2.7 Medida de la dosis recibida por el individuo inspeccionado	133
3.2.7.1 Configuración I.....	133
3.2.7.1.1 Validación de los dosímetros DIS-1 Configuración I	136
3.2.7.1.2 Distribución de la dosis/tiempo en plataforma	142
3.2.7.2 Configuración II.....	143
3.2.7.2.1 Validación TLD Configuración II	147
3.2.8 Evaluación de la dosis recibida al operador	152
3.2.8.1 Configuración I.....	152
3.2.8.2 Configuración II.....	154
3.2.9 Evaluación de dosis recibida por el público en espera y otros trabajadores	156
3.2.9.1 Configuración I.....	156
3.2.9.2 Configuración II.....	160
3.2.10 Evaluación final	162
4. CONCLUSIONES	165
5. LÍNEAS FUTURAS DE INVESTIGACIÓN	167
6. BIBLIOGRAFÍA.....	169

Índice de tablas

Tabla I: Material Nuclear interceptado [3].....	14
Tabla II Incidentes con materiales nucleares comunicados por los países a la comunidad internacional en 2018 [42].....	16
Tabla III Incidentes con materiales nucleares comunicados por los países a la comunidad internacional en 2017 [43].....	16
Tabla IV Incidentes con materiales de gran interés para su uso en RDD comunicados por los países a la comunidad internacional en 2018 [42].....	17
Tabla V Incidentes con materiales de gran interés para su uso en RDD comunicados por los países a la comunidad internacional en 2017 [43].....	18
Tabla VI: Dosis debida a fuentes naturales [78].....	32
Tabla VII Composición isotópica del U natural.....	43
Tabla VIII. Relación y características de las fuentes empleadas.....	45
Tabla IX. Relación de equipos empleados en la evaluación de determinación de tasa de dosis.....	52
Tabla X: Características de los sistemas de medida utilizados.....	61
Tabla XI: Elementos de dosis profunda DIS-1.....	63
Tabla XII: Requisitos de exactitud y precisión establecidos.....	70
Tabla XIII: Equipos empleados en la determinación de tasas de dosis.....	71
Tabla XIV. Comparación entre el mineral de U y el U empobrecido [92].....	86
Tabla XV: Valores determinados durante la calibración de la repuesta en energía del equipo Atomtex.....	104
Tabla XVI: Valores determinados durante la calibración de la respuesta en energía del equipo Bicron.....	104
Tabla XVII: Valores determinados durante la repuesta en energía de los equipos DIS-1 [127].....	107
Tabla XVIII: Respuesta angular del Atomtex frente a ^{137}Cs a distintos ángulos, normalizada respecto del valor de 0°	109
Tabla XIX: Respuesta anisotropía del Atomtex frente a la fuente de rayos X del escáner, normalizada respecto del valor de 0°	111
Tabla XX: Isótopos utilizados en la calibración del CeBr_3	114
Tabla XXI: Medidas de $\dot{H}^*(10)$ en contacto y a 0.1m en distintos puntos de control (ver la Figura 124 y la Figura 125) del sistema de inspección para la configuración I.....	125
Tabla XXII: Medidas de $\dot{H}^*(10)$ en distintos puntos de control (ver la Figura 124 y la Figura 125) del sistema de inspección en función de la configuración I.....	126
Tabla XXIII: Medidas de $\dot{H}^*(10)$ en contacto y a 0.1m en distintos puntos de control (ver la Figura 124 y la Figura 125) del sistema de inspección para la configuración II.....	127
Tabla XXIV: Medidas de $\dot{H}^*(10)$ en distintos puntos de control (ver la Figura 124 y la Figura 125) del sistema de inspección en función de la configuración II.....	127
Tabla XXV: Evaluación de dosis en el escáner con la configuración I cuando se varía la intensidad de corriente y se fija una diferencia de potencial de 160 kV.....	129
Tabla XXVI: Evaluación de dosis en el escáner con la configuración I cuando se varía la diferencia de potencial y se fija una intensidad de corriente de 0.2 mA.....	129

Tabla XXVII: Evaluación de dosis en el escáner con la configuración II cuando se varia la intensidad de corriente y se fija una diferencia de potencial de 200 kV.....	129
Tabla XXVIII: Evaluación de dosis en el escáner con la configuración II cuando se varia la diferencia de potencial y se fija una intensidad de corriente de 1.2 mA.....	130
Tabla XXIX: Medidas de Hp (10) recibidas durante la inspección con el sistema en la configuración I a distintas alturas y en ubicaciones diáfanos o rodeadas de paredes.....	134
Tabla XXX: Descripción de las características de funcionamiento del dosímetro DIS-1 certificadas por el fabricante [130].....	137
Tabla XXXI: Medida de la dosis recibida por inspección, exactitud y precisión con el sistema X-MESMERISE en la configuración I (160 kV, 1.2 mA y 7 s) con los dosímetros DIS-1 y la cámara de ionización (utilizando maniquí).....	139
Tabla XXXII Valores de la exactitud y precisión de la dosis medida por el dosímetro DIS-1 (grupo de 2) respecto de la cámara de ionización en el sistema X-MESMERISE en la configuración I (160 kV, 1.2 mA y 7 s).....	140
Tabla XXXIII: Medida de la dosis recibida por inspección con el sistema X-MESMERISE en la configuración I (160 kV, 1.2 mA y 7 s) con los dosímetros DIS-1 (grupo de 4) y la cámara de ionización, con una única repetición.....	141
Tabla XXXIV: Medidas de la dosis Hp(10) recibida en el sistema de inspección en la configuración II (200 kV, 2.5 mA y 7 s, ver Figura 137) a distintas alturas.....	145
Tabla XXXV: Medidas de la dosis Hp(10) recibida durante la inspección por el sistema en la configuración II (160 kV, 2.5 mA y 7 s, ver Figura 137) a distintas alturas.....	145
Tabla XXXVI: Medidas de la dosis Hp(10) recibida en el sistema de inspección en la configuración II (180 kV, 2.5 mA y 7 s, ver Figura 137) a distintas alturas.....	146
Tabla XXXVII Medidas de la Hp(10) durante la inspección durante la operación del sistema X-MESMERISE con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s) determinadas con la cámara de ionización y TLD a 40 cm.....	149
Tabla XXXVIII Medidas de Hp(10) por inspección en el sistema X-MESMERISE con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s) y distintas alturas determinadas con la cámara de ionización y TLD.....	150
Tabla XXXIX: Tasa de dosis recibida por el operador "H*(10)" en función de la distancia a la plataforma del sistema de inspección con la configuración I.....	153
Tabla XL: Tasa de dosis recibida por el operador "H*(10)" en función de la distancia a la plataforma del sistema de inspección con la configuración II.....	155
Tabla XLI: Medidas de H*(10) alrededor del sistema de inspección con la configuración I. El punto de referencia es el maniquí sito en el centro de la plataforma de inspección.....	157
Tabla XLII: H*(10) medidos en los diferentes punto de chequeo (ver la Figura 150) alrededor del sistema de inspección con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s).....	161

Índice de figuras

Figura 1: Clasificación de los materiales nucleares según el IAEA [11].	6
Figura 2: Clasificación de los materiales radiactivos según el IAEA [12].	6
Figura 3: Ensayos nucleares en el mundo 1945-2017 [31].	13
Figura 4: Ensayos nucleares en el mundo atmosféricos y subterráneos 1945-2017 [31].	14
Figura 5: Material nuclear de grado militar incautado desde 1992 - 2012 [41].	15
Figura 6: Número total de incidentes con materiales nucleares y radiactivos reportados en 2018 por GICNT [42].	17
Figura 7: Evolución de los incidentes confirmados en la ITDB relacionados con el tráfico y el uso malicioso [36].	17
Figura 8: Medidas de dosis efectivas recibidas por inspección en distintos sistemas de barrido de seguridad [72].	29
Figura 9: Modelación de la dosis equivalente recibida en órganos por inspección con sistema de barrido mediante retrodispersión [72].	29
Figura 10: Distribución de la dosis efectiva anual promedio en España asociada con fuentes naturales [79].	33
Figura 11: Diferentes valores de tasa de dosis natural medida en distintos ambientes. El valor CIEMAT es el correspondiente con la ciudad de Madrid.	33
Figura 12: Parámetros relevantes investigados en la forense nuclear mediante espectrometría γ de alta resolución [27].	36
Figura 13: Sistema de seguridad mediante rayos X de retrodispersión [86].	38
Figura 14: Esquema de funcionamiento de un escáner de transmisión [87].	39
Figura 15: Esquema de funcionamiento de un escáner de retrodispersión [87].	39
Figura 16: Ejercicios de capacitación realizados por Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado.	40
Figura 17: Serie radiactiva natural del ^{238}U [94].	44
Figura 18: Muestras incluidas en el ejercicio de caracterización de U.	44
Figura 19: Esquema del sistema de escáner de Rayos X.	47
Figura 20: Plataforma móvil en el pórtico.	47
Figura 21: Espectro real de energías en espectrometría α .	49
Figura 22: Detector portátil de NaI(Tl).	50
Figura 23: Detector portátil de CZT.	50
Figura 24 Muestra caracterizada con un detector CZT.	50
Figura 25 Muestra caracterizada con un detector CZT y un NaI (Tl).	50
Figura 26 Espectros de la muestra para los detectores NaI(Tl), tiempos de medida 1800 s.	51
Figura 27 Espectros de la muestra para los detectores CTZ, tiempos de medida 1800 s.	51
Figura 28: Bancada utilizada para la realización de las medidas.	53
Figura 29: Imagen de las cámaras del de Ge ultra puro (HPGe) del laboratorio de Medidas de Protección Radiológica y sistema de refrigeración del detector.	54
Figura 30: Geometrías de calibración para energía de radiación γ .	54
Figura 31: Curva de calibración en eficiencias.	54

Figura 32: Esquema de una cámara para la detección de la radiación α	55
Figura 33: Espectro α de una muestra de Pu.....	55
Figura 34: Columnas cromatografía de intercambio iónico.....	56
Figura 35: Componentes de la célula electrolítica y fuentes α obtenidas.....	56
Figura 36: Equipo de electrodeposición.....	56
Figura 37: Medida de Hp(10) con la cámara de ionización [112].....	58
Figura 38: Sistema lector de dosímetros [113].....	58
Figura 39: Distintas pantalla en la utilización del software del lector de dosímetros DIS.....	58
Figura 40: Determinación de la radiación de fuga.....	60
Figura 41: Imágenes durante la medida de la radiación de fuga.....	60
Figura 42: Imagen de un electrómetro.....	62
Figura 43: Imagen de una cámara de ionización.....	62
Figura 44: Plano de una cámara de ionización [114].....	62
Figura 45: Estructura de la célula de memoria analógica en dosímetro DIS [113].....	63
Figura 46: Respuesta relativa de los dosímetros DIS según indicaciones del fabricante [115].....	64
Figura 47: Detalle de Figura para elemento DS [115]. Del dosímetro DIS. Datos del suministrador.....	64
Figura 48: Modelo Bandas TLD.....	65
Figura 49: Imagen del Dosímetro TLD.....	65
Figura 50: Imagen del Dosímetro DIS-1.....	65
Figura 51: Factor de conversión a dosis efectiva [76].....	67
Figura 52: Evaluación de dosis de la persona escaneada.....	68
Figura 53: Imágenes de distintos ensayos para la evaluación de dosis de la persona escaneada.....	68
Figura 54: Dosímetro TLD.....	71
Figura 55: Construcción de un TLD de 4 elementos [118].....	71
Figura 56: Imagen del equipo Bicron.....	72
Figura 57: Imagen del equipo Atomtex.....	72
Figura 58: Evaluación de la dosis al operador.....	72
Figura 59: Evaluación de dosis alrededor de la zona de exclusión.....	73
Figura 60: Espectro γ de mineral de U obtenidos con detector de Ge.....	78
Figura 61: Espectro γ de U procesado obtenido con detector de Ge.....	78
Figura 62: Espectro γ de U empobrecido obtenido con detector de Ge.....	79
Figura 63: Espectros γ de U enriquecido obtenido con detector de Ge.....	79
Figura 64: Serie radiactiva del ^{238}U y emisiones de sus descendientes [94].....	80
Figura 65: Serie radiactiva del ^{235}U y emisiones de sus descendientes [94].....	80
Figura 66: Espectro γ teórico de la serie radiactiva del ^{238}U (Figura 64) [94].....	81
Figura 67: Espectro γ teórico de la serie radiactiva del ^{238}U y el ^{235}U (Figura 64 y Figura 65) [94].....	81
Figura 68: Espectros γ del mineral de U obtenido con detector de NaI(Tl).....	82

Figura 69: Espectros γ del U procesado obtenido con detector de NaI(Tl).	82
Figura 70: Espectro γ del U empobrecido obtenido con detector de NaI(Tl).	83
Figura 71: Espectro γ del U enriquecido obtenido con detector de NaI(Tl).	83
Figura 72: Comparación de los espectros γ del mineral de U obtenidos con HPGe y con NaI(Tl).	84
Figura 73: Comparación de los espectros γ del U procesado obtenidos con HPGe y con NaI(Tl).	84
Figura 74: Comparación de los espectros γ del U empobrecido obtenidos con HPGe y con NaI(Tl).	85
Figura 75: Comparación de los espectros γ del U enriquecido obtenidos con HPGe y con NaI(Tl).	85
Figura 76: Espectro γ del U enriquecido al 98 y al 25 % en ^{235}U obtenido con detector de NaI(Tl).	87
Figura 77. Medidas de tasas de dosis a diferentes distancias realizadas con el equipo Atomtex y Eberline empleando las fuentes descritas en la Tabla VIII.	89
Figura 78: Exposición de equipos a fuentes en bancada.	89
Figura 79. Caracterización radiológica de la tasa de dosis generada por una fuente de ^{137}Cs	90
Figura 80. Detalle de la Figura 79.	90
Figura 81. Caracterización radiológica de la tasa de dosis generada por una fuente de ^{60}Co	91
Figura 82. Detalle de la Figura 81.	91
Figura 83. Dependencia de la exactitud con el n° de medidas realizadas con el ROTEM RAM ION frente a la tasa de dosis.	93
Figura 84. Dependencia de la exactitud con el n° de medidas realizadas con el identiFINDER frente a la tasa de dosis.	93
Figura 85. Dependencia de la exactitud con el n° de medidas realizadas con el Thermo frente a la tasa de dosis.	94
Figura 86. Dependencia de la exactitud con el n° de medidas realizadas con el SVG2 frente a la tasa de dosis.	94
Figura 87. Dependencia de la exactitud con el n° de medidas realizadas con el inspector 1000 frente a la tasa de dosis.	95
Figura 88: Exactitud de la medida de los equipos para una tasa de dosis de 15.4 $\mu\text{Sv/h}$	96
Figura 89. Exactitud de la medida de los equipos para una tasa de dosis de 3.85 $\mu\text{Sv/h}$	96
Figura 90. Exactitud de la medida de los equipos para una tasa de dosis de 0.89 $\mu\text{Sv/h}$	97
Figura 91. Exactitud de la medida de los equipos para una tasa de dosis de 0.22 $\mu\text{Sv/h}$	97
Figura 92. Áreas a establecer por los primeros intervinientes de la emergencia según el IAEA [121].	98
Figura 93. Esquema de un acotamiento de intervención en un escenario NRBQe por parte de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado.	98
Figura 94: Calibración equipos de medida.	102
Figura 95: Imágenes del detector Bicron.	105
Figura 96: Variación del factor de calibración frente a la energía determinado para el Atomtex.	105
Figura 97 Variación del factor de calibración frente a la energía determinado para el Bicron.	106
Figura 98: Estudio comparativo de los resultados obtenidos en la calibración en energías del Atomtex y del Bicron.	106
Figura 99: Variación del factor de calibración frente a la energía determinado para los dosímetros DIS-1.	108

Figura 100: Variación del factor de calibración frente a la energía determinado para los equipos Atomtex, Bicron y DIS-1.	108
Figura 101: Imágenes del estudio realizado para la determinación de la dependencia anisotrópica del equipo. Atomtex.....	110
Figura 102: Anisotropía para plano horizontal Atomtex según el fabricante [100].	110
Figura 103: Anisotropía comprobada en ^{137}Cs y rayos X.	110
Figura 104 : Espectrometría y detector de CeBr_3	113
Figura 105: Detector de CeBr_3 con blindaje.	113
Figura 106: Imagen de la exposición del detector de CeBr_3 a un haz de rayos X en el LMRI del CIEMAT.	113
Figura 107 Espectros simulados del CeBr_3 para N100 (cedido por M. Embid).	113
Figura 108 Espectros simulados del CeBr_3 para N80 (cedido por M. Embid).	113
Figura 109: Espectro obtenido de con ^{109}Cd	115
Figura 110: Espectro obtenido con ^{57}Co	115
Figura 111: Espectro obtenido de la verificación en energía con ^{152}Eu	116
Figura 112: Espectro obtenido de la verificación en energía con ^{210}Po	116
Figura 113: Calibración en energías con diferentes fuentes en el LMPR.	117
Figura 114: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 80 kV y 0.05 ó 0.6 mA.	118
Figura 115: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 80 kV y 0.05 ó 0.6 mA y su modelación.....	119
Figura 116: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 100 kV y 0.1 mA y modelación.	119
Figura 117: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 120 kV y 0.1 ó 0.02 mA y modelación.	120
Figura 118: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 120 kV y 0.01 mA.	120
Figura 119: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 200 kV y 0.1 mA.	121
Figura 120: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 250 kV y 0.1 mA.	121
Figura 121: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 300 kV y 0.1 mA.	122
Figura 122: Espectros obtenidos por el detector de CeBr_3 en función de la diferencia de potencial aplicada a la fuente de rayos X.	122
Figura 123: Espectro tomado con el CeBr_3 frente a un haz de rayos X generado con una diferencia de potencial de 200 kV.	123
Figura 124: Imágenes de la medida de la tasa de dosis generada por el sistema de inspección en distintos puntos de control en contacto con blindaje de Pb y el obturador abierto.	124
Figura 125: Imágenes de la medida de la radiación de fuga del sistema de inspección en los puntos de control con el colimador de rendija y el obturador cerrado.	125
Figura 126: Puntos de control con el colimador de rendija y el obturador abierto.	125

Figura 127: Respuesta del escáner (configuración I) a intensidad de corriente fija con respecto a la diferencia de potencial.	131
Figura 128: Respuesta del escáner (configuración II) a intensidad de corriente fija con respecto a la diferencia de potencial.	131
Figura 129: Respuesta del escáner (configuración I) a una diferencia de potencial fija con respecto a la intensidad de corriente.	132
Figura 130: Respuesta del escáner (configuración I y II) a una diferencia de potencial fija con respecto a la intensidad de corriente.	132
Figura 131: Evaluación de la dosis a los individuos inspeccionados en distintas condiciones y a distintas alturas configuración I.	136
Figura 132: Medida de la dosis con la cámara de ionización a distintas alturas.	138
Figura 133: Medida de la dosis con DIS-1 con maniquí.	138
Figura 134: Exactitud y precisión de las medidas realizadas con los dosímetros DIS-1 comparado con las medidas realizadas con la cámara de ionización con el sistema en la configuración I.	141
Figura 135: Comparación de los dosímetros DIS-I y la cámara de ionización en grupo.	142
Figura 136: Evolución de la dosis por inspección y tasa de dosis puntual en cada punto de la plataforma.	143
Figura 137: Distancias a las que se ha llevado a cabo la evaluación de dosis por inspección con la configuración II.	144
Figura 138: Medidas de la dosis Hp(10) recibida en el sistema de inspección en la configuración II (2.5 mA y 7 s, ver Figura 137) en función de la altura y la diferencia de potencial aplicada.	146
Figura 139: Comparación de los valores de Hp(10) en función de la distancia a la fuente considerando el escáner con la configuración I y II.	147
Figura 140: Imagen de los TLD en maniquí y durante la evaluación de Hp(10) en sistema de inspección con la configuración II.	148
Figura 141: Hp(10) por inspección en el sistema X-MESMERISE con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s) determinadas con la cámara de ionización y TLD a 40 cm.	149
Figura 142: Medidas de la dosis recibidas por inspección en el sistema X-MESMERISE con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s) en función de la altura sobre la plataforma y del sistema de medida.	150
Figura 143: Exactitud y precisión de las medidas individuales y promedio determinadas con los TLD.	151
Figura 144: Imagen de la medida $\dot{H}^*(10)$ recibida por el operador en el sistema de inspección con la configuración. I.	153
Figura 145: Evolución de la tasa de dosis $\dot{H}^*(10)$ con la distancia al centro de la plataforma del sistema de inspección con la configuración I.	154
Figura 146: Comparación protocolo I y II. Tasa de dosis vs distancia del emplazamiento del operador.	155
Figura 147: Plano de puntos de medida de $\dot{H}^*(10)$ recibida durante la operación del sistema con la configuración I tomando como punto de referencia el centro de la cinta.	158
Figura 148: Imagen del emplazamiento donde se encontraba situado el sistema de inspección con la configuración I durante la campaña de medidas.	159
Figura 149: Mapa de $\dot{H}^*(10)$ durante la operación del sistema de inspección con la configuración I y en operación.	159

Figura 150: Puntos de control seleccionados para la medida del $\dot{H}^*(10)$ generado por el sistema de inspección con la configuración II.	160
Figura 151: Número de inspecciones posibles con el sistema de inspección en la configuración I.	162
Figura 152: Número de inspecciones posibles con el sistema de inspección en la configuración II.	163

Acrónimos

Acrónimo	Definición
ACR	Colegio Americano de Radiología
ALARA	As Low As Reasonably Achievable.
ANSI	American National Standards Institute
ASTM	American Society of Testing Materials
BEIR	Biological Effects of Ionizing Radiations
CBRN / NRBQe	Chemical, Biological, Radiological, and Nuclear / Nuclear, Biológico, Químico, Radiológico y explosivo
CEA	Commissariat de la Énergie Alternative
CEAC/ECAC	Conferencia Europea de Aviación Civil
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas
CPFMN	Convención sobre la Protección Física de Material Nuclear (CPFMN)
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
CTZ	Cd – Te – Zn. Cadmio Zinc Teluro
DER	Dispositivo de emisión radiológica
DIS	Direct Ion Storage Dosimeter
DOE	Departamento de la Energía
DU	Depleted Uranium
EE.UU.	Estados Unidos de Norte América
EHF	Extremely High Frequency
EPA	Environmental Protection Agency
ESRI	Environmental Systems Research Institute
EEPROM	Electrically Erasable Programmable Read-Only Memory
EU / UE	European Union / Unión Europea
EURATOM	European Atomic Energy Community
GICNT	Global Initiative to Combat Nuclear Terrorism
HEU / UAE	High-Enriched Uranium / Uranio Altamente Enriquecido
IAEA / OIEA	International Atomic Energy Agency / Organismo Internacional de la Energía Atómica
ICAO	International Civil Aviation Organization
ICRU	International Commission on Radiation Units and Measurements
ICRP:	International Commission on Radiological Protection
IGCTN / GICNT	Iniciativa Global para Combatir el Terrorismo Nuclear / Global Initiative to Combat Nuclear Terrorism
INTERPOL	Organización Internacional de Policía
ISO	International Standards Organization

Acrónimo	Definición
ITDB	Incident and trafficking Database
ITWG	International Technical Working Group
LEU /UBE	Low enrichment Uranium / Uranio de Bajo Enriquecimiento
LMPR	Laboratorio de Medidas de Protección Radiológica
LRMI	Laboratorio de Medidas de Radiaciones Ionizantes
MARLAP	Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols (United States Nuclear Regulatory Commission)
MESMERISE	Multi-Energy High Resolution Modular Scan System for Internal and External Concealed Commodities
MFCR / MORC	Materiales fuera del control regulador / Materials out of regulatory control
MOSFET	Metal-Oxide Semiconductor Field-Effect Transistor
NCRP	National Council on Radiation Protection and measurements (EE.UU.)
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OTPCEN / CTBTO	Organización del Tratado de Prohibición completa de los Ensayos Nucleares / Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization
RDD	Radiological Dispersal Device
RX	Rayos X
SEU / ULE	Slightly Enriched Uranium / Uranio Ligeramente Enriquecido
SIBCRA	Sampling and Identification of Biological, Chemical and Radiological Agents
TLD	Thermoluminescent Dosimetry
TSA	Administración de seguridad para el Transporte (en EE.UU) / Transportation Security Administration
TSO	Technical Support Organization
UN / NU	United Nations / Naciones Unidas
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
UNSVEAR	Comité Científico sobre efectos de la Radiación Atómica de Naciones Unidas
URSS	Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas

Resumen

Objetivo

Este trabajo de investigación está enfocado principalmente desde dos perspectivas; la seguridad internacional y la protección radiológica.

Desde el punto de vista de la seguridad internacional, se examinan las capacidades básicas en ciencia forense nuclear en cuanto a detección, medida e identificación de agentes radiológicos y nucleares, esta tarea se realiza gracias a la estrecha colaboración que el centro donde trabaja la autora de esta memoria, CIEMAT, tiene con los Cuerpos y Fuerzas de Seguridad del Estado. Esta investigación se materializa con el estudio de los equipos que disponen las Unidades de NRBQ de la Guardia Civil y durante el proceso de adiestramiento y entrenamiento del Regimiento NBQ "Valencia" Nº 1, en el que mediante un escenario en el que está implicado el Uranio en diversos grados de enriquecimiento se determina hasta que punto puede detectarse y caracterizarse este tipo de materiales en campo, si estos fueran interceptados, que equipos serían necesarios para ello y cuales son las ventajas e inconvenientes de la utilización de unos u otros. Además, parte de este trabajo de investigación está enmarcado dentro de un proyecto de la Unión Europea H2020, su título en Inglés: "MESMERISE-Multi-Energy High Resolution Modular Scan System for Internal and External Concealed Commodities". El objetivo de éste es el desarrollo de un escáner de seguridad de cuerpo entero de alta resolución, no intrusivo, para detectar e identificar mercancías ocultas dentro del cuerpo o bajo la ropa, dentro de estas mercancías podrían estar incluidos materiales NRBQ, ya que se detectarían en el sistema por su diferente densidad. De esta forma, se acrecentaría la seguridad de los sistemas actuales, evitando casos fraudulentos de traspaso de mercancías prohibidas, desde agentes NRBQ, explosivos, drogas y otros.

En el contexto de protección radiológica, en esta memoria se expone como se ha desarrollado uno de los objetivos de éste proyecto, MESMERISE, la evaluación de dosis de las personas que pudieran estar implicadas, tanto cuando está siendo inspeccionada, cuando están en espera, o cuando están trabajando en las inmediaciones de estos sistemas. Esta tarea tan importante es ejecutada con la finalidad de conocer si la potencial implantación de este sistema de seguridad cumple con los principios de la protección radiológica establecidos en la normativa actual. Para ello, se plantea la necesidad del desarrollo de una metodología que permita asegurar que esta evaluación se realiza adecuadamente y se propone una restricción de dosis realista que permita al regulador nacional aprobar o no su uso.

Procedimiento experimental

Para algunos de los experimentos llevados a cabo se ha necesitado utilizar material nuclear y fuentes radiactivas, estos siempre se han realizado en las instalaciones adecuadas y con los medios de protección radiológica apropiados.

Se han descrito todos los equipos y procedimientos utilizados, tanto para el estudio del comportamiento de los distintos detectores, como para la identificación y caracterización de los materiales radiactivos, como para la evaluación de dosis en el escáner.

Resultados

Se ha logrado la caracterización en campo de material nuclear con distintos grados de enriquecimiento.

Se han evaluado dos configuraciones distintas de sistemas de seguridad de rayos X.

Conclusiones

Como resultado, con esta memoria de investigación, se ha conseguido:

Realizar la implementación y puesta a punto de sistemas de medida de espectrometría γ en campo que permiten la detección por las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado de materiales nucleares y radiactivos fuera del control regulador pudiendo así obtener una primera caracterización de los materiales nucleares detectados.

El estudio realizado sobre la exactitud, precisión y el error asociado a las medidas en campo de los equipos de espectrometría γ empleados por la Unidad NRBQe de la Guardia Civil, permitió cuantificar la exactitud asociada a la medida mejorando la calidad de las medidas realizadas desde el punto de vista forense nuclear y establecer el intervalo de aplicación de cada uno de los equipos, proponiendo una mejora en el procedimiento de medida consistente en realizar entre 3 y 5 medidas para la determinación del valor a asignar.

Los resultados obtenidos y reflejados en esta memoria de investigación permiten la mejora de los protocolos de actuación de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado ante una situación de emergencia NRBQe al determinar que equipos son los más convenientes para la determinación y la acotación de cada una de las zonas.

El planteamiento de una justificación razonable de la exposición de acuerdo con los principios de la PR y la propuesta de una restricción de dosis realista y acorde con la legislación europea.

Establecimiento de un protocolo de la evaluación de dosis con los equipos más adecuados para ello, así como la propia evaluación.

Validación de los resultados obtenidos con otros instrumentos de medida comparando estos con el equipo de referencia elegido para la evaluación de dosis equivalente personal en la persona inspeccionada.

Summary

Objective

The current research work is focused mainly from two perspectives; international security and radiation protection.

From the point of view of international security, the main objective was to examine the core capabilities in nuclear forensics in terms of detection, measurement and identification of radiological and nuclear agents. This task was able to be done thanks to the close collaboration between CIEMAT (workplace where the author of this report is working for) and the State Security Forces and Corps, with these processes under agreement, it was possible the implementation of the most innovative protocols in security issues. This investigation materialized with the following: 1) the inspection and testing of equipment, belonging to the NRBQ Units of the Civil Guard, and 2) the training of the NRBQ Regiment "Valencia" No. 1, emphasizing the importance of Uranium detection (nuclear material). The aim at this point was investigate how to detect it on site inspection and, compare these results with the ones at laboratory, then, through a scenario, in which Uranium in different degrees of enrichment was supposedly intercepted, it was required to answer: 1) to what extent this type of materials can be detected and characterized on site, if they were intercepted, 2) what equipment would be necessary for this and what are the advantages and disadvantages of using each other. In addition, part of this research work is framed within a European Union H2020 project, its English title: "MESMERISE-Multi-Energy High Resolution Modular Scan System for Internal and External Concealed Commodities". The objective of this project is the development of a high-resolution, non-intrusive, full-body security scanner to detect and identify hidden goods inside the body or under clothing. NRBQ agents could be included in these goods, they would be detected in the system due to its different density relating to the human body. In this way, the security of current systems would be increased, avoiding fraudulent cases of prohibited goods transferred.

In the context of radiation protection, and under one of the objectives of the project, MESMERISE, the dose assessment of this system had to be performed. This implies the study of several equipment and the protocol to be used, and the dose assessment was made for scanned individuals, bystander and operator. This important task is executed in order to know if, the potential implementation of this security system, complies with the principles of radiological protection established in current regulations. To this end, it was needed to develop a methodology that ensures that this evaluation is carried out properly and a dose restriction was proposed to allow the national regulatory bodies to approve or not its use.

Experimental procedure

For some of the experiments carried out it has been necessary to use nuclear material and radioactive sources, these have always been carried out in the appropriate facilities and with the fitting radiation protection means.

All the equipment and procedures used have been described, both for the study of the behavior of the different detectors, and for the identification and characterization of radioactive materials, as well as for the evaluation of doses in the scanner.

Results

The different behaviour of the several equipments has been described.

The on site and laboratory characterization of nuclear material with different degrees of enrichment has been achieved.

Two different configurations of X-ray security systems have been evaluated.

Conclusions

As a result, with this research report, it has been achieved:

Perform the implementation and commissioning of in situ γ spectrometry measurement systems that allows the detection of, outside of regularoty control, nuclear and radioactive materials by the first responders, thus allowing a first characterization of the nuclear materials detected.

The study conducted on the accuracy, precision and uncertainty associated with the field measurements of the radiometric monitors and γ spectrometry equipments used by the NRBQe Units from the Guardia Civil, it allowed quantifying the accuracy associated with the measure, improving the quality of the measurements made from the nuclear forensic point of view and setting the interval of application of each equipment. Proposing an improvement in the measurement procedure to perform between 3-5 measurements for the determination of the assigned value.

The results obtained and reflected in this investigation report allow the improvement of the protocols of action of the security enforcement bodies in Spain in an emergency situation of NRBQe due to the determination of the most convenient equipemnt and protocol for each area or for the establishment of control access .

The approach of a reasonable justification of the exposure in accordance with the principles of the radiation protection and the proposal of a realistic dose restriction accordance with European legislation.

Establishment of a protocol for dose assessment establishing the most appropriate equipment for this.

Validation of the results obtained with other measuring instruments comparing these with the reference equipment chosen

0. Objetivo

Dentro del grupo de investigación en el que se desarrolla este trabajo se colabora estrechamente con las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado, participando en ejercicios de mesa y simulacros nacionales e internacionales, lo que permite tener una visión de las necesidades de estas Unidades para la detección de materiales nucleares y radiactivos, así como la respuesta frente a una amenaza NRBQe. Además, en el grupo también se realiza un trabajo cotidiano en el campo de la protección radiológica en un centro de investigación – CIEMAT – lo que implica tener la misión de controlar los trabajos de profesionales expuestos que utilizan materiales nucleares y radiactivos (con fuentes encapsuladas o no) en laboratorios biológicos, químicos, físicos,... al lado de otros grupos de investigación que no tienen por qué verse afectados por esta actividad. En base a la actividad cotidiana de trabajo en el Centro, esta memoria de investigación para optar al grado de Doctor se decidió enfocarla como un desarrollo científico cuyo fin último era su implementación en campo de manera que pudiera contribuir a la mejora de las capacidades de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado en la detección de los materiales nucleares y radiactivos, compromiso adquirido por el Gobierno del Reino de España como consecuencia de la aceptación de la enmienda para la protección física de los materiales nucleares y radiactivos [1] y resto de acuerdos internacionales firmados. Lo cual producirá un incremento a su vez en la mejora de la cultura de la seguridad física en el Reino de España.

Además, desde el inicio de este trabajo, el grupo de investigación participó en el proyecto MESMERISE [2], centrado en la detección de tráfico ilícito de materiales, por lo que se decidió, dada la similitud y de que se trataba de mejoras en la implementación de sistemas de seguridad, incluirlo dentro de los objetivos de esta memoria abarcando también su evaluación de dosis.

Por lo tanto, los objetivos de esta memoria de investigación se centran en la detección de materiales nucleares y radiactivos y en la respuesta ante una amenaza NRBQe, que se pueden acotar en los puntos siguientes:

- ¿Es posible detectar en campo el tráfico ilícito de materiales nucleares y radiactivos?
 - ¿Los equipos de los que disponen las unidades de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado permiten su detección?
 - ¿Es posible realizar mejoras en los procedimientos de medida en la detección o la respuesta en emergencia?
 - ¿Se puede establecer una calidad de las medidas en función del equipo y el entorno?
 - ¿Se pueden definir ejercicios teórico-prácticos para su capacitación?

- Desde el punto de vista forense nuclear ¿es posible mejorar la calidad de las medidas realizadas por estas Unidades?
 - ¿Están los equipos formados para distinguir los distintos tipos de materiales nucleares en campo?

- En cuanto al sistema de seguridad de inspección por rayos X. El primer objetivo relacionado con este punto será determinar cuales serán los equipos necesarios para la medida de las magnitudes que permitan la realización de una evaluación de la dosis, la evaluación de la dosis en sí, y la toma de medidas de optimización desde el punto de vista ALARA.
 - Proponer procedimientos para esta evaluación y para el seguimiento y control del equipo durante su utilización.
 - Proponer mejoras para la optimización de dosis a la persona inspeccionada o al operador del sistema.

1. Introducción

Dado el tema que se trata en esta memoria quizás es adecuado comenzar este trabajo citando a Franklin Delano Roosevelt cuando en 1933 dijo: “De lo único que tenemos que tener miedo es del propio miedo”, es por todos conocido que normalmente se cumple la paradoja de que las sociedades más seguras son las más atemorizadas. Si admitimos que la mejor forma de combatir los miedos es el conocimiento y la lucha contra la amenaza, podríamos decir que esta tesis se centra en el estudio de metodologías que permiten y/o refuerzan la detección de posibles amenazas contra nuestra sociedad en las que se empleen materiales nucleares y/o radiactivos, así como otros materiales ilícitos.

Lo primero que habría que comprobar es si es real la existencia de dicha amenaza, es decir, cuál es el número de ataques terroristas que se producen al año, por ejemplo en 2019 según ESRI, del 1 de enero al 15 de octubre, se han producido en el mundo 1545 ataques que han ocasionado 6825 víctimas [3]. De hecho todos los días en los medios internacionales se escriben noticias sobre posibles repuntes de violencia terrorista [4] basados en informes oficiales de agencias internacionales como el Consejo de Seguridad de las Naciones Unidas [5], que ponen en valor la existencia de un riesgo asociado con dicha amenaza.

Esta memoria se centra en los materiales nucleares y radiactivos y el riesgo asociado a un posible uso malintencionado de estos, es decir al riesgo radiológico para la población puede verse incrementado de manera significativa cuando se expone a fuentes radiactivas después de conflictos militares, incidentes industriales o ataques terroristas (derivados de la utilización de materiales fuera del control regulador).

La comunidad internacional mediante la IAEA viene trabajando de manera conjunta estableciendo una serie de principios básicos que puedan ser asumidos por cada uno de los países y que permiten mejorar la seguridad en el transporte a través de la colaboración conjunta y del conocimiento de las normas de control y vigilancia que existen en cada uno de los países. Este trabajo conjunto ha permitido elaborar unos documentos denominados Guías de Seguridad del IAEA¹ [6], en las que se describen una serie de recomendaciones a disposición de los países para la mejora de la seguridad física de los materiales nucleares y radiactivos creando así una cultura de seguridad física en el país [7], recomendaciones para la seguridad del material nuclear y las instalaciones [8], recomendaciones para la seguridad física del material radiactivo y sus instalaciones [9] e incluso en el peor de los casos posibles, recomendaciones para la seguridad física de aquellos materiales fuera del control del regulador [10]. Tomando estos principios como bases ya establecidas en nuestro país este trabajo se centra en la mejora de la detección de los materiales nucleares y radiactivos y su aplicación operativa en campo. Lo primero es recordar lo que se entiende por materiales nucleares y radiactivos, para lo que se utilizará la definición internacionalmente aceptada del IAEA [11] [12] para los materiales nucleares y radiactivos que se presentan en la Figura 1 y Figura 2, respectivamente.

¹ En este documento se utilizarán las siglas en inglés IAEA en lugar de las del español OIEA, dada su mayor utilización en las referencias internacionales y para facilitar la lectura y comprensión del documento.

CUADRO 1: CATEGORIZACIÓN DE LOS MATERIALES NUCLEARES

Material	Forma	Categoría I	Categoría II	Categoría III ^f
1. Plutonio ^a	No irradiado ^b	2 kg o más	Menos de 2 kg pero más de 500 g	500 g o menos pero más de 15 g
2. Uranio 235 (²³⁵ U)	No irradiado ^b — uranio con un enriquecimiento en ²³⁵ U del 20% o superior — uranio con un enriquecimiento en ²³⁵ U del 10% o más pero inferior al 20% — uranio con una proporción de ²³⁵ U superior a la del uranio natural pero inferior al 10%	5 kg o más	Menos de 5 kg pero más de 1 kg 10 kg o más	1 kg o menos pero más de 15 g Menos de 10 kg pero más de 1 kg 10 kg o más
3. Uranio 233 (²³³ U)	No irradiado ^b	2 kg o más	Menos de 2 kg pero más de 500 g	500 g o menos pero más de 15 g
Material	Forma	Categoría I	Categoría II	Categoría III ^f
4. Combustible irradiado (La categorización del combustible irradiado en el cuadro se basa en consideraciones de <i>transporte</i> internacional. El Estado puede asignar una categoría diferente para su utilización, almacenamiento y <i>transporte</i> nacionales, teniendo en cuenta todos los factores pertinentes.)			Uranio empobrecido o natural, torio o combustible poco enriquecido (con contenido fisible inferior al 10%) ^{d, e}	

Nota: Este cuadro no debe utilizarse o interpretarse independientemente del texto del documento íntegro.

^a Todo el plutonio excepto aquel cuya concentración isotópica de plutonio 238 exceda del 80%.

^b Material no irradiado en un reactor o material irradiado en un reactor pero con una intensidad de radiación igual o inferior a 1 Gy/h (100 rad/h) a 1 metro de distancia sin mediar blindaje.

^c Las cantidades de material que no correspondan a la categoría III y el uranio natural, el uranio empobrecido y el torio deberían al menos quedar protegidas de conformidad con prácticas de gestión prudente.

^d Aunque se recomienda este nivel de protección, queda al arbitrio de los Estados asignar una categoría diferente de protección física, previa evaluación de las circunstancias que concurren en cada caso.

^e Cuando se trate de otro combustible que en razón de su contenido original de material fisible esté clasificado en la categoría I o II antes de su irradiación, se podrá reducir el nivel de protección física en una categoría si la intensidad de radiación de ese combustible excede de 1 Gy/h (100 rad/h) a un metro de distancia sin mediar blindaje.

Figura 1: Clasificación de los materiales nucleares según el IAEA [11].

CUADRO 1. UTILIZACIÓN DEL SISTEMA CUADRO 1. CATEGORÍAS RECOMENDADAS PARA FUENTES UTILIZADAS EN PRÁCTICAS COMUNES

Categoría	Fuente ^a y práctica	Proporción de la actividad ^b (A/D)
1	Generadores termoelectrónicos de radioisótopos (GTR) Irradiadores Fuentes de teleterapia Fuentes de teleterapia fija de haces múltiples (cuchillo gamma)	$A/D \geq 1\ 000$
2	Fuentes de radiografía gamma industrial Fuentes de braquiterapia de elevada/media tasa de dosis	$1\ 000 > A/D \geq 10$
3	Calibradores industriales fijos con fuentes de actividad alta ^c Calibradores para radiografía de pozos	$10 > A/D \geq 1$
4	Fuentes de braquiterapia de baja tasa de dosis (salvo placas oculares e implantes permanentes) Calibradores industriales sin fuentes de actividad alta Densitómetros de huesos Eliminadores de estática	$1 > A/D \geq 0,01$
5	Fuentes de braquiterapia de baja tasa de dosis, placas oculares e implantes permanentes Aparatos de análisis mediante fluorescencia por rayos X (FRX) Aparatos detectores por captura de electrones Fuentes de espectrometría Mössbauer Fuentes de examen mediante tomografía por emisión de positrones (TEP)	$0,01 > A/D$ y $A > \text{exim.}^d$

^a Se han tomado en cuenta otros factores además de A/D al distribuir las fuentes por categorías (véase el anexo 1).

^b Se puede utilizar esta columna para determinar la categoría de una fuente basándose únicamente en A/D, método éste que puede ser adecuado, por ejemplo, si no se conoce la práctica, o no figura en la lista; si las fuentes tienen una vida media breve y/o no están selladas, o bien si se han sumado las fuentes (véase el párr. 3.5).

^c Se dan ejemplos en el apéndice I.

^d Las cantidades eximidas figuran en la Lista I de la Ref. [1].

Figura 2: Clasificación de los materiales radiactivos según el IAEA [12].

El establecimiento por un país de una cultura de seguridad, permite la gestión, transporte y manipulación segura de este tipo de materiales, aún así, siempre existirán materiales fuera del control regulador que será necesario detectar y controlar al objeto de minimizar los riesgos. Este tipo de materiales, fuera del control del regulador, se consiguen mediante actuaciones ilícitas en su mayoría y casi siempre asociadas al robo en instalaciones obsoletas, o bien a instalaciones con gran cantidad de material y bajo control, pero con un adversario interno que consigue eludir los sistemas de seguridad (por ejemplo, un trabajador que roba material).

Por otro lado, desde la Segunda Guerra Mundial, y en particular durante la Guerra Fría, unos pocos países de la comunidad internacional aumentaron su arsenal de materiales nucleares incrementando así el número de pruebas o explosiones nucleares realizadas en todo el mundo; hecho que motivó el interés de la comunidad internacional en promover la creación de un Tratado que aminorara la carrera armamentística y disminuyera la contaminación atmosférica debida a estas pruebas. El Tratado para la Prohibición Parcial de Ensayos Nucleares, Partial Test Ban Treaty (PTBT) [13], que entró en vigor en octubre de 1963, prohibía los ensayos en la atmósfera, en el espacio exterior y bajo el agua. Como se ve en la Figura 4, con la entrada en vigor de este Tratado Parcial, estos ensayos atmosféricos se erradicaron unos años más tarde pasando a realizarse estos bajo tierra.

En 1996, en un intento de ampliar esta prohibición a los ensayos bajo tierra, se estableció un tratado para su firma para prohibir la realización de explosiones nucleares en cualquier lugar: sobre la superficie de la tierra, en la atmósfera, bajo el agua o bajo tierra. Es el Tratado de Prohibición Completa de Ensayos Nucleares CTBT [14], de sus siglas en inglés, Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty, que pese a que aún no está en vigor, su existencia y la existencia de la Organización del Tratado de Prohibición Completa de los Ensayos Nucleares, CTBTO, de sus siglas en inglés, Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization, ha servido como freno para la realización de estos ensayos, ver Figura 4, donde se observa la reducción drástica de este tipo de ensayos con la aparición de este Tratado, aunque sin éste en vigor. La Organización, con su sede en Viena, tiene el objetivo de desarrollar el *régimen de verificación* y comprende dos órganos, la Comisión Preparatoria, formada por todos los países signatarios, y la Secretaría Técnica

Hasta el momento, 183 países han firmado el Tratado, de los cuales 163 también lo han ratificado, incluyendo tres de los estados autorizados para la posesión de armas nucleares (Francia, la Federación de Rusia y Reino Unido). No obstante, para que el Tratado entre en vigor es necesario que 44 países poseedores de tecnología nuclear firmen y ratifiquen el tratado, 8 de los cuales todavía no lo han hecho (China, Egipto, India, Irán, Israel, Corea del Norte, Paquistán y Estados Unidos).

Para asegurar que ninguna explosión nuclear pase desapercibida, el Tratado ha establecido un sistema de vigilancia Internacional (IMS, International Monitoring System), con más de 300 instalaciones distribuidas por todo el mundo con el objetivo de detectar signos de explosiones nucleares, que disponen de sistemas de detección sísmica, hidroacústica, infrasonidos y radionucleidos (incluidos gases nobles). Esta última consiste en la monitorización de la atmósfera para detección de partículas y gases nobles radiactivos. En la sede general del CTBTO en Viena se reciben, procesan y distribuyen a todos los Estados miembros, los datos procedentes de la red de vigilancia.

Además, se están preparando las capacidades para poder realizar inspecciones sobre el terreno (OSI, On Site Inspection), cuando se sospecha la realización de una explosión nuclear o si los datos del IMS indican que ésta puede haber tenido lugar. En definitiva, se trata de recoger evidencias 'in situ' del terreno en el área de interés que justifiquen y clarifiquen dichas sospechas, éste es el último paso del régimen de verificación que consiste en la toma de medidas y recogida de evidencias sobre el terreno que sirvan para aclarar si se trata, o no, de una explosión nuclear.

Una vez el Tratado entre en vigor, las inspecciones deberán ser aprobadas por los Estados miembros y estarán compuestas por 40 inspectores que serán seleccionados de un listado de personas con distintas capacidades. Para formar parte de este listado, y ser un inspector subrogado, será necesario realizar durante cuatro años un ciclo de formación que consisten en conocer la aplicación del Artículo IV del Tratado, especialmente las Inspecciones “On Site” (OSI) del régimen de verificación, el protocolo que lo desarrolla, los procedimientos a aplicar, las instrucciones técnicas, las metodologías utilizadas, etc. Para ello se ha realizado una selección de personas de diferente perfil, que incluye científicos de distintos países entre los que se encuentra la autora de esta memoria de investigación.

Como se ha comentado con anterioridad, existe un consenso internacional de que hay un riesgo radiológico para la población asociado con aquellos materiales que se encuentran fuera del control regulador. Para abordar estas inquietudes, el IAEA ha desarrollado, y desarrolla, documentos en los que se difunde información sobre análisis de la ciencia forense nuclear [15], sistemas y medidas de detección [16] [17], etc., con objeto de proporcionar guías de orientación a los Estados miembros. Es importante recordar que se entiende por análisis forense nuclear al análisis científico integral de materiales nucleares y otros materiales radiactivos o evidencias contaminadas con material radiactivo. Por tanto, un examen forense nuclear implica medidas directas de las características de estos materiales y su comparación con la información de referencia (que se encuentra en las bases de datos de materiales nucleares y otros materiales radiactivos), de manera que pueda esclarecerse de dónde proviene, cómo y por qué el material radiactivo se encontraba fuera del control regulador. El objeto de estos exámenes forenses es dar respuesta durante la investigación de un evento de seguridad nuclear a las preguntas siguientes: ¿Qué características tiene el material nuclear? ¿Cómo se fabricó?, ¿Cuál fue la fecha de producción y dónde fue producido? ¿Qué uso se le pretende dar y por qué está fuera del control regulador?.

En este contexto, y dado que esta memoria de investigación está centrada en métodos de detección, sólo se responderá a la primera pregunta, es decir si el material detectado es nuclear, radiactivo o exento y en el caso de ser éste un material nuclear, qué características tiene en cuanto a su naturaleza y enriquecimiento, hecho que clarificará si cumple, o no, la legislación.

Cuando un país quiere establecer una cultura de seguridad física [7], deberá definir un código de conducta [18] y generar una base de datos, a la que denominan como “biblioteca forense nuclear nacional”. Dicha biblioteca estará compuesta por una colección de información organizada administrativamente sobre materiales nucleares y radiactivos producidos, utilizados o almacenados dentro del Estado de diferentes y diversas fuentes. Esta información aumenta sin duda la capacidad de un Estado para evaluar si el material encontrado fuera del control reglamentario se originó en el interior de ese Estado o, por el contrario, procede del exterior.

La composición química y elemental y las relaciones isotópicas de materiales nucleares y radiactivos proporcionan información sobre su procedencia, fabricación y procesamiento, y son indicadores del origen y uso previsto de los mismos. Obviamente, esta información es relevante para una investigación criminal.

El IAEA en el NSS (Nuclear Security Series) nº 15 sobre recomendaciones de seguridad nuclear sobre materiales nucleares y radiactivos fuera del control reglamentario [17] incluye una declaración sobre la importancia de disponer de una biblioteca forense nuclear nacional. La IAEA recomienda que dispongan de capacidades analíticas y sean los propietarios de dichas librerías forenses la autoridad o autoridades reguladoras o bien su Organización Técnica de Apoyo (siglas TSO en terminología sajona Technical Support Organisation).

Finalmente y, dentro del desarrollo de la cultura de seguridad del país [7] [18], con objeto de limitar al máximo el tráfico ilícito de materiales, se deben incrementar los controles para neutralizarlo desarrollando sistemas que permitan la localización de bultos sospechosos en fronteras, puertos aeropuertos [8] [10] [17] [9] e incluso en eventos con aglomeraciones de personal [19]. Siguiendo las recomendaciones de este organismo en la actualidad, a nivel de proyectos nacionales y de colaboración internacional, se están desarrollando sistemas de control mediante pórticos en las fronteras para el chequeo del trasiego de materiales e impedir el transporte ilícito de materiales nucleares y/o radiactivos tanto para el transporte de mercancías como en el control de accesos de personas, al objeto de mejorar la seguridad física existente, como se desarrollará en el transcurso de esta tesis.

Por un lado, y enmarcada dentro de la cultura de la seguridad, esta memoria de investigación se centra en el estudio de la metodología de detección de materiales nucleares y radiactivos que pudieran ser susceptibles de ser empleados para un uso malintencionado. Por lo tanto, la investigación que se detalla se podría incluir en el área tanto de una investigación forense clásica como de la moderna ciencia forense nuclear, cuyo objetivo es realizar una caracterización exhaustiva que permita manejar las evidencias de un acto delictivo con los principios forenses, dilucidar el origen y la naturaleza de dicho material asegurando que se cumplen los principios de protección radiológica, entre ellos el de optimización, mediante la formación y el adiestramiento de los intervinientes y de cualquier técnico que pudiera interaccionar con ellas; para ello, las autoridades nacionales y locales deben disponer de sistemas establecidos para salvaguardar los materiales que se encuentren en lugares no autorizados e investigar su origen, por lo cual es esencial, contar con un plan en caso de incidente nuclear donde participen estrechamente los diferentes actores de la escena: las Fuerzas y cuerpos de seguridad de cada Estado, servicios de respuesta en emergencias, expertos en técnicas forenses clásicas y expertos en caracterización radioquímica de los materiales.

La ciencia forense nuclear, además de ser novedosa, está exigiendo un gran esfuerzo científico por parte de la comunidad internacional y de cada uno de los países. El IAEA ha emitido una extensa documentación [11] [15] [17] sobre cómo gestionar la información, en la Iniciativa Global contra el Terrorismo Nuclear (en inglés Global Initiative to Combat Nuclear Terrorism "GICNT") [20], donde el Reino de España es un activo colaborador. Existe un paquete de trabajo exclusivo dedicado a la ciencia forense nuclear donde se debaten mejoras y se plantean ejercicios de mesa para buscar la mejor interacción internacional para enfrentarse a dichos problemas. Los laboratorios nacionales han creado una plataforma internacional "Nuclear Forensics International Technical Working Group ITWG" [21] que se dedica al desarrollo de estándares y de guías técnicas para su aplicación en los análisis forenses nucleares que permitan la intercomparación entre países.

A partir de esta información y de estudios previos realizados en el grupo de investigación en el área forense nuclear [22] [23] [24] y de las guías técnicas publicadas por la ITWG [25] [26] [27] [28], en esta memoria (y como ya se ha indicado en los objetivos) se aborda la mejora de los procedimientos de medida y el análisis de las técnicas empleadas por los primeros intervinientes (Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado) en un escenario en el que se supone es necesario detectar, o se detecta, la existencia de un material nuclear o radiactivo fuera del control del regulador, en una mercancía o en un paquete, lo que plantea las cuestiones siguientes: ¿Cómo se realizaría su detección, manipulación y posterior análisis? ¿Cuenta el Reino de España con equipos y personal cualificado para caracterizar materiales nucleares o radiactivos que permita el conocimiento del origen de estos materiales sin romper la cadena de custodia?

Pero, la seguridad física de los materiales nucleares y radiactivos no sólo implica a la reglamentación vigente sobre el transporte de mercancías peligrosas [29] [30], si no también a la seguridad en zonas con concentración de personal en fronteras (puertos, aeropuertos), eventos, etc.

[19], y, en concreto, desde el punto de vista de la importancia de la utilización de sistemas basados en la radiación ionizante (escáneres de rayos X) que sean capaces de detectar futuras amenazas asociadas con: explosivos en cavidades del cuerpo, bajo la piel, u ocultos bajo la ropa. Estos sistemas también detectarían otros elementos ilegales como droga, armas, fuentes radiactivas, materiales nucleares, ..., que intentan ser transportados de manera ilícita para su uso malintencionado. Al basarse la detección de estos sistemas en el uso de rayos X, radiación ionizante, en esta memoria se analizarán los riesgos asociados a la posible futura utilización generalizada de ellos, en otras palabras, se realiza la evaluación de la dosis que recibirían los usuarios si esta práctica se llegara a implantar. En el transcurso de dicha evaluación de dosis, se desarrollará un procedimiento de operación y se explorarán los distintos equipos de medida que se deben utilizar para poder realizar dicha evaluación de dosis tanto en la persona inspeccionada, como en el área afectada.

Si bien esta memoria se centra en los materiales nucleares y radiactivos, los cuales normamente se detectan con equipos detectores de radiaciones ionizantes, también se va a contemplar el caso de la detección por el escáner de seguridad sujeto a estudio, ya que, aunque no se detecte al pasar por éste la radiación emitida en sí, podría detectarse como un objeto extraño por su densidad diferente (normalmente más alta, sobretodo si está contenido en un blindaje). En este punto es importante incidir en que los materiales que se encontrarán con mayor probabilidad mediante estos sistemas de seguridad serán los siguientes:

- Drogas en diferentes formatos como cannabis, metanfetamina, cocaína, heroína, etc., tanto en el interior del cuerpo, como bajo la ropa.
- Armas convencionales y explosivos, el modelo de terrorismo Al Qaeda utilizando personas a las que nos les importa morir (asimilables a los kamikaze) incrementa la amenaza de emplear explosivos más diminutos y enmascarados en la ropa o en el cuerpo o incluso utilizando orificios de éste (vagina, boca...), es decir, cada vez más difícil de detectar.
- Agentes NRBQe ocultos externamente, internamente o actuando de portadores. Estos construyen una amenaza directa en el terrorismo estando implicados directamente en la alteración de la seguridad internacional. Hay que aclarar en este punto, que estos sistemas de control de personal en fronteras, no detectarán la radiactividad del material en sí, sino un objeto extraño.

Como se discute en la memoria y ocurre en el caso de otros sistemas de control de seguridad, la probabilidad de la amenaza puede incluso justificar las inspecciones generalizadas a todo el personal mediante esta tecnología. Será necesario valorar el riesgo de la amenaza en una determinada ubicación y establecer la relación entre el detrimento asociado a la exposición a la radiación y el beneficio para la sociedad en su conjunto. El beneficio se refiere al incremento del número de detecciones de materiales ilícitos y el detrimento se cuantifica en términos de dosis. Esto es lo que se denomina en protección radiológica "optimización de la protección"; su aplicación incluye responder a las siguientes cuestiones:

- ¿Será la dosis recibida por la persona lo suficientemente baja para que el escaneo se realice de forma generalizada o de forma selectiva (solamente e los sospechosos)? Motivo que justifica uno de los objetivos de la memoria como es la necesidad del planteamiento del valor de restricción de dosis.
- ¿Qué protocolo podría implantarse tras la detección de un objeto sospechoso? ¿Sería necesario realizar análisis complementarios para identificar éste?
- Con independencia de que el chequeo del personal sea generalizada o no ¿Cuál es la dosis que las personas recibirían al pasar por el escáner? ¿Qué equipos serían los

más adecuados para llevar a cabo esta evaluación? ¿Podría la evaluación de dosis introducir cambios en el diseño del sistema?

En esta memoria se intenta aportar con el análisis de un escenario cómo debería ser un plan de trabajo ante el caso de detectar la existencia de un material nuclear y/o radiactivo fuera del control del regulador, cómo debería ser su manipulación y analizar si, en el Reino de España, se cuenta con capacidades forenses nucleares que puedan realizar la caracterización de estos materiales nucleares o radiactivos que permita el conocimiento del origen de dichos materiales y que dichos análisis pudieran ser utilizados en un proceso judicial.

1.1 Estado del arte

El objetivo de la memoria es la detección de materiales nucleares y radiactivos para su uso malintencionado, por lo que se ha considerado que en primer lugar se debe realizar una revisión de dicho material, dónde y porqué se genera y evaluar cuantos casos de detección de estos materiales se han producido.

Si bien los materiales nucleares y radiactivos existen en la naturaleza es necesaria la realización de procesos metalúrgicos de separación y enriquecimiento para conseguir que dichos materiales posean la concentración de actividad ($\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$) suficiente como para ser útiles en aplicaciones industriales, de investigación, militares, médicas, etc. [12]. En lo relativo al desarrollo tecnológico puede estar asociado al desarrollo de la tecnología de uso militar para el desarrollo de artefactos basados en la fisión y/o fusión nuclear se debe destacar que desde la Segunda Guerra Mundial se produjo un incremento significativo de las pruebas nucleares [31], cuya evolución se observa en la Figura 3 que muestra el número de detonaciones nucleares en todo el mundo; como se puede observar los EEUU y la URSS han sido con diferencia los líderes en la materia [31].

Ante esta problemática la comunidad internacional, al objeto de intentar conseguir “*un orden mundial*”² que permitiera minimizar o frenar tanto el número de pruebas como los países que acceden a esta tecnología, siguiendo con la tendencia de realización de acuerdos internacionales para evitar conflictos [32], llevó a la firma del Tratado para la prohibición parcial de ensayos nucleares firmado en 1963 [33]. Como se observa en la Figura 4 [31] se produjo una reducción significativa de las pruebas, además de una modificación del tipo de éstas, donde antes se realizaban en superficie ahora pasaban a ser bajo tierra: Después de muchas vicisitudes, el paso siguiente fue la firma del Tratado de la Prohibición Completa de los Ensayos Nucleares “TPCEN” (CTBTO en inglés) [14], lo que produce una reducción significativa en número de estos drásticamente solo con la existencia de este Tratado, pese a que aún no esté en vigor y de la Organización que lo soporta. [34] [35].

² Henry Kissinger en su libro *The World Order* (32) afirma que nunca ha existido tal cosa como el orden mundial. Lo que se define como tal es el sistema ideado en 1648, al finalizar la guerra de los treinta años. Las disposiciones negociadas en la Paz de Westfalia representaron un importante avance en el esfuerzo por concluir con los conflictos religiosos y políticos. En ésta se definieron principios clave para el desarrollo de dinámicas internacionales como el equilibrio de poder, la no intervención en los asuntos internos de los países soberanos, la inviolabilidad de las fronteras y la soberanía de los Estados. Parafraseando al exsecretario de Estado, Westfalia reflejó una instalación pragmática en la realidad y no una visión moral única (137)

Este control, de los ensayos nucleares, no exime de la necesidad del control de materiales nucleares ilícitos que aparecen tras el fin de la Guerra Fría. A principios de los años 1990, coincidiendo con la desaparición de la Unión Soviética y la aparición de nuevos Estados, se empieza a observar un incremento muy importante del decomiso de material radiológico y nuclear obtenido ilícitamente que comenzó a ser interceptado en los cruces fronterizos y puntos de entrada internacionales, tanto en su número como en la cantidad en masa. Toda esta información se genera a partir de la declaración voluntaria de los incidentes de tráfico ilícito de material radiactivo o nuclear de los países al IAEA [36]. Los datos reportados y compilados en la base de datos de tráfico ilegal de materiales nucleares y radiactivos revelan un incremento significativo de estos sucesos, siendo mayor éste en Europa Central. Por ejemplo, en el período comprendido entre 1993 - 2011 se registraron en la base de datos del IAEA más de 2150 incidentes de tráfico ilícito de material radiactivo [36], donde más de 400 de estos incidentes involucraban material nuclear de grado no armamentístico, principalmente se trataba de uranio empobrecido [37], natural o poco enriquecido. Sin embargo, algunos de ellos consistían en U o Pu altamente enriquecido (en la Tabla I se muestra un registro de estos sucesos). Año destacado fue el 2016 donde los países declaran al IAEA un total de 140 incidentes de tráfico ilícito de material nuclear [38]. Ante la evidencia de la existencia de grandes cantidades de material nuclear fuera del control regulador, en la comunidad internacional se generó una gran preocupación ante la certidumbre del riesgo y sobre la importancia de mantener un orden nuclear mundial.

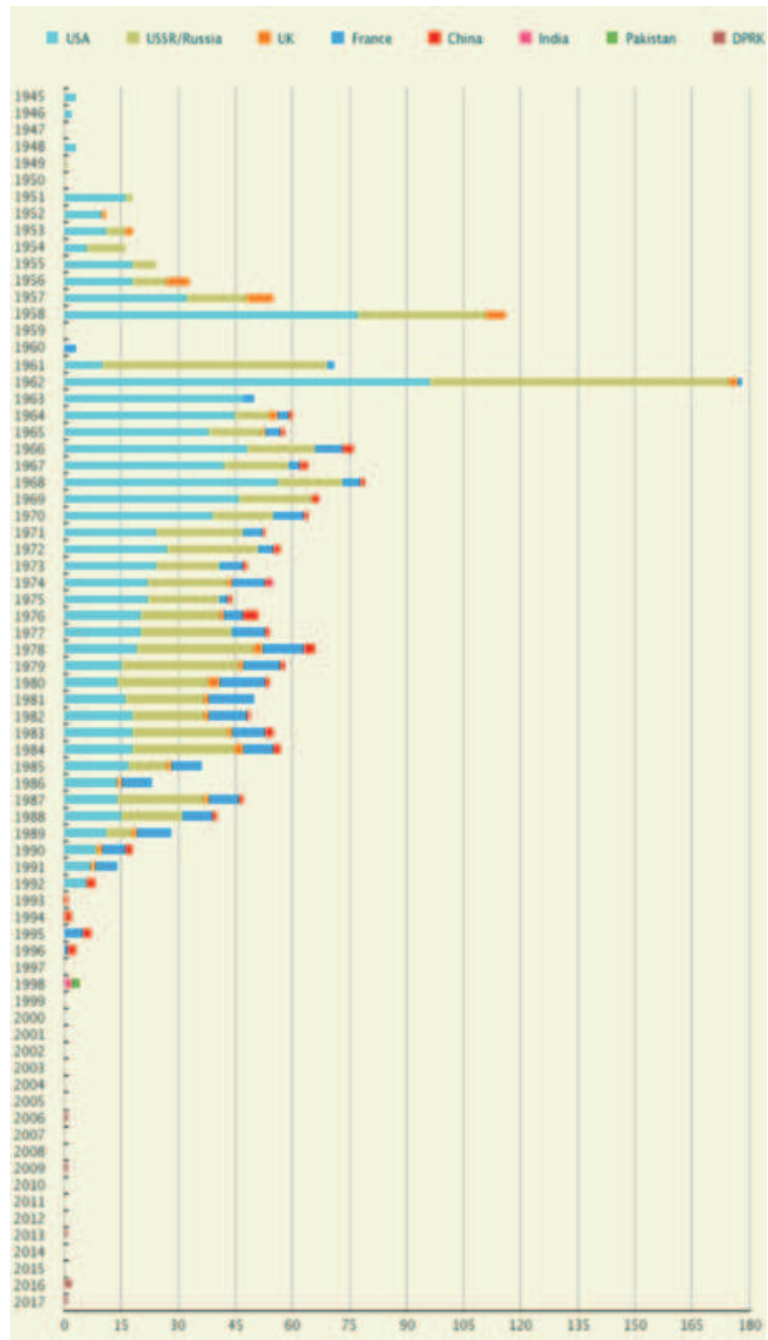


Figura 3: Ensayos nucleares en el mundo 1945-2017 [31].

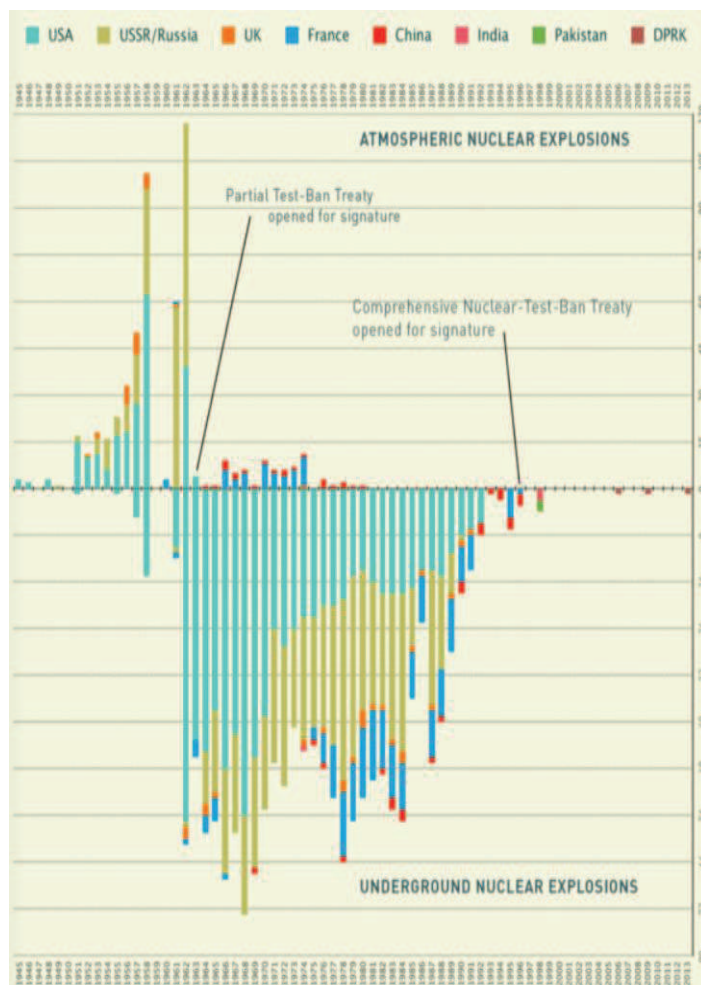


Figura 4: Ensayos nucleares en el mundo atmosféricos y subterráneos 1945-2017 [31].

Tabla I: Material Nuclear interceptado [3].

Year	Location	Type	Enrichment or content	²³⁹ Pu	Mass
1992	Augsburg, Germany	LEU	2,5%		1.1 kg
1992	Podolsk, Russia	HEU	90%		1.5 kg
1993	Vilnius, Lithuania	HEU	50%		100 g
1993	Andreeva Guba, Russia	HEU	36%		1.8 kg
1993	Murmansk, Russia	HEU	20%		4.5 kg
1994	St. Petersburg, Russia	HEU	90%		3.05 kg
1994	Tengen, Germany	Pu	99.7%		6 g
1994	Landshut, Germany	HEU	87.8%		0.8 g
1994	Munich, Germany	Pu	87%		363 g
		LEU	1,6%		120 g
1994	Prague, Czech Republic	HEU	87.8%		2.7 kg
1995	Prague, Czech Republic	HEU	87.8%		0.415 g
1995	Prague, Ceske Budejovice	HEU	87.8%		17 g
1995	Moscow, Russia	HEU	20%		1.7 kg
1999	Ruse, Bulgaria	HEU	72%		4 g
2001	Paris, France	HEU	72%		0.5 g
2003	Ignalina, Lithuania	LEU	2.0%		60 g
2003	Georgia/Armenia Border, Georgia	HEU	~90%		170 g
2003	Rotterdam, Netherlands	NU	0.72%		3 kg
2006	Tbilisi, Georgia	HEU	~90%		80 g
2007	Pribenik-Lacacseke Border, Slovakia	NU	0.72%		426.5 g
2010	Tbilisi, Georgia	HEU	>70%		18 g

Además, el Director General del IAEA, Mohamed El-Baradei, en la conferencia general de 2004 advirtió que los casos de proliferación nuclear que se habían descubierto hasta el momento eran solo la punta del iceberg [39]. Las iniciativas de este organismo (consensuadas internacionalmente) no pararon ahí si no que se hizo un llamamiento a la comunidad internacional para formar un nuevo “marco de seguridad colectiva” contra el terrorismo nuclear [40], en base a que eran ya muchos los casos en los que se habían interceptado materiales nucleares o radiactivos fuera del control del regulador. En la Figura 5 se presenta una evolución histórica de los principales eventos acaecidos en los que se interceptó material nuclear con grado de arma en el período comprendido entre 1992 – 2012 [41].

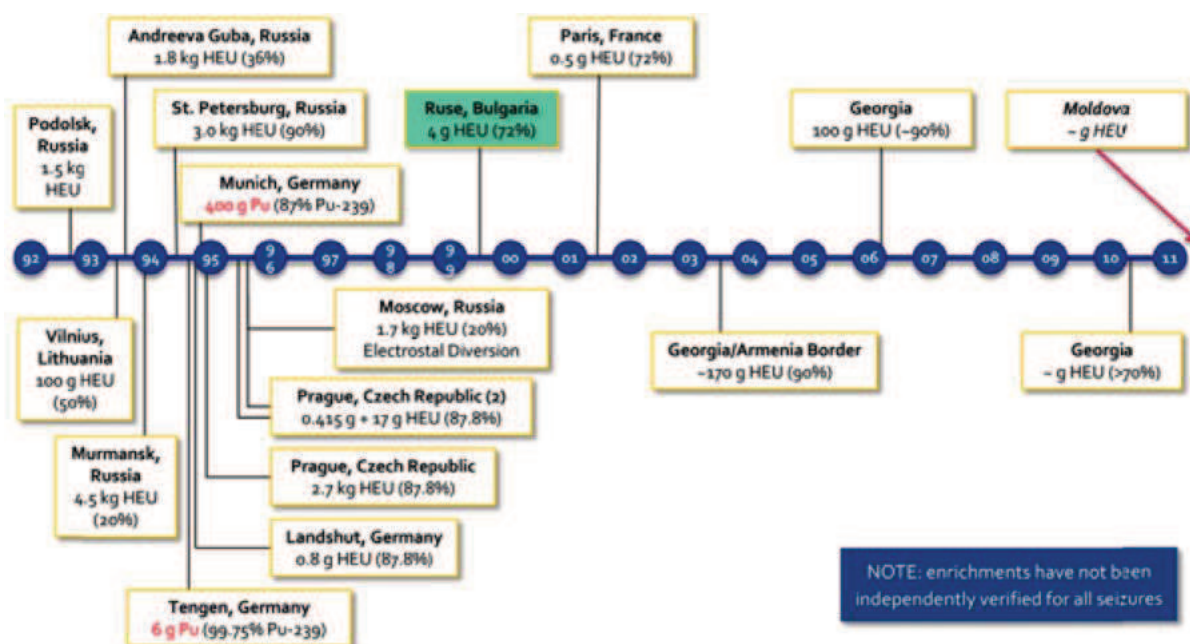


Figura 5: Material nuclear de grado militar incautado desde 1992 - 2012 [41].

En la actualidad existen otras organizaciones internacionales – Iniciativa Global Contra el Terrorismo Nuclear (IGCTN) [20] – que realizan un seguimiento exhaustivo de las actividades realizadas por cada uno de los países de la comunidad internacional en la detección y recuperación de cualquier material nuclear o radioactivo fuera del control regulador. Por ejemplo, la IGCTN se organiza en grupos de trabajo donde se ponen en común experiencias en: el campo forense nuclear, la detección y la respuesta y mitigación, fomentando así la realización de ejercicios de mesa y simulacros internacionales que favorecen la cooperación internacional y la formación de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado. En su informe anual de 2018 en relación con el tráfico ilícito describen tanto el número de incidentes detectados como la dependencia de estos en función del nivel de transparencia del mismo. Como se observa en la Figura 6 [42], de este total de 156 incidentes se han producido 6 de ellos con materiales nucleares en 2018 y 46 en los últimos cinco años (ver Tabla II [42]).

Estos quizá podrían ser unos datos que fueran susceptibles de alarmar a la sociedad, pero nada más lejos de la realidad. Pertenecer a países donde la transparencia e información a la opinión pública es uno de los pilares de su gobernanza permite a la vez fortalecer la confianza en las instituciones encargadas de la seguridad. Por ejemplo si se comparan los datos publicados por la IGCTN del año 2018 (ver Tabla II [42]) con los del año 2017 (ver Tabla III [43]) se comprueba que para el caso de incidentes en el año 2017 fue de 14 (dos veces más que en el año 2018) y de 67 en los últimos 15 años. Estos datos demuestran cómo la cooperación internacional facilita la detección del tráfico ilícito de estos materiales y por ende la seguridad en la Comunidad Internacional.

Tabla II Incidentes con materiales nucleares comunicados por los países a la comunidad internacional en 2018 [42].

Nuclear Materials	Incidents, 2018	Incidents, 2013-2018
Uranium, total cases:	2	23
Depleted	0	1
Natural	0	8
Low-enriched uranium (LEU)	0	1
Highly-enriched uranium (HEU)	0	3
Unknown enrichment	2	10
Plutonium, total cases:	2	11
Plutonium-238 (Pu-238)	0	2
Plutonium-239 (Pu-239)	2	5
Plutonium-241 (Pu-241)	0	1
Unknown plutonium isotope	0	3
Thorium (Th), total cases:	3	12
Subtotal, all nuclear materials:	6	46
Total Unique Cases:	5	41

Tabla III Incidentes con materiales nucleares comunicados por los países a la comunidad internacional en 2017 [43].

Nuclear Weapons	Incidents, 2017	Incidents, 2013-2017
Uranium, total cases:	6	48
Depleted	1	17
Natural	1	8
Low-enriched uranium (LEU)	0	1
Highly-enriched uranium (HEU)	2	3
Unknown enrichment	2	19
U-233	0	0
Plutonium, total cases:	3	7
Plutonium-238 (Pu-238)	0	2
Plutonium-239 (Pu-239)	2	2
Plutonium-241 (Pu-241)	1	1
Unknown plutonium isotope	0	2
Thorium (Th), total cases:	5	12
Subtotal, all nuclear materials:	14	67
Total Unique Cases:	8	52

Pero no son sólo los materiales nucleares de uso militar los que son susceptibles de ser robados, sino también los nucleares para uso convencional y los materiales radiactivos. Esto es un hecho de tal relevancia que incluso el Director General de la OIEA, Dr. Mohamed El-Baradei³, ante la Asamblea General de Naciones Unidas el 28 de octubre de 2008, subrayó “...la posibilidad de que los terroristas obtengan material nuclear u otras fuentes radiactivas sigue siendo una grave amenaza...” insistiendo en que “...el número de incidentes en los últimos años ha demostrado un problema persistente con el tráfico, robo, pérdidas y otras actividades no autorizadas con materiales nucleares o radiactivos” [44]. A este respecto, la IAEA recoge en su base de datos ITBD - Incident and Trafficking Database [36]- todos los incidentes ocurridos con material radiológico. En el periodo de 1993 - 2016 los Estados miembros de esta organización comunicaron un total de 3.068 *incidentes confirmados*, de los cuales 270 se refieren a *incidentes confirmados de tráfico ilícito o con intenciones maliciosas*. En la Figura 7 se recoge la información facilitada por dicho organismo de los incidentes maliciosos.

Según la IAEA, la mayoría de los decomisos fueron de cantidades de \approx g, sin embargo un pequeño número de estos incidentes implicaron la aprensión de cantidades superiores al kg de material nuclear potencialmente utilizable para armamento (ver Tabla I).

³ El Dr. El-Baradei fue el Director General de la OIEA entre 1997 y 2009. Fue sustituido por el japonés Yukiya Amano, el cual sigue ostentando este cargo.

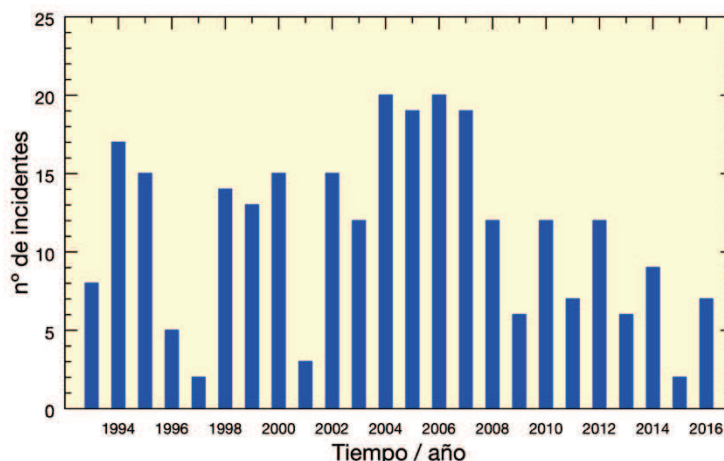


Figura 6: Número total de incidentes con materiales nucleares y radiactivos reportados en 2018 por GICNT [42].

Figura 7: Evolución de los incidentes confirmados en la ITDB relacionados con el tráfico y el uso malicioso [36].

Si se realiza el mismo ejercicio que antes con los incidentes reportados por IGCTN en los años 2018 [42] y 2017 [43] para el caso de materiales radiactivos de gran interés para ser utilizados en la fabricación de un RDD, Radiological Dispersal Device de sus siglas en inglés (ver Tabla IV y Tabla V, respectivamente), al igual que en el caso de los materiales nucleares, se observa que es un gran número los incidentes reportados.

Tabla IV Incidentes con materiales de gran interés para su uso en RDD comunicados por los países a la comunidad internacional en 2018 [42].

Material of principal RDD concern	Incidents, 2018	Incidents, 2013-2018
Cesium-137 (Cs-137)	37	280
Americium (Am-241)	40	247
Iridium-192 (Ir-192)	7	60
Radium-226 (Ra-226)	8	44
Cobalt-60 (Co-60)	4	24
Strontium-90 (Sr-90) and its decay product, Yttrium-90 (Y-90)	4	29
Californium-252 (Cf-252)	0	5
Selenium-75 (Se-75)	1	4
Plutonium-238 (Pu-238)	0	2
Plutonium-239 (Pu-239)	2	7
Ytterbium-169 (Yb-169)	0	1
Thulium-170 (Tm-170)	0	0
Subtotal	103	703
Total unique cases	74	502

Tabla V Incidentes con materiales de gran interés para su uso en RDD comunicados por los países a la comunidad internacional en 2017 [43].

Material of principal RDD concern	Incidents, 2017	Incidents, 2013-2017
Cesium-137 (Cs-137)	51	242-245
Americium (Am-241)	41 to 42	195 to 201
Iridium-192 (Ir-192)	10	51 to 52
Radium-226 (Ra-226)	7	39 to 43
Cobalt-60 (Co-60)	3	29
Strontium-90 (Sr-90) and its decay product, Yttrium-90 (Y-90)	2 to 3	23 to 24
Californium-252 (Cf-252)	1	5
Selenium-75 (Se-75)	0	3
Plutonium-238 (Pu-238)	0	2 to 4
Plutonium-239 (Pu-239)	2	2 to 4
Ytterbium-169 (Yb-169)	0	1
Thulium-170 (Tm-170)	0	0
Subtotal	117 to 119	592 to 611
Total unique cases	81	410 to 423

Hay que destacar también desde hace algunos años, debido a que los terroristas comenzaron a usar como blanco las aerolíneas utilizando armas que son menos detectables con los métodos tradicionales, ha aumentado notablemente el interés y el uso de los escáneres corporales en los aeropuertos a nivel internacional. Varios incidentes han sido el detonante para que, tanto las autoridades de distintos países como los responsables de la seguridad aeroportuaria, mostraran su interés por la utilización de este tipo de escáneres que proporcionan una imagen del cuerpo de calidad.

Son varios ya, los incidentes en los que el autor del intento consigue introducir artefactos explosivos o armas ocultos bajo su ropa. Como ejemplo, y sin nombrar aquellos anteriores al atentado del 11 de septiembre de 2011 dónde la seguridad tenía más lagunas y no estaba tan reforzada, se puede citar el intento de secuestro con pistola que un terrorista bangladesí perpetró este año, 2019, en un avión con destino a Dubai.

Igualmente, se lleva luchando más de 100 años contra el transporte y uso indebido de drogas ilegales. En 2012 ya se firmó el “Tratado de fiscalización internacional de drogas, la Convención Internacional del Opio” [45]. Éste es uno de los retos más importantes al que la sociedad tiene que hacer frente, problema que incita a la delincuencia, la corrupción y al terrorismo, generando miles de muertes. Esta lucha se extiende a las llamadas “mulas del narcotráfico”, eslabón más débil de la cadena, personas que arriesgan su vida por este tráfico ilícito con las consecuencias que esta acción conlleva, no solo para el individuo sino para la sociedad.

Todo esto, además del tráfico ilícito de otros materiales, incluidos los agentes NRBQe, de los que aún no se tiene historia de transporte ilícito en avión, al menos conocida, pero que potencialmente pueden representar una amenaza en un futuro, justificarían el uso de escáneres personales que ofrecieran imágenes avanzadas tanto del cuerpo externo, imágenes bajo la ropa (utilizados ya en algunos países con diferentes tecnologías, entre ellas rayos X de retrodispersión), como imágenes del interior del cuerpo (no aprobada su utilización de forma masiva por la implicación de rayos X de transmisión).

Esta situación hizo que en muchos países del mundo se aumentara el despliegue de escáneres de cuerpo entero en los puestos de control de los aeropuertos, como ejemplo EE.UU., donde la Administración de Seguridad para el Transporte (TSA, por sus siglas en Inglés) comenzó a utilizar sistemas de retrodispersión de rayos X. Estos producen imágenes anatómicas precisas del cuerpo, y pueden detectar objetos y sustancias debajo de la ropa, aunque no en el interior del cuerpo.

No obstante, la utilización de este tipo de escáneres de seguridad, al llevar implícito rayos X, ocasionó desde el primer momento cierta reticencia, tanto por las autoridades encargadas de la seguridad aeroportuaria como por parte de los pasajeros, ya que, por un lado el tratamiento de las

imágenes obtenidas por algunos de los equipos tiene implicación directa en el ámbito de la privacidad y dignidad de los usuarios, afectando directamente a los derechos fundamentales de la persona [46], y por otro lado, hay que tener en consideración la exposición a la radiación. La normativa actual, en Europa, respeta los derechos fundamentales y observa los principios reconocidos, en particular, en la Carta de los Derechos Fundamentales de la Unión Europea [47], entre los que figuran el respeto de la dignidad humana y de la vida privada y familiar, el derecho a la protección de los datos personales, los derechos del niño, el derecho a la libertad religiosa y la prohibición de toda discriminación.

La privacidad ha sido desde entonces, uno de los asuntos más debatido y criticado por los defensores de las libertades civiles, que sostienen que con este tipo de escáner se invade la intimidad de los viajeros. En EE.UU, este tema se resolvió de la siguiente manera: la Administración de Seguridad en el Transporte ha asegurado que la privacidad de los pasajeros está garantizada aplicando filtros que impidan la identificación de las personas que son supervisadas, en realidad, los nuevos equipos, no presentan la figura de una persona humana, sino un avatar, donde de forma automática, el software del equipo marca las zonas de posibles amenazas. Además las imágenes se borrarán definitivamente una vez vistas y nunca se almacenarán, y la revisión de estas imágenes se realizará en una sala diferente para evitar el contacto visual directo con la persona inspeccionada. En la UE existe un cuerpo legal común que permite que, en los países que constituyen la Unión, se vayan reduciendo de manera paulatina las controversias existentes en la opinión pública en relación con la implantación y uso de los escáneres para la seguridad de grupos de población (es decir, fronteras, puertos aeropuertos, teatros,...).

En el año 2008, la Conferencia Europea de Aviación Civil (CEAC/ECAC) [48] creó un programa para establecer el Proceso de Evaluación Común (CEP) de equipos de seguridad, el CEP es un programa de pruebas de laboratorio de equipos de seguridad para comprobar los estándares definidos por la CEAC/UE y proporcionar una referencia común a las administraciones de los Países miembros y certificar/aprobar los equipos de seguridad desplegados en los aeropuertos. Aquí se acordó, que si la evaluación de estos nuevos escáneres fuera favorable, aunque utilizara rayos X, se podría valorar su nueva implantación.

La tecnología de rayos X de retrodispersión no es la única capaz de detectar materiales ocultos bajo la ropa. En EE.UU se tomó la decisión de sustituir estos equipos de radiaciones ionizantes por su posible influencia en la salud de las personas, por otros como los de ondas milimétricas que aportan la misma información. En Europa, aunque se realizaron algunas pruebas en diferentes aeropuertos, tampoco fueron bien aceptados y a partir de noviembre del año 2011, fecha en que se aprobó el uso de los escáneres de seguridad en los aeropuertos de la UE, se optó también por evitar esta tecnología para la obtención de imágenes bajo la ropa.

En cambio, para la imagen del interior del cuerpo, hasta el momento, es la tecnología de rayos X de transmisión la única capaz de ofrecer dicha imagen. En la mayoría de países europeos, incluido España, el escaneado del individuo mediante radiografía médica (de transmisión) para detectar objetos en el interior, solamente se lleva a cabo si existe una certeza de que el individuo pueda esconderlos. De esta manera los sistemas de seguridad son vulnerables, siendo muchos los que escapan de la ley, y, por consiguiente, con un número inmensurable de actos fraudulentos, poniendo en riesgo la propia vida de estas personas y la de los demás. En algunos países como Noruega, ya existen escáneres de transmisión con menor dosis que los médicos que se utilizan en el propio aeropuerto en personas sospechosas [49].

1.2 Legislación aplicable en cuanto a seguridad física nuclear

En el caso del Reino de España las normas que se aplican devienen en gran medida de los acuerdos internacionales desde el Convenio internacional para la represión de los actos de terrorismo internacional [50], la Enmienda de la Convención sobre la protección física de los materiales nucleares y radiactivos [51], directivas de EURATOM [52] [53], etc

El sistema de Seguridad física de los materiales nucleares a nivel nacional contribuye a fortalecer la seguridad física internacional de los materiales nucleares. Los instrumentos internacionales de seguridad nuclear son de obligado cumplimiento.

Es necesario resaltar como principales lo indicado en los textos siguientes, que permitirán entender las responsabilidades de un país soberano (en nuestro caso el Reino de España) en la seguridad física de este tipo de materiales:

- Capítulo VII de la Carta de Naciones Unidas [54], se afirma que la proliferación de las armas nucleares, químicas y biológicas, así como de sus sistemas vectores, constituye una amenaza a la paz y la seguridad internacional.
- La responsabilidad de la seguridad física de los materiales nucleares y radiactivos descansa completamente en cada Estado. Los Principios Fundamentales de protección física [1] de los materiales nucleares e instalaciones nucleares, son los siguiente:
 - Principio Fundamental A: Responsabilidad del Estado.
 - El establecimiento, la aplicación y el mantenimiento de un régimen de protección física en el territorio de un Estado es responsabilidad exclusiva de ese Estado.
 - Principio Fundamental B: Responsabilidades durante el transporte internacional.
 - La responsabilidad de un Estado de asegurar que los materiales nucleares estén adecuadamente protegidos comprende el transporte internacional de los mismos, hasta que esa responsabilidad sea transferida adecuadamente a otro Estado, según corresponda.
- Convención sobre la Protección Física de Material Nuclear (CPFMN) [51] y su enmienda de 2005 [51]. En ella se establecen medidas de protección física que deben aplicarse a los materiales nucleares durante el transporte internacional, así como medidas relativas a los delitos penales relacionados con los materiales nucleares. La Convención también prevé formas de cooperación internacional entre las Partes. La Convención y su Enmienda son los únicos instrumentos internacionales jurídicamente vinculantes a escala internacional en la esfera de la protección física de los materiales nucleares.

Mientras que las obligaciones de protección física previstas en la CPFMN [51] comprenden los materiales nucleares durante su transporte internacional, la Enmienda de la CPFMN [51] establece la obligación jurídicamente vinculante de los Estados Partes de proteger las instalaciones y los materiales nucleares para su uso, almacenamiento y transporte interno con fines pacíficos. Asimismo, prevé una mayor cooperación entre los Estados en lo que se refiere a la adopción rápida de medidas para localizar y recuperar materiales nucleares robados u objeto de contrabando, mitigar cualesquiera consecuencias radiológicas derivadas de sabotajes y prevenir y combatir delitos conexos.

- El Convenio Internacional para la Represión de los Actos de Terrorismo Nuclear [50] entró en vigor el 7 de julio de 2007, en el que se exponen en detalle los delitos asociados a la posesión y el uso ilícito e intencionado de materiales o dispositivos radiactivos, así como al uso de instalaciones nucleares o los daños causados a estas. Está concebido para fomentar la cooperación entre los países mediante el intercambio de información y la prestación de asistencia en investigaciones y extradiciones.
- La resolución 1373 (2001), del Consejo de Seguridad [55] declaró que los actos de terrorismo internacional constituyen una de las amenazas más graves para la paz y la seguridad internacionales en el siglo XXI, y que los actos de terrorismo constituyen un desafío para todos los Estados y para toda la humanidad; reafirmó la condena de todos los actos, métodos y prácticas de terrorismo. Destacó que los actos de terrorismo son contrarios a los propósitos y principios de la Carta de las Naciones Unidas y que la financiación, la planificación y la preparación de actos de terrorismo, así como todas las demás formas de apoyo a esos actos, son igualmente contrarios a los propósitos y principios de la Carta; también destacó que los actos de terrorismo ponen en peligro vidas inocentes y la dignidad y seguridad de los seres humanos en todas partes, amenazan el desarrollo social y económico de todos los Estados y menoscaban la estabilidad y la prosperidad mundial.

Afirmó que para combatir el terrorismo es imprescindible aplicar un enfoque coherente y amplio, con la participación y la colaboración activas de todos los Estados miembros de las Naciones Unidas y de conformidad con la Carta y el derecho internacional; destacó que una acción internacional sostenida para promover la comprensión entre las civilizaciones y abordar los conflictos regionales y toda la gama de problemas de alcance mundial, entre ellos las cuestiones relativas al desarrollo, contribuirá a fomentar la cooperación y la colaboración internacional, que de por sí son necesarias para sostener la lucha más amplia posible contra el terrorismo.

- La resolución acogió con beneplácito el compromiso de luchar contra el terrorismo expresado por los Estados, entre otras ocasiones, en los debates de las sesiones plenarias de la Asamblea General celebradas del 1 al 5 de octubre de 2001, exhortó a todos los Estados a adherirse cuanto antes a los convenios y protocolos internacionales pertinentes relativos al terrorismo, y alentó a los Estados miembros a avanzar en esta dirección. Asimismo exhortó a todos los Estados a que adoptasen medidas urgentes para aplicar plenamente la resolución 1373 y a que se ayudasen mutuamente en esta tarea, y puso de relieve la obligación de los Estados de denegar asistencia financiera y todas las demás formas de apoyo y de cobijo a los terroristas y a los que apoyan el terrorismo.

Reconoció que muchos Estados necesitarían asistencia para aplicar todas las medidas previstas en la resolución 1373, e invitó a los Estados a informar al Comité contra el Terrorismo de los ámbitos en que necesitarán apoyo, en ese contexto invitó al Comité contra el Terrorismo a estudiar las formas en que pueda prestarse asistencia a esos Estados y, en particular, a considerar con las organizaciones internacionales, regionales y subregionales:

- La promoción de prácticas idóneas en los ámbitos que abarca la resolución 1373, incluida la preparación de leyes modelo cuando sea pertinente.
- La disponibilidad de programas técnicos, financieros, de reglamentación, legislativos u otros programas de asistencia existentes que puedan facilitar la aplicación de la resolución 1373.
- La promoción de posibles sinergias entre esos programas de asistencia.
- Finalmente, el Consejo exhortó a todos los Estados a intensificar sus esfuerzos para eliminar el terrorismo.

- La resolución 1540 (2004), del Consejo de Seguridad [56] que obliga a todos los Estados a adoptar y aplicar leyes y otras medidas eficaces para prevenir la proliferación de estas armas y sus sistemas vectores a agentes no estatales, en particular con fines terroristas y que todos los Estados tienen la responsabilidad de abstenerse de suministrar cualquier tipo de apoyo a los agentes no estatales que traten de desarrollar, adquirir, fabricar, poseer, transportar, transferir o emplear armas nucleares, químicas o biológicas y sus sistemas vectores

En la resolución se dispone también que los Estados deban realizar, entre otras medidas:

- Establecer y mantener controles fronterizos eficaces apropiados y medidas para hacer cumplir la ley con el fin de detectar, desalentar, prevenir y combatir, incluso por medio de la cooperación internacional cuando sea necesario, el tráfico y la intermediación en el comercio ilícitos de esos artículos, de conformidad con sus atribuciones legales y su legislación nacional y con arreglo al derecho internacional.
- Mejorar las condiciones de seguridad de los Estados, esas medidas antiterroristas complementan la labor del Comité para promover la seguridad de los Estados frente a los riesgos que se derivan de la proliferación de artículos relacionados con las armas de destrucción en masa.

También existen otras herramientas, aunque éstas de no obligado cumplimiento que pueden favorecer la seguridad nuclear.

- El Código de conducta de Seguridad Tecnológica y Física de fuentes radiactivas [18]. El objetivo de este Código es ayudar a las autoridades nacionales a asegurar que las fuentes radiactivas se utilicen en un marco apropiado de seguridad radiológica tecnológica y física. El Código es un instrumento internacional jurídicamente no vinculante que goza de gran aceptación y que ha recibido el apoyo político de más de 130 Estados miembros.

El Código se complementa con dos documentos:

- Las Directrices sobre la Importación y Exportación de Fuentes Radiactivas, cuyo objetivo es proporcionar un marco adecuado para la transferencia de la responsabilidad cuando se transfiere una fuente de un Estado a otro.
 - Las Orientaciones sobre la Gestión de las Fuentes Radiactivas en Desuso, que ofrecen más orientación sobre el establecimiento de una política y una estrategia a escala nacional para la gestión de las fuentes en desuso, así como sobre la puesta en práctica de opciones de gestión como el reciclaje y la reutilización, el almacenamiento a largo plazo antes de la disposición final y la devolución a un suministrador.
- Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre Materiales Radiactivos e Instalaciones Conexas [9]
 - Recomendaciones generales
 - Evaluación de amenazas
 - Enfoque graduado
 - Categorización
 - Enfoque reglamentario
 - Recomendaciones relativas a la seguridad física de materiales radiactivos en uso y almacenados
 - Sistema de seguridad física
 - Gestión de la seguridad física

- Recomendaciones relativas a la seguridad física de materiales radiactivos durante el transporte
- Documentos guía de la IAEA (Nuclear Security Series) [6] [7] [18]

Visto esto, aunque no existan instrumentos internacionales concretos de la ciencia forense nuclear, al considerarse una componente de la seguridad física nuclear, las bases de ésta sirven como base para ella, dicho en otras palabras, se servirá de los múltiples instrumentos internacionales que se refieren a la seguridad física nuclear y de principios reconocidos que son implantados por las autoridades nacionales.

1.3 Protección radiológica

En este apartado se hace un breve resumen de la normativa en Protección Radiológica aplicable a las actuaciones que se describen en este trabajo de investigación. Es importante remarcar que se aborda el problema desde el punto de vista de la seguridad física de la población como punto prioritario; donde descansaría la justificación de la existencia de estos escáneres, pero también podría servir para su no justificación, la normativa de Protección Radiológica que exige impedir su uso si la provisión de estos como sistemas de seguridad supusiera un riesgo para la salud debido a la implicación de radiaciones ionizantes.

1.3.1 Normativa de Protección Radiológica

Una parte del trabajo que se describe en esta memoria se basa en la detección de materiales nucleares y radiactivos y en la detección de objetos extraños al pasar por un escáner de rayos X. Las normas relativas a la protección de los trabajadores y de los miembros del público contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes se recogen en detalle en el RD 783/2001 [57]. Esta legislación es perfectamente conocida por lo que no se ha considerado necesaria su descripción en esta memoria.

En el año 2013 se publicó la Directiva del Consejo del 5 de diciembre de 2013 “2013/59/EURATOM” [52], que incluye los estándares de seguridad básicos para la protección contra los riesgos que surgen de la exposición a la radiación ionizante.

Las llamadas exposiciones “médico-legales” introducidas en la Directiva 97/43/EURATOM [53] se definen en esta nueva Directiva como exposiciones deliberadas de personas para fines distintos de los médicos o “exposiciones para la obtención de imágenes no médicas”. Se establece un enfoque diferente en cuanto a procedimientos ya que en las exposiciones médicas prima el beneficio del paciente, mientras que en las exposiciones “no médicas” deben aplicarse los límites de dosis anuales y sus correspondientes restricciones para la exposición del público.

El artículo 5 determina que los Estados miembros establecerán requisitos legales y un régimen apropiado de control reglamentario para todas las situaciones de exposición, tanto médicas como “no médicas”, basado en los principios del sistema de protección radiológica: justificación, optimización y limitación de la dosis:

En el anexo V de la Directiva [52] se incluye una lista de prácticas que implican una exposición para obtención de imágenes no médicas. Una de las prácticas definidas es el uso de radiación

ionizante para detectar objetos ocultos en el cuerpo humano o adheridos al mismo. Esta práctica coincide exactamente con el objetivo del proyecto MESMERISE [2] [58] [59]. Por lo tanto, los principios generales de protección radiológica deben aplicarse de conformidad con el artículo 5 de la Directiva de la siguiente manera:

- Justificación: las prácticas se justificarán asegurando que el beneficio individual o social supere el perjuicio para la salud que puede causar. Esas prácticas deben realizarse dentro del control reglamentario adecuado realizando revisiones de la justificación general y particular de tales prácticas.
- Optimización: la protección radiológica de las personas sujetas a exposición pública u ocupacional se optimizará con el objetivo de mantener la magnitud de las dosis individuales, la probabilidad de exposición y el número de personas expuestas tan bajo como sea razonablemente posible teniendo en cuenta el estado actual de la técnica, conocimiento y factores económicos y sociales. Este principio es también denominado ALARA (As Low As Reasonably Achievable) que corresponde al acrónimo en inglés de la optimización, As low as Reasonably Achievable. Dentro de las herramientas que el sistema de protección radiológica establece para la optimización se encuentran la restricción de la dosis que se estipula, en el caso de los miembros del público, para garantizar que la dosis individual recibida de una fuente de radiación específica sea coherente con el límite de dosis para la suma de las dosis al mismo individuo de todas las prácticas autorizadas.
- Limitación de la dosis: en la situación de exposición contemplada (obtención de imágenes no médicas) se debe garantizar que la dosis individual no excede el límite de dosis efectiva para la exposición del público $1 \text{ mSv} \cdot \text{año}^{-1}$. No sólo para esta práctica en particular, sino para la suma de las exposiciones anuales de un miembro del público resultante de todas las prácticas autorizadas. Los Estados miembros establecerán el límite de la dosis efectiva para la exposición del público en $1 \text{ mSv} \cdot \text{año}^{-1}$. Es por ello por lo que para cada práctica se debe establecer la correspondiente restricción de dosis.

El Artículo 22 establece las obligaciones de los Estados miembros con respecto a las prácticas que implican la exposición deliberada de personas para obtener imágenes no médicas. En particular, el Artículo 22.4 establece que cuando un Estado miembro haya determinado que una práctica particular que conlleva una exposición de imágenes no médicas está justificada, se asegurará de que:

- La práctica está sujeta a autorización.
- Los requisitos para la práctica, incluidos los criterios para la implementación individual, son establecidos por la autoridad competente, en cooperación con otros organismos pertinentes y sociedades científicas médicas, según corresponda.
- Se proporciona información y se solicita el consentimiento del individuo para que esté expuesto, lo que permite casos en los que las autoridades policiales pueden proceder sin el consentimiento del individuo de acuerdo con la legislación nacional.
- Las restricciones de dosis están significativamente por debajo del límite de dosis para los miembros del público.

Este último punto es especialmente relevante para el proyecto MESMERISE [2] [59] ya que hace que sea necesario garantizar que el uso para el público en general del escáner suponga una dosis inferior al valor del límite de dosis, esto se denomina “restricción de dosis”.

El marco regulador de la protección radiológica no solo afecta al usuario del escáner sino que también es necesario considerar al operador del equipo y a los miembros del público que están en el

entorno. Si el operador del equipo fuera un trabajador expuesto los límites a aplicar no son los del público. Sin embargo, para evitar los controles dosimétricos que sería necesario implantar podría considerarse al operador como miembro del público; en ese caso, para este trabajador y para las personas del entorno deben utilizarse las mismas herramientas de optimización de las dosis que en el caso del usuario del escáner.

Además, si el escáner se coloca en un aeropuerto, esto implica que hay que tener en cuenta otras consideraciones adicionales en el marco legal aplicable, por ejemplo dentro de la Unión Europea en materia de seguridad de la aviación civil se basa en el Reglamento (CE) nº 300/2008 del Parlamento y del Consejo, de 11 de marzo de 2008 sobre normas comunes para la seguridad de la aviación civil [60], que se modificó por el Reglamento (CE) nº. 272/2009 de la Comisión de 2 de abril de 2009 [61], el cual completa las normas básicas comunes sobre la seguridad de la aviación civil establecidas en el anexo del Reglamento (CE) nº 300/2008 y con el Reglamento (UE) nº 185/2010, de la Comisión, de 4 de marzo de 2010, por el que se establecen medidas detalladas para la aplicación de las normas básicas comunes de seguridad aérea. Normas que fueron modificadas en noviembre de 2011 Reglamento (UE) nº 1141/2011 [62], sobre todo en lo que respecta al uso de escáneres de seguridad completando las normas básicas comunes sobre la seguridad de la aviación civil, en lo que respecta al uso de escáneres de seguridad en los aeropuertos de la UE, introduciendo los “escáneres de seguridad que no utilicen radiaciones ionizantes” como nuevo elemento en la lista de métodos de control autorizados en los filtros de pasajeros. En segundo lugar, desarrollando las normas básicas comunes sobre la seguridad de la aviación civil en lo que respecta al uso de escáneres de seguridad en los aeropuertos de la UE.

El Reglamento (UE) nº 185/2010 de la Comisión [63] se ha modificado en veinte ocasiones desde su entrada en vigor. A fin de garantizar la claridad y la seguridad jurídica, ha sido derogado y sustituido por el nuevo Reglamento de Ejecución (UE) 2015/1998 de la Comisión de 5 de noviembre de 2015 [64]. En este nuevo Reglamento se han introducido todas las aclaraciones y actualizaciones pertinentes atendiendo a la experiencia práctica adquirida y a los avances tecnológicos por el que se establecen medidas detalladas para la aplicación de las normas básicas comunes de seguridad aérea.

En la Unión Europea, especialmente en el área Schengen, se siguen unas normas comunes para llevar a cabo el control de las personas en los aeropuertos. Con estas normas comunes, la Unión Europea puede controlar de manera efectiva sus fronteras y prevenir amenazas a su seguridad, así como lidiar con el tráfico ilícito de drogas, blanqueo de dinero, terrorismo, (incluso de agentes químicos, biológicos, radiológicos y nucleares, NRBQ). El Código de Fronteras Schengen rige el cruce de fronteras [65] y el control de las personas (Comisión Europea 2014), los principales elementos de la legislación son los siguientes:

- El uso de escáneres de seguridad en los aeropuertos de la UE es facultativo para los Estados miembros/aeropuertos y los requisitos de cumplimiento de la UE, en particular son:
 - Sólo pueden implementarse y utilizarse escáneres de seguridad que no utilicen radiaciones ionizantes para el screening de pasajeros sin consentimiento.
 - Los escáneres de seguridad no deben almacenar, conservar, copiar, imprimir o recuperar imágenes; Cualquier acceso no autorizado y uso de la imagen está prohibido y debe ser evitado.
 - El operador que analiza la imagen debe estar en un lugar separado para que no pueda ver al pasajero proyectado, la imagen no estará vinculada a la persona examinada y se verá borrosa u oscurecida para evitar la identificación de la cara del pasajero.

- Cualquier dispositivo técnico capaz de almacenar, copiar o fotografiar o grabar imágenes está prohibido en el lugar donde se analiza la imagen.
- Un pasajero puede solicitar la elección del sexo del operador que va a analizar la imagen de su cuerpo.
- Los pasajeros deben tener la posibilidad de negarse a pasar por escáner de seguridad. En este caso, el pasajero deberá someterse a una prueba que incluya al menos una búsqueda manual.
- Los pasajeros deben estar plenamente informados sobre la tecnología utilizada antes de ser examinados.

Dado que los principios de los reglamentos son (Dirección General de Políticas Internas Parlamento Europeo 2013):

- Cada Estado Miembro es responsable de la seguridad de los vuelos que salen de su territorio (“responsabilidad del Estado Anfitrión” según lo establecido por la OACI).
- Todos los pasajeros, el personal y el equipaje serán examinados/chequeados antes de abordar una aeronave.
- Cargas, correo y suministros en vuelo también deben ser chequeados antes de ser cargados, a menos que hayan sido sometidos a otros controles de seguridad apropiados.
- Los Estados miembros conservan el derecho de aplicar medidas de seguridad más estrictas

Por último pero no menos importante, los datos personales son anónimos y la información obtenida mediante el uso de escáneres corporales no se considerará como dato personal. Sólo en aquellos casos en que se haya identificado un objeto sospechoso mediante un escaneo corporal y su existencia se confirme posteriormente mediante una búsqueda manual, debería considerarse la posibilidad de almacenar la imagen como prueba, incluso si la persona es identificable.

1.3.2 Riesgos asociados con la irradiación

Para establecer unos valores de referencia que con posterioridad serán utilizados en los análisis y evaluaciones presentadas en este documento, se parte de los informes realizados por algunas de las organizaciones con mayor relevancia que han estudiado los efectos de la exposición a la radiación ionizante. El Consejo Nacional sobre Radiación y Medidas de los Estados Unidos (NCRP) revisó dos estudios independientes, uno del Comité Científico sobre efectos de la Radiación Atómica de Naciones Unidas (UNSCEAR 1988) [66], y otro del Comité de Efectos biológicos de las radiaciones Ionizantes de la Academia Nacional de Ciencias / Consejo de Investigación Nacional, conocido como BEIR V (NAS/NRC 1990) [67]. A partir de los resultados y conclusiones obtenidos en ellos, la NCRP estableció que para propósitos de Protección Radiológica de las personas, estima que un incremento de $0.01 \mu\text{Sv}$ de la dosis efectiva recibida contribuirá en un $5 \cdot 10^{-10}$, es decir, una probabilidad entre millones, al riesgo individual a contraer un cáncer fatal durante su vida. Esta baja dosis estimada asume una relación entre la exposición a la radiación y los efectos a la salud “lineal y sin umbral”. Además, ambos organismos, NCRP y ICRP, recomiendan que para los miembros del público no se exceda la dosis efectiva de $1 \text{ mSv} \cdot \text{año}^{-1}$ por encima del fondo, sin considerar las exposiciones médicas [66] [67].

Este valor del límite de dosis del público, 1 mSv es el recomendado por la IAEA y el establecido por la legislación de la Unión Europea..

1.3.3 ¿Es necesario un escáner de rayos X?

Cuando se plantea la necesidad de la utilización de un sistema nuevo y, con una no muy buena aceptación en la opinión pública, es necesario presentar una batería de argumentos que permitan entender y apoyar la idea de la necesidad de este tipo de sistemas para fortalecer la cultura de seguridad de un determinado país. Si bien el objetivo es mejorar la seguridad física de los materiales nucleares y radiactivos y minimizar el riesgo de un atentado NRBQe, una de las ventajas asociadas y que no se deben de olvidar es la posibilidad de ser utilizado de manera simultánea en la lucha contra otros tráfico ilícitos como: drogas, armás, mercancías, dinero, explosivos,..., hecho que también supone una minimización de riesgos a los que se ve sometida nuestra sociedad.

En la actualidad, cualquier sector de actividad económica necesita de la seguridad para poder realizar sus actividades, pero en el caso del transporte de pasajeros y mercancías, sea aéreo o marítimo, es de gran relevancia, dado que su vulnerabilidad es una amenaza a la que se debe responder de manera ineludible. Para impedir que se cometan actos de interferencia ilícita, deben combinarse con eficacia todos los factores que intervienen en ella. Aquí, podrían estar incluidos, o no, los sistemas de seguridad física tales como, los escáneres personales no intrusivos de alta resolución basados en tecnología de transmisión de rayos X.

Sin embargo, su utilización futura estará condicionada por la reglamentación aplicable en cada País y que tendrá que enmarcarse dentro de una evaluación justificada entre el riesgo o la amenaza y la protección radiológica al individuo [68], la cual deberá estar protocolizada en función de los principios y sensibilidades en materia de seguridad y de la cultura de la población en dicho Estado, ya que no existe la misma percepción sobre la seguridad y lo que la población es capaz de aceptar y la normativa en los distintos países. De ahí la importancia de la evaluación de las dosis personales que recibirían los pasajeros, operadores y público en espera, uno de los objetivos de este estudio.

Por ejemplo y como se ha comentado con anterioridad, hasta ahora, en la mayoría de los países de la Unión Europea, el escaneado del individuo mediante radiografía para detectar objetos en el interior solo se realiza si existe una verdadera sospecha de que éste pueda esconderlos. De esta manera los sistemas de seguridad son vulnerables, ya que son muchos los que escapan de la ley, aumentando los actos fraudulentos que ponen en riesgo sus propias vidas y las de los demás [69].

Para decidir si el uso de manera masiva de escáneres de rayos X es o no aceptable, es necesario sopesar los beneficios y los riesgos, lo cual no es una tarea sencilla. El principal beneficio consiste en el aumento de la seguridad en los vuelos, pero esto puede estar asociado a costes económicos y lo que es más importante, potenciales leves riesgos para la salud. Por lo tanto, si los escáneres de rayos X son o no aceptables para el control de pasajeros no es, en última instancia, una decisión científica sino política, que debe tener en cuenta los distintos factores, como el número de detecciones realizadas, la aceptación de la sociedad, ... ; si bien es cierto que la ciencia, con una adecuada evaluación de la dosis, debe ayudar a la valoración de este riesgo u otros riesgos asociados.

Al ser esta la mejor y menos invasiva forma de detectar material ilícito sospechoso escondido en el interior del cuerpo de un individuo, en algunos países se ha regulado su uso bajo consentimiento del individuo o mediante orden judicial. Otros países han desarrollado una regulación específica para hacer cumplir que los equipos de rayos X se utilicen bajo la condición de que las dosis recibidas por el público sean muy bajas. Por ejemplo, Noruega, permite emplear equipos cuya dosis estén bajo un valor determinado inferior de la que se recibiría al hacer la radiografía médica. El Reino Unido es uno de los países de Europa que utiliza radiación ionizante (radiografía médica) para determinar si un contrabandista sospechoso esconde drogas en el interior, pero se trata de un proceso procedimentado

que permite su justificación; por ejemplo, que la salud del individuo esté en riesgo, es decir, se debe poder argumentar que haya más de un 50 % de probabilidad de que lleve algo en el interior de su cuerpo, por ello, la realización de la radiografía requiere la autorización de un funcionario superior de aduanas más el consentimiento por escrito del pasajero. Sin este consentimiento, no se obtiene la radiografía. España tiene un procedimiento de actuación muy similar [70].

Es importante mencionar que EURATOM en su directiva [52] indica que el uso de radiaciones ionizantes está permitido para la detección de drogas ocultas internamente, siempre y cuando el Estado miembro ponga en marcha un proceso de justificación. Sólo se considerará esta herramienta al final de un proceso en el que se han utilizado otros procedimientos y si, después de todo, se mantiene la sospecha de un ocultamiento interno. Por ejemplo, en el caso de que la evidencia en el equipaje contradiga lo que el pasajero declara al personal de las aduanas al ser detectada una traza positiva para las drogas en las manos, el equipaje, la ropa, etc.

Ésta es la justificación por la que la UE ha financiado dentro del Programa Marco del H2020 un proyecto que tiene por objeto la mejora de la cultura de seguridad mediante la implementación de nuevos sistemas de seguridad en fronteras, puertos y aeropuertos. Una parte de este proyecto necesaria, por no decir imprescindible, es la evaluación de los riesgos que su utilización implicaría, incluyendo como un riesgo crítico, el riesgo a la salud, la evaluación de las tasas de dosis recibidas por los usuarios frecuentes y la aplicación del concepto ALARA para la optimización y su aplicación de forma eficiente, incluyendo en el juego el factor económico, que como se ha comentado son objetivos de esta memoria de tesis doctoral.

1.3.3.1 Dosis recibidas en los sistemas de retrodispersión frente a transmisión

Cuando un cuerpo se expone a un haz de radiación ionizante (en particular los rayos X), éste absorbe un cantidad de energía por unidad de masa en un determinado punto. A esta energía absorbida por unidad de masa, se le denomina dosis absorbida, D , con unidad julio por kilogramo ($J \cdot kg^{-1}$) a la que se le da la denominación especial de Gray (Gy), cuando esta magnitud es corregida por un factor de ponderación según el tipo de radiación que tiene en cuenta la eficacia biológica relativa de la radiación incidente para producir efectos estocásticos (este factor de corrección es numéricamente 1 para rayos X), tenemos la dosis equivalente, y se expresa en Sievert (Sv), y la suma de todas las dosis equivalentes se le llama dosis efectiva. Como se ha comentado con anterioridad a partir de los estudios realizados [66] [67] [71], el reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes [57] establece que el límite de dosis efectiva para los miembros del público será de 1 mSv por año oficial. En el transcurso de un año, una persona no deberá estar expuesta a un total de más de 1 mSv procedente de fuentes artificiales, como pudieran ser estos escáneres de seguridad. Éste es el límite máximo establecido para la población general. Aún con este límite legal establecido, se considera para una nueva práctica la aplicación de una restricción de dosis, normalmente de 1/3 del límite.

Para que se pueda comprender el orden de magnitud de dosis de los escáneres de transmisión (ven el interior del cuerpo utilizando rayos X de mayor energía que los escáneres de retrodispersión, que solo muestran la superficie del cuerpo) se puede decir que comparativamente la dosis de los escáneres de transmisión que existen actualmente es de unas 10 veces mayor que la de retrodispersión (aproximadamente $0.3 \mu Sv/escáner$). Aún así, podríamos decir que un único paso de una persona por el escáner equivaldría a 1 h de radiación de fondo a nivel del suelo ($0.2 - 0.3 \mu Sv h^{-1}$), o a la recibida durante 10 min de vuelo a la altitud de crucero dentro de un avión comercial.

Haciendo una extrapolación con estos valores de referencia, en el peor de los casos suponiendo que un pasajero frecuente (por ejemplo personal de la tripulación) se someta a 3 escáneres/día laborable durante todo el año, o a 1000 escáneres al año, un escáner de retrodispersión aportaría 300 μSv a su dosis anual. Sin embargo, un escáner de transmisión clásico (los que existen en la actualidad) aportaría 3 mSv, superando el límite aceptable. Como es fácilmente comprensible este caso es muy conservador dado que la mayoría de los pasajeros no se exponen con tanta frecuencia a estos escáneres.

Como referencia de dosis efectivas en una inspección de acuerdo con los escáneres existentes actualmente en el mercado, se muestra la Figura 8 y la Figura 9 que son datos del documento de SCENIHR [72] según un estudio realizado por la UE (la agencia SCENIHR [72]) en el que se evalúa la dosis que se recibe por inspección en distintos sistemas de seguridad corporales con fuentes de rayos X y se modela cual sería la dosis recibida en los órganos.

Study	Effective dose per scan
Radiation Safety Assessment of the AIT84 Personnel Security Screening System. Occupational Services, Inc. USA, 2011 (a dual backscatter scanning system)	35 nSv
Supplier A Transmission unit A	3.8 μSv (*)
Supplier B Transmission unit B	261 nSv(*)
Supplier C Transmission unit C	4.2 μSv (*)
Supplier D Dual mode transmission unit	Low dose setting: 90 nSv(*) Medium dose setting: 332 nSv(*)
Supplier E Backscatter unit	19 nSv(*)

(*) Summary of measured doses quoted in contract reports from the UK Health Protection Agency provided to manufacturers/suppliers

Figura 8: Medidas de dosis efectivas recibidas por inspección en distintos sistemas de barrido de seguridad [72].

	Organ equivalent dose (μSv)					
	Combined backscatter/transmission scanner			Backscatter scanner		
	RCP-AM ¹	RCP-AF ¹	Katja ²	RCP-AM ¹	RCP-AF ¹	Katja ²
Thyroid	0.248	0.264	0.443	0.045	0.047	0.046
Urinary bladder wall	0.115	0.203	0.177	0.020	0.034	0.017
Breast, total	0.269	0.239	0.410	0.021	0.045	0.045
Eye lenses	0.514	0.390	0.686	0.060	0.071	0.069
Lymphatic nodes	0.165	0.172	0.169	0.036	0.031	0.028
Muscle tissue	0.189	0.182	0.148	0.009	0.034	0.033
Ovaries		0.083	0.050		0.013	0.012
Skin, total	0.398	0.418	0.382	0.089	0.091	0.091
Testes	0.257			0.047		
Foetus total body			0.122			0.012
Effective dose	0.139		(0.160)	0.025		(0.022)

¹ICRP 2009 ²Becker et al. 2007, 2008

Figura 9: Modelación de la dosis equivalente recibida en órganos por inspección con sistema de barrido mediante retrodispersión [72].

Es importante resaltar que el estudio de SCENIHR concluyó que es muy difícil establecer estimaciones confiables y significativas de dosis efectivas recibidas por niños (hasta la edad de al menos 14 años), ya que las variaciones en la estatura y el tamaño son mayores que para los adultos. Además, cuando se realizó este estudio, aún no existía un conjunto de maniquís de vóxel de referencia basados en anatomía real representativos de los diversos tamaños de niños, pero se sabe que el efecto de las proporciones geométricas del niño al escáner y el modo de uso del escaneo darían lugar a grandes variaciones. Por otro lado, debería ser razonable suponer que las dosis efectivas serían del mismo orden de magnitud que las de los adultos [72].

1.3.3.2 Límites de dosis a operadores, personas en espera y otros empleados

Se podría considerar la idea de analizar de manera particular para el caso de tripulaciones aéreas, trabajadores de seguridad en la zona de control o cualquier otro caso en los que podrían superar en función de su actividad la restricción de dosis permitido por lo que podría ser aconsejable llevar un registro de los vuelos realizados, sin embargo, esto no es fácilmente controlable a partir de las bases de datos de las compañías comerciales por asuntos legales de privacidad.

En cualquiera de los casos comentados, y en cualquiera que fuera la situación de trabajo, la combinación de distancia y blindaje deberá asegurar que la dosis efectiva no supere esta restricción de dosis, o en el caso del operador, esta dosis asociada al trabajo no debe exceder 1 mSv año^{-1} , o lo que es lo mismo, la tasa de dosis no debe superar $0.5 \mu\text{Sv h}^{-1}$ y su cálculo se puede expresar con la ecuación siguiente:

$$H^*(10) = \frac{1 \mu\text{Sv}}{N_{\text{max}} \cdot 2000 \text{ factor de ocupación}} \cdot \quad <1>$$

donde,

- $H^*(10)$ es la dosis equivalente ambiental por unidad de tiempo (tasa)
- N_{max} , es el número de escáneres máximos permitidos en 1 h.
- Factor de ocupación es la fracción del tiempo de ocupación (1 para 2000 h/año)

Se puede considerar el factor $N_{\text{max}} \cdot \text{factor de ocupación}$ como 2000, que son las horas trabajadas al año, lo que supondría una $\dot{H}^*(10)$ de $0.5 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$

La evaluación de la dosis de esta memoria está realizada en un sistema de transmisión de rayos X, para evaluar las tasas de dosis recibidas y evaluar posibles formas de optimización y aplicación de principios de limitación de dosis. Es obligatorio establecer una restricción de dosis para esta fuente en particular.

1.3.3.3 Restricción de dosis

Al realizar la evaluación de dosis de estos sistemas, con el fin de garantizar que las prácticas que implican la exposición de imágenes no médicas no superen los límites de dosis establecidos para el público, se establecerán restricciones de dosis. Para ello se tienen en cuenta las siguientes referencias:

- Los Estados miembros garantizarán, cuando proceda, que se establezcan restricciones de dosis a efectos de optimización de la protección desde una perspectiva prospectiva:

(Art 6 de la directiva 2013/59/ EURATOM [52]). El valor de restricción de dosis se establecerá para la dosis individual que los miembros del público reciban de la operación planificada de una fuente de radiación. Se acepta internacionalmente un valor de aproximadamente el 30% de la dosis límite pública ($0.3 \text{ mSv}\cdot\text{año}^{-1} < > 300 \mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$) que podría usarse como valor de restricción de dosis en esta evaluación.

- La Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos establece un límite de dosis para prácticas similares de $0.25 \text{ mSv}\cdot\text{año}^{-1}$ de la radiactividad residual [73, 51]. La ICRP 103 recomienda $\leq 0.3 \text{ mSv}\cdot\text{año}^{-1}$ de una sola actividad [74] [75].
- La UE propone una restricción de dosis al público de $0.3 \text{ mSv}\cdot\text{año}^{-1}$ para las exposiciones de las industrias NORM (2009).

Es fundamental que la dosis por exploración sea lo suficientemente baja como para permitir que los grupos de población con probabilidad de ser inspeccionados con frecuencia no excedan la restricción de la dosis. Para evaluar la dosis máxima plausible de los escáneres de seguridad, se puede considerar que alguien que vuela todos los días hábiles del año con varios vuelos de conexión puede escanearse hasta tres veces al día o incluso hasta 1000 veces al año. Por lo tanto, la dosis efectiva acumulada en 1 año sería de aproximadamente $250\text{-}300 \mu\text{Sv}$ cuando la dosis por exploración es de $0.25 \mu\text{Sv}$, (este es el nivel de referencia establecido por ANSI / HPS N43.17-2009 American National Standard (sección 6.1.1) [76]), o $0.30 \mu\text{S}$ (1/3 del límite de dosis anual).

Si bien, con respecto a las dosis recibidas por el operador y las personas en espera, será necesario establecer un diseño final (blindaje adecuado y distancia del escáner) para garantizar también el cumplimiento de la misma restricción de dosis ya que es debida a la misma fuente.

Hay que tener muy en cuenta también el factor de la opinión pública, ya que, en general existe una gran preocupación por los efectos a largo plazo de las radiaciones ionizantes (incluidos los rayos X) y de los riesgos de estos escáneres. Distintos estudios científicos demuestran [66] [67] [77] que la exposición a la radiación debida a un único escáner es relativamente baja, una dosis típica se encuentra entre 0.05 y $3 \mu\text{Sv}$, comparativamente los valores para una radiografía de tórax se encuentran entre 1 y 10 mSv , es decir, una persona debería haberse sometido a entre 1000 y 3.000 escáneres de retrodispersión para acumular una dosis equivalente a la de una radiografía de tórax. Sin embargo, las dosis de radiación provenientes de escáneres médicos son generalmente bien aceptadas por la sociedad, por el indudable y justificado beneficio potencial para la salud de las personas, mientras que las provenientes de escáneres no.

1.3.3.4 Consideraciones en caso de grupos especiales

Algunos subgrupos de la población general son más susceptibles a los efectos sobre la salud inducidos por la radiación. Esto incluye embarazadas, o potencialmente embarazadas, bebés, niños, personas en tratamiento médico y otros, los cuales exigirán una evaluación de los riesgos asociados por parte del responsable de seguridad para tomar la decisión de si deben ser o no inspeccionados mediante este tipo de sistemas.

1.3.3.5 Otras fuentes de irradiación

Al objeto de que el lector pueda realizar una estimación semicuantitativa de lo que supone este tipo de análisis en este apartado se presentan algunos valores de dosis a los que la población está sometida y cuya existencia quizá desconoce. Es importante indicar que la humanidad siempre ha

estado expuesta a fuentes naturales de radiaciones ionizantes: radiación cósmica; materiales radiactivos que se hallan en la corteza terrestre, algunos de los cuales están incorporados a materiales de construcción, al aire y a los alimentos, e incluso sustancias radiactivas que se encuentran en el interior del organismo humano (^{40}K , ^{14}C , etc.). El Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) [66] [77] en su evaluación establece la aproximación promedio mundial de que regularmente las dosis debidas a causa de las fuentes naturales es de 2.4 mSv para un habitante adulto, en una proporción de los componentes mayoritarios que se indican en la Tabla VI. [78]

Tabla VI: Dosis debida a fuentes naturales [78].

Fuente	Dosis media mundial Dosis efectiva (mSv/año)	Intervalo típico Dosis efectiva (mSv/año)
<i>Exposición externa</i>		
Radiación cósmica	0.4	0.3 – 1.0
Radiación y terrestre	0.5	0.3 – 0.6
<i>Exposición interna</i>		
Inhalación	1.2	0,2 - 10
Ingestión	0.3	0.2 – 0.8
<i>Total</i>	<i>2.4</i>	<i>1 - 10</i>

La dosis efectiva media que recibe la población española debido a fuentes de radiación natural se ha estimado en $1.6 \text{ mSv}\cdot\text{año}^{-1}$ [79]. En la Figura 10 se muestra la distribución de la dosis en función de las componentes principales, al igual que ocurría en el caso de la dosis promedio mundial el valor es muy superior al recibido por chequeo ($0.05 - 0.1 \mu\text{Sv}$), es decir, más de cuatro órdenes de magnitud inferior a la dosis recibida por causas naturales.

Si se realiza una comparación entre el valor de la dosis promedio mundial, $2.4 \text{ mSv}\cdot\text{año}^{-1}$, frente a los recibidos por escáner, se observa que la dosis debida a la radiación natural durante un día equivale a entre 10 y 100 inspecciones de retrodispersión. Además, cuando se comparan la dosis recibida por inspección durante el paso por el escáner, -ésta es equivalente a aproximadamente 2 – 3 h de radiación de fondo natural o a 20 – 40 min de radiación recibida durante un viaje en avión comercial. Incluso los valores estarían en el orden de la tasa de dosis ambiental que se puede recibir en 1 h en Madrid (ver CIEMAT en Figura 11) o incluso inferior a muchas zonas de España o del mundo.

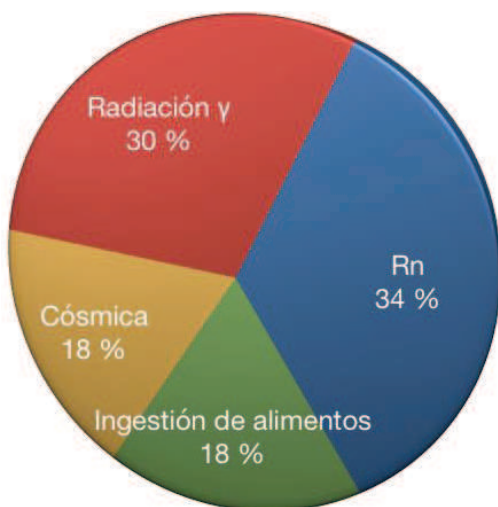


Figura 10: Distribución de la dosis efectiva anual promedio en España asociada con fuentes naturales [79].

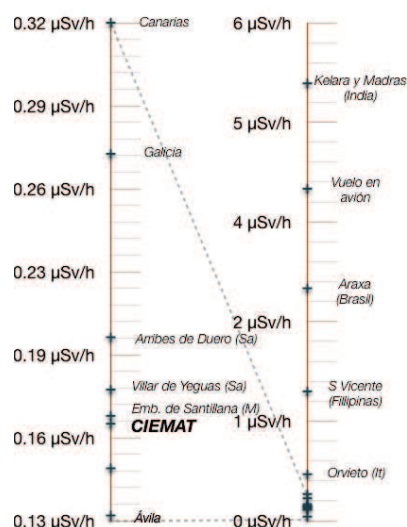


Figura 11: Diferentes valores de tasa de dosis natural medida en distintos ambientes. El valor CIEMAT es el correspondiente con la ciudad de Madrid.

1.4 Tecnologías para la detección de la radiación

En esta memoria, se deberá estudiar la tecnología de la radiación en tres ámbitos, desde la detección, desde la identificación (espectrometría) y desde la evaluación de dosis (dosimetría).

Para el caso de tráfico ilícito de material nuclear o radiactivo, es necesario disponer de la tecnología necesaria y de la capacitación en campo del personal que permita la detección de dicho tráfico ilícito, su identificación y caracterización. Estas razones motivan el desarrollo de una nueva disciplina, la ciencia forense nuclear, que se desarrolla en cada país a partir de la necesidad, no solo de identificar y caracterizar materiales nucleares ilícitos como se ha dicho con anterioridad, sino también para discernir sobre el origen, el uso previsto del material y la supuesta ruta de tráfico de material nuclear. Dentro de esta ciencia, los análisis radioquímicos son el medio técnico mediante el que el material nuclear y/o radiactivo (o cualquier material con contenidos en isótopos radiactivos) es caracterizado para determinar, por ejemplo: su composición química e isotópica, estado físico, etc.

La magnitud de la radiación ionizante no se pueda medir directamente, sino que se basa en la cuantificación de los efectos físico-químicos que provocan las radiaciones ionizantes al interaccionar con la materia. La energía que depositan estas radiaciones en los diferentes materiales utilizados como detectores, es evaluada, cuantificada y utilizada como medida de la radiación [80] [81]. Los materiales de detección principalmente serán: gases si el efecto es la ionización, sólidos y líquidos si el fenómeno que se produce es la excitación de los electrones de sus átomos, materiales luminiscentes, si fuera la emisión de luz o luminiscencia la consecuencia del impacto. Entre los que se pueden distinguir los grandes grupos siguientes [81]:

- *Detectores de Ionización.* La radiación al atravesar un material, normalmente gaseoso, provoca la ionización de sus átomos dando iones positivos y electrones negativos, midiendo la corriente eléctrica se puede saber la intensidad de la radiación. Ejemplos de esta metodología son: cámaras de ionización, contadores proporcionales, geiger,...
- *Detectores de centelleo.* La radiación al atravesar ciertas sustancias provoca su excitación, y al desexcitarse se emiten fotones. La medida de la luz emitida permitirá medir y analizar la radiación Este tipo de detectores pueden ser: sólidos NaI(Tl), $.Br_3Ce$, Br_3La , o líquidos.
- *Detectores semiconductores o de estado sólido.* Consisten en un diodo semiconductor. Un diodo es una unión de material semiconductor de tipo p y tipo n, tal como silicio. A través de la adición de impurezas, el material de tipo n contiene un exceso de electrones libres mientras que el material de tipo p contiene un exceso de agujeros o vacantes de electrones. Cuando se aplica una tensión de polarización a través de la unión de modo que el lado p es positivo con respecto al lado n, el diodo actúa como conductor, permitiendo que fluya una corriente eléctrica. Cuando el sesgo es tal que el lado p es negativo con respecto al lado n, el diodo actúa como aislante, desactivando el flujo de corriente. Esta última condición se denomina polarización inversa. Cuando se aplica un sesgo inverso al diodo, se forma una región agotada en la unión p-n, donde todos los orificios y electrones libres son arrastrados por el potencial de sesgo. En presencia de radiación ionizante esta región agotada actúa como una cámara de iones, sólo que es mucho más sensible. El impulso eléctrico creado por un evento ionizante es proporcional a la energía del fotón o partícula ionizante. Los detectores de semiconductores de germanio tienen una resolución de energía muy alta y un tiempo de recolección de carga rápida que los hace muy útiles para aplicaciones de espectrometría. Un inconveniente es que necesitan ser enfriados a temperaturas criogénicas para mantener el ruido electrónico bajo. Algunos ejemplos de estos detectores son: fotodiodos de Si, HPGe, CdTe, detector por deriva de Si; fotodiodo de avalancha de Si,...

En esta memoria se han tenido en cuenta para su selección las particularidades siguientes:

- En escáneres de cuerpo entero es necesario un instrumento capaz de realizar las medidas de kerma en aire (o exposición) para las condiciones de irradiación a las que se somete el personal escaneado. Este instrumento se emplea para la determinación de la dosis efectiva, mediante la realización de la medida de kerma en aire del haz primario, y su paso $H_p(10)$ con el coeficiente de conversión, $C=1.14$, correspondiente al HVL de 2 mm de Al para el haz. Para la realización de la dosis de área es necesaria la medida de $\dot{H}^*(10)$, tasa de dosis equivalente ambiental.
- En los casos de los escenarios NRBQe, se emplearon instrumentos al objeto de localizar de manera precisa donde se encontraban los “puntos calientes”. En los ensayos realizados en esta memoria se empleó un monitor de tasa de dosis con sonda Geiger Müller, el cual permite la localización del punto con mayor exposición.
- En los casos que se necesita la identificación del radionucleido causante de la emisión de radiactividad se deben utilizar equipos espectrométricos.

Como técnicas espectrométricas en esta memoria se emplearán principalmente dos metodologías de detección que son la espectrometría α y la espectrometría γ ; dado que se trata de técnicas cuyos fundamentos están ampliamente descritos libros [80] [81] [82] y su aplicación en la forense nuclear [26] [27] [28] [83] en otros documentos sólo se describirán los pros y los contras de su aplicación.

La espectrometría α presenta una mayor complejidad y laboriosidad que otras técnicas como el ICP-MS [84], las ventajas e inconvenientes de esta técnica son los siguientes [26]:

- Inconvenientes:
 - Tiempo de preparación de muestra muy elevado
 - Técnica de análisis destructiva
 - Tiempo de análisis muy elevado (de 1 a varios días en función de las características de la muestra)
 - No permite la resolución de espectros en los que aparezcan de manera simultánea del ^{239}Pu y el ^{240}Pu o del ^{235}U y el ^{236}U (solo en el caso de que se trate de muestras con actividades elevadas y con los detectores a distancias > 3 cm es posible su deconvolución)
 - Exige un nivel de formación elevado en el personal que hace la preparación y en el analista que realiza la evaluación de los resultados
- Ventajas:
 - No son equipos muy caros.
 - El tipo de detector y los sistemas asociados tienen una influencia muy pequeña en la medida. Es posible tener varios detectores controlados por un único ordenador
 - Excelente resolución de la medida que alcanza hasta el orden de los mBq para el caso de isótopos con periodos de semidesintegración < 500 años
 - Se puede emplear para cualquier isótopo emisor α

A diferencia de lo que ocurre con la espectrometría α , la espectrometría γ es una técnica de análisis no destructivo que permite la identificación y cuantificación de los radionucleidos con emisión γ en una determinada muestra [27] [28].

Teniendo en cuenta que el análisis forense nuclear es el proceso mediante el cual materiales nucleares y radiactivos ilícitos interceptados y otros materiales asociados a ellos (contenedores por ejemplo) se analizan para proporcionar evidencias en un procedimiento legal. Estas técnicas generalmente consisten en la clasificación del material para evaluar la amenaza planteada por dicho material y una posterior evaluación para determinar la naturaleza exacta del material radiactivo y las evidencias asociadas.

La espectrometría γ es una metodología versátil dado que permite su uso en campo (espectrometría γ in situ) y en laboratorio por lo que tiene un papel relevante en la ciencia forense nuclear, debido a que permite la detección en el mismo lugar donde se intercepta material nuclear ilícito por primera vez, siendo así una herramienta útil para la rápida identificación y clasificación en campo de material nuclear o radiactivo, y también, una caracterización más precisa del material incautado con la espectrometría γ en laboratorio como técnica de análisis no destructiva con detectores que permiten una mayor resolución (por ejemplo, HPGe), lo que permite la determinación con mayor precisión de la composición isotópica del material. Además, para material nuclear especial, como U o Pu, la espectrometría γ también se puede utilizar para determinar el contenido total de material nuclear, la edad del material, la presencia de U procesado y la presencia de productos de fisión. Los diversos parámetros que se pueden cuantificar con la espectrometría γ se resumen en la Figura 12 [27] [28].

Parameter	Comment
^{234}U , ^{235}U and ^{238}U content of U	Usually no need for low-background shielding
^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu and ^{241}Am content of Pu	Usually no need for low-background shielding
Total U and Pu content	
Age of uranium	Low-background shielding recommended
Age of plutonium	
^{232}U content	^{232}U indicates presence of reprocessed uranium
Presence of fission products	Indicates previous irradiation or contamination
Type and activity of other radioactive materials	Materials in a Radiological Dispersal Device (RDD) or contamination of the sample, for example
Presence of alpha- or neutron- induced gamma-ray signatures	Indicate the presence of non-radioactive construction materials in contact with or surrounding the nuclear material

Figura 12: Parámetros relevantes investigados en la forense nuclear mediante espectrometría γ de alta resolución [27].

Al igual que en el caso anterior y como cualquier otra técnica de análisis esta tiene sus ventajas e inconvenientes que son los siguientes: [27] [28]

- Inconvenientes:
 - Los equipos de alta resolución necesitan sistemas de refrigeración que son muy caros.
 - La precisión en la medida en la mayoría de los casos es menor que el de las técnicas destructivas.
 - No se puede tener información de algunos radioisótopos del Pu que sólo presentan emisiones alfa.
 - Las medidas en campo presentan una menor precisión que las realizadas en el laboratorio. Esto se debe a las condiciones y tiempos en los que se realiza la medida en campo.
- Ventajas:
 - Técnica de análisis no destructiva que preserva la evidencia forense.
 - Se puede analizar sin desmontar el conjunto de la evidencia.
 - No necesita una preparación previa de la muestra; en algunos casos puede ser necesaria una mínima preparación.
 - Técnica portátil.
 - Permite la obtención de resultados rápidos incluso en campo.
 - Bajo coste de los equipos necesarios.

1.5 Los escáneres de seguridad corporales

Los escáneres de seguridad corporales son dispositivos de inspección de personas basados en tecnologías avanzadas que permiten obtener la imagen del cuerpo humano mostrando los objetos que pudieran estar escondidos bajo las ropas de la persona inspeccionada, o en el interior del cuerpo, con lo que se utilizan para detectar tanto objetos metálicos como no metálicos, incluidos plásticos y explosivos.

Actualmente existen varias tecnologías capaces de producir estas imágenes corporales, éstas se pueden clasificar en tres grupos: de onda milimétrica, de onda sub-milimétrica y de rayos X. [85]

- *Equipos de ondas milimétricas*, son los más utilizados en los aeropuertos. Utilizan ondas milimétricas activas, que no suponen ningún riesgo para la salud de las personas. Su potencia es unas 10.000 veces menor que la máxima permitida por la normativa de seguridad relativa a dispositivos como los teléfonos móviles. Estos equipos no presentan nunca la imagen de la persona inspeccionada, manteniendo en todo momento la privacidad. En su lugar, se presenta una figura humana genérica (avatar) donde de forma automática, el software del equipo marca las zonas de posibles amenazas. Los escáneres de onda milimétrica utilizan la banda de frecuencias extremadamente altas o EHF (del inglés *Extremely High Frequency*) que es la banda de frecuencias más alta en intervalo de las radiofrecuencias, entre 30 – 300 GHz. Esta banda tiene una longitud de onda de 1 a 10 mm. En este intervalo de frecuencias, las ondas atraviesan fácilmente las ropas, pero no pueden traspasar la piel humana. Los escáneres de onda milimétrica pasiva se basan en la captación de la radiación térmica natural del cuerpo humano, generando las imágenes por contraste con la radiación térmica ambiental. Con esta tecnología se obtienen buenos resultados en aplicaciones de exterior, donde existe un alto contraste en la radiación térmica., Sin embargo, en aplicaciones de interior, como es el caso de los aeropuertos, se producen imágenes de muy escasa resolución, por lo que no se ha podido desarrollar ningún equipo que utilice esta tecnología de forma fiable.
- Escáneres de onda sub-milimétrica, utilizan ondas electromagnéticas que se propagan en las frecuencias en el intervalo de los THz denominándose radiación sub-milimétrica, ondas de THz o rayos T. Trabajan en la zona contigua a las Ondas Milimétricas, entre 0.3 - 3 THz y con una longitud de onda que va desde 0.1 mm, (límite del infrarrojo) a 1 mm (microondas). Este tipo de tecnología también puede ser activa y pasiva, si bien hasta la fecha ha sido muy poco desarrollada en aplicaciones de seguridad, dado que para trabajar en el intervalo de los THz se necesitan fuentes de energía mucho más potentes o detectores de mayor sensibilidad.
- *Escáner de rayos X*: Existen dos modalidades de obtención de imágenes con rayos X, una mediante transmisión de rayos X y otra por retrodispersión de rayos X. Los primeros emiten rayos X de una cierta energía, penetrando más allá de la piel, incluso atravesando el cuerpo, por lo que pueden detectar objetos en el interior de éste. Éstos, hasta el momento, nunca han sido aprobados en Europa para utilización masiva de todos los individuos, principalmente debido a la mayor dosis que generaban.

Es objeto de esta tesis la evaluación de dosis de una nueva generación de escáneres de transmisión por si pudiera considerarse en un futuro su utilización de forma masiva. Los que emplean la tecnología de retrodispersión emiten radiación con dosis de rayos X más bajas que los anteriores, traspasando solamente las prendas de vestir y rebotando sobre las primeras capas de la piel. De la energía reflejada se obtiene una imagen bidimensional que muestra la superficie corporal de la persona escaneada sin ropa, pudiendo detectar cualquier objeto metálico o no metálico que llevara bajo la ropa, pero no dentro del cuerpo. Este tipo de escáneres de seguridad se utilizó en un principio en los aeropuertos de los EE.UU., si bien nunca fueron bien aceptados por el público debido al riesgo de las radiaciones ionizantes. Finalmente, muchos de ellos fueron retirados y sustituidos por otros de onda milimétrica. En Europa, aunque se realizaron algunas pruebas en diferentes aeropuertos, tampoco fueron bien aceptados y a partir de noviembre del año 2011, fecha en que se aprobó el uso de los escáneres de seguridad en los aeropuertos de la UE [72], se limitó su uso para individuos bajo sospecha.

Los escáneres de retrodispersión en los aeropuertos incluyen dos cajas grandes entre las cuales los individuos se paran con los brazos alzados (Figura 13) y las personas se escanean a cierta velocidad que, por lo general, se tarda entre 2 y 5 s.

En un sistema de rayos X de retrodispersión, la intensidad de los rayos X es muy baja, y no es lo suficientemente fuerte como para penetrar o transmitirse a través del cuerpo, a pesar de que unos pocos rayos X podrían ser absorbidos por éste. La mayoría de los rayos X rebotan o se dispersan en la superficie. Esta es la razón por la cual se usan dos grandes detectores para coleccionar los rayos X dispersados o retrodispersados para crear la imagen.



Figura 13: Sistema de seguridad mediante rayos X de retrodispersión [86].

Los grandes detectores capturan los rayos X del escáner de retrodispersión para crear imágenes en unos pocos segundos. Este método es útil para detectar objetos ocultos bajo la ropa o sujetos con cinta adhesiva en la superficie de la piel, pero no en el interior del cuerpo.

Los usuarios deben situarse frente al dispositivo de inspección, permaneciendo inmóviles durante algunos segundos, mientras se realiza la exploración completa del cuerpo mediante ondas electromagnéticas. Estas ondas atraviesan la ropa rebotando sobre la piel del usuario, permitiendo al software del equipo generar una imagen corporal del individuo. La Figura 14 y Figura 15 muestran una explicación de la diferencia entre los rayos de transmisión versus los rayos X de retrodispersión.

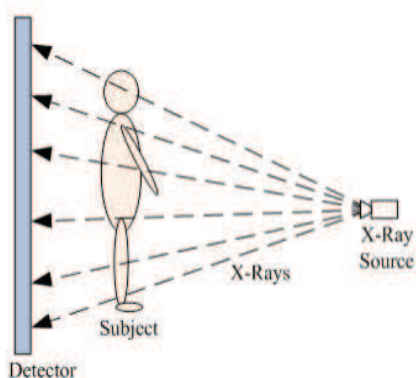


Figura 14: Esquema de funcionamiento de un escáner de transmisión [87].

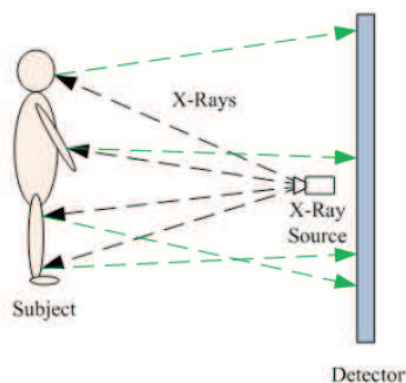


Figura 15: Esquema de funcionamiento de un escáner de retrodispersión [87].

En el caso de los rayos X de transmisión, un generador emite Rayos X que pasan a través de la persona, y los detectores colectan los rayos X transmitidos hacia el lado opuesto para crear una imagen.

Como se deduce de los párrafos anteriores, la única tecnología de posible utilización en sistemas de seguridad que permite obtener una imagen de los objetos es la de rayos X de transmisión, sin embargo, en la UE aún no se han autorizado por temor a que supongan un posible riesgo para la salud.

En general, un pasajero de un vuelo comercial recibe más dosis debido al vuelo en sí mismo que al escaneo a través de uno de estos sistemas de seguridad. El Consejo Nacional sobre la Medición y Protección de la Radiación (NCRP, por sus siglas en inglés) ha estipulado que un viajero necesitaría exponerse a 100 escaneos de retrodispersión por año para alcanzar lo que ellos clasifican como Dosis Individual Insignificante [67]. El Colegio Americano de Radiología (ACR, por sus siglas en inglés) está de acuerdo con esta conclusión. En concordancia con esto y tomando como cierto el valor de dosis por inspección, un viajero requeriría más de 1.000 controles de este tipo por año para alcanzar la dosis efectiva equivalente a una radiografía de torax.

Pese a que no haya ninguna evidencia que indique que alguna de estas tecnologías pudieran causar efectos biológicos significativos en los pasajeros inspeccionados, no son suficientemente eficientes para lo que se requiere detectar, y presentan el problema de la aceptación de los usuarios, por la intimidad y dignidad de la persona, y por la utilización de radiación ionizante.

En cuanto al estado del arte en la ciencia forense nuclear, esta es una ciencia emergente, impulsada principalmente por objetivos de seguridad. El análisis forense nuclear representa una fuerte contribución, que junto con otras fuentes como la aplicación de la ley y la inteligencia, se utiliza para generar conclusiones técnicas asociando los resultados analíticos del material interceptado a huellas inequívocas que relacionan este material con su origen.

En lo que concierne a la tecnología de detección de material nuclear y radiactivo, parte de ésta se desarrolla más adelante en esta tesis.

1.6 Apoyo nacional en la capacitación para la mejora de las capacidades técnicas

Una de las tareas complementarias que se realizaron durante el desarrollo de esta memoria, cuya realización e implementación motivan este trabajo de investigación, es la colaboración en la formación, capacitación y entrenamiento de primeros intervinientes, es decir, las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado. Como indica el IAEA en sus guías de seguridad [6] [9] [11] [15] [18], el CIEMAT, desempeña un papel fundamental en lo que respecta al apoyo y contribución en la formación de las Fuerzas de Seguridad del Reino de España, colaborando en la aplicación y mejora de sus protocolos de detección, medida y análisis de agentes nucleares y radiactivos mediante sus programas de formación y entrenamiento. Al respecto, son importantes los convenios de colaboración o relaciones de trabajo que ha mantenido para llevar a cabo las enseñanzas necesarias y aplicaciones prácticas. Como ejemplo se pueden citar la organización de ejercicios de campo con simulación de escenarios, ejercicios sobre la mesa, etc. [23] [88] [89] [90]



Figura 16: Ejercicios de capacitación realizados por Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado.

Estos ejercicios ayudan a establecer nuevas metodologías o procedimientos de actuación promoviendo siempre la seguridad física y la protección radiológica. En el marco de programas de trabajo con organizaciones internacionales, está inmerso en la formación y preparación de inspectores subrogados del CTBTO con personal formándose dentro del tercer ciclo de entrenamiento de Inspección In Situ, esta formación adquirida siempre podrá ser utilizada para aplicaciones tecnológicas en la nación, en cuanto a muestreo, detección, identificación y análisis de material nuclear y radiactivo.

De hecho, contando con esta experiencia, uno de los objetivos de este trabajo ha sido la simulación de un escenario particularmente útil para la detección de materiales nucleares fuera del control regulador. Se realizó un estudio que permite conocer qué tipo de materiales con distintos grados de enriquecimiento y materiales empobrecidos en uranio pueden ser detectados con técnicas espectrométricas “in situ”, de manera que se establece para qué tipo de estos materiales no sería necesario enviar muestras a un laboratorio especializado y las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado pudieran hacer una identificación y/o cuantificación a partir del espectro gamma obtenido en campo.

Otro contexto importante en el que está inmerso y relacionado también con las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado es en la seguridad aeroportuaria, al ser participante de un proyecto europeo

denominado MESMERISE [2] que intenta mejorar los sistemas de seguridad existentes, al estar involucrada la radiación ionizante en estos escáneres de seguridad. El papel del CIEMAT en este caso es la evaluación de la dosis, tarea imprescindible para una futura utilización de este tipo de sistemas.

2. Procedimiento experimental

2.1 Materiales empleados

2.1.1 Materiales nucleares y fuentes radiactivas

2.1.1.1 Materiales nucleares

Una parte del trabajo desarrollado para la realización de esta memoria fue el diseño de ejercicios prácticos enfocados a la formación de los primeros intervinientes en un posible escenario de atentado NRBQ. Dicho diseño incluye una formación teórica previa de los participantes, realización y posterior evaluación, aplicación de procedimientos y revisión crítica del ejercicio. Esto permite que en función de los resultados, estos seminarios puedan ser rediseñados según lo que el equipo director considere necesario.

En la mayoría de los casos estos ejercicios se centran en la fase de detección, es decir, habrá en primer lugar que analizar las capacidades tanto del equipo técnico como del humano para poder diseñar los ejercicios. En la revisión bibliográfica comentada con anterioridad se demuestra que para establecer en un país una cultura de seguridad física nuclear [7] [10] [15] [18] [36] es necesario establecer mecanismos de control de este material y dada la importancia de material nuclear base U y la complejidad de su detección, se decidió centrar estos ejercicios en esta problemática particular [91] [92].

Como es de sobra conocido se trata de un elemento radiactivo de origen natural que forma parte de la corteza terrestre desde los orígenes de la misma, encontrándose en concentraciones elevadas en las menas de minerales uraníferos y en zonas graníticas, con una gran dispersión en la corteza terrestre. En la naturaleza, este elemento se presenta como una mezcla de tres isótopos: ^{238}U , ^{235}U y ^{234}U en la proporción isotópica que se muestra en la Tabla VII [93].

Tabla VII Composición isotópica del U natural.

Isótopo	Abundancia natural (en masa)	Actividad Específica ($\text{Bq}\cdot\text{mg}^{-1}$)	Actividad 1 mg (Bq)
^{238}U	99.2745 %	12.5	12.47
^{234}U	0.0054 %	$2.30\cdot 10^4$	12.44
^{235}U	0.72 %	71	0.5

En la Figura 17 aparece la serie radiactiva natural del U que encabeza el ^{238}U , cuya desintegración hasta obtener un isótopo estable se produce a través de procesos de emisión de partículas y radiación (α , β - γ), dando lugar a varios isótopos intermedios también radiactivos. Cumpliendo las leyes que rigen los equilibrios radiactivos, en la naturaleza existe equilibrio secular entre todos los componentes de las series radiactivas naturales.

Además, desde el punto de vista medioambiental en este trabajo de investigación se ha considerado de interés el utilizar U empobrecido, dado que es un material sometido a salvaguardias y puede ser de gran interés su detección. En los últimos años además de los usos normales del U empobrecido, gracias a su elevada densidad, como contrapeso en grandes estructuras (aviones y barcos) [92] [95], los análisis posteriores realizados en el terreno de los últimos conflictos bélicos del siglo pasado y principios de éste han detectado el uso de éstos como material balístico convencional, por ejemplo, según cita Saleh y sus referencias [92], se emplearon cerca de 32 t en la guerra del golfo, cerca de 3 t en Bosnia-Herzegovina y alrededor de 10 t en Kosovo.

Por todas estas razones es interesante tanto desde el punto de vista medioambiental como del control de una amenaza con NRBQe (por ejemplo la utilización de un Dispositivo de Dispersión Radiológica [96]) el control y detección de este tipo de materiales por las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado.

En este trabajo de investigación se han empleado los siguientes materiales base U: minerales de U (con distintos enriquecimientos en U), concentrado de U (en forma pulverulenta), una solución de U enriquecido y U empobrecido.

2.1.1.2 Fuentes radiactivas

Las fuentes radiactivas empleadas fueron seleccionadas tanto por estar disponibles como por constatar que son las de referencia más comúnmente empleadas y recomendadas en casi todos los manuales de los equipos de medida. En la Tabla VIII se muestran las principales características radiológicas de dichas fuentes respecto de la fecha de referencia que también se indica en la tabla.

Tabla VIII. Relación y características de las fuentes empleadas.

Isót.	Fecha ref.	A nominal / MBq	$t_{1/2}$ / años	Γ / $\mu\text{Gy}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{m}^2\cdot\text{MBq}^{-1}$	$H^*(10) / K_{\text{air}}$ / Sv / Gy
^{137}Cs	01/01/2005	185	30.17	0.09115	1.21
^{60}Co	09/07/1993	49.58	5.27	0.3472	1.16

2.1.2 Descripción del sistema de inspección por rayos X

En el proyecto de la Union Europea del H2020 denominado MESMERISE [97] se propone el diseño de un equipo de detección basado en la Transmisión de Rayos X de Energía Múltiple para el reconocimiento automatizado de objetos ilícitos, sustancias químicas y amenazas. Para su aceptación y uso de acuerdo a la normativa legal del Reino de España y de la Unión Europea (comentada con anterioridad) es necesario evaluar la dosis recibida durante su utilización. Según las especificaciones de diseño dichas dosis deberían ser lo suficientemente bajas como para no representar ningún riesgo para ningún grupo en particular, incluidos niños, mujeres embarazadas o personas con marcapasos. Por lo que el sistema de inspección X-MESMERISE, tendrá que cumplir con los límites europeos de dosis y sus restricciones para su uso y para cumplir con la reglamentación en vigor en los distintos países. Este cumplimiento es crítico en su fase de diseño. La utilización de dicho sistema permitirá la detección e identificación automática de amenazas proporcionando la detección e identificación automática de productos ocultos externos con un escaneado individual de una persona.

En la Figura 19 y la Figura 20 se muestra un esquema y una imagen del sistema, respectivamente. Como se puede observar la fuente de rayos X se sitúa en la parte baja y tras pasar por el filtro irradia a la persona atravesándola hasta llegar a los detectores donde se convierten en imagen. Indicar que el filtro tiene forma cónica para conseguir una distribución espacial de la dosis más homogénea sobre el cuerpo de la persona inspeccionada.

Como características principales del equipo, indicar las siguientes: el sistema está compuesto de una fuente de rayos X, un arco por debajo del que tiene que pasar la persona inspeccionada mediante una plataforma que le transporta con un sistema móvil y un sistema de detección compuesto por veintiún detectores, los rayos X generados pasan a través de un filtro de 2 mm de Al y el tiempo de irradiación por inspección es 7 s, pudiéndose aumentar hasta los 14 s.

Durante el desarrollo de esta memoria se ha trabajado con dos configuraciones cuyas características principales son las siguientes:

- Detector espectrométrico de rayos-X - multix.
 - Material CdTe o CdZnTe.
 - Intervalo de energía: 20 - 160 keV.
 - Resolución en energía (FWHM):
 - 6% - 10% en 122 keV.
 - Tiempo muerto 70 ns.
- Configuración I
 - Tubo de rayos X
 - Intensidad de corriente 0.2 - 1.25 mA.
 - Diferencia de potencial = 160 kV.
- Configuración II
 - Tubo de rayos X
 - Intensidad de corriente de 0.2 - 2.50 mA.
 - Diferencia de potencial = 200 kV.

El sistema permite inspeccionar a la persona con un haz de banda de radiación X colimado. La radiación que se ha transmitido a través del cuerpo de la persona llega al detector y se convierte en una imagen que se utilizará para determinar la presencia de objetos escondidos. Con independencia de la configuración la persona permanece quieta sobre una plataforma móvil en el pórtico en forma de U. La fuente de rayos X y el detector en forma de L permanecen inmóviles.

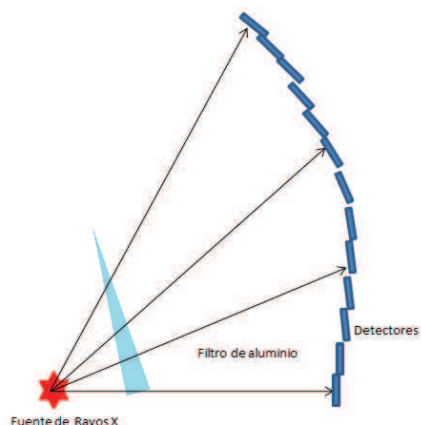


Figura 19: Esquema del sistema de escáner de Rayos X.



Figura 20: Plataforma móvil en el pórtico.

2.2 Equipos de medida seleccionados

En el ámbito de la seguridad radiológica es posible utilizar una gran variedad de sistemas de medida de la radiación (α , β , γ y rayos X). Determinadas medidas, como las que realizan las unidades operativas NRBQe de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado, sólo se realizan en campo; por tanto, es necesaria la utilización de sistemas portátiles. Sin embargo, en determinados escenarios, será necesario identificar la fuente de radiación e incluso su composición isotópica con objeto de establecer el origen de un acto terrorista o de tráfico ilícito. En estos casos, será necesario utilizar sistemas de medida específicos que por sus características sólo pueden utilizarse por expertos en laboratorios especializados.

Como se indica en la IAEA [15] y en ITWG [25] [26] [27] [28] [83] a la ciencia forense nuclear se le plantea la paradoja, por un lado la necesidad de caracterizar de la manera más adecuada y rápida posible la evidencia, ya sea en campo o en un laboratorio de referencia, pero al mismo tiempo, y por cuestiones legales y de seguridad del propio laboratorio forense existen unos requerimientos que impiden la entrada de un material desconocido para su análisis, es decir será conveniente y necesaria la realización de una caracterización previa de la muestra en campo. Como se ha comentado con anterioridad, la espectrometría γ , gracias a su versatilidad [28] permite la caracterización in situ de la muestra con unos requisitos de preparación muy bajos, aportando una información detallada de la actividad e isótopos mayoritarios que constituyen dicha muestra, lo que permitirá realizar una clasificación inicial de la fuente según los estándares internacionales [12].

Si se plantea un escenario tipo en donde aparece un bulto con material nuclear o radiactivo fuera del control regulador, las autoridades competentes en materia de seguridad en dicho punto de control deben abordar las siguientes preguntas que tendrá que resolver:

- ¿Qué material es? ¿Se trata de un material nuclear, radiactivo, material exento?
 - En caso de ser un material nuclear
 - ¿Qué es?: Pastillas o fragmentos de combustible nuclear irradiado (base UO_2 u óxidos mixtos UO_2/PuO_2 , fragmentos o pastillas de combustible fresco; fragmentos o pastillas de material de Pu.

- En caso de ser un material base U existen distintas clases de materiales que tendrían que ser definidas, como por ejemplo:
 - Material con un enriquecimiento en $^{235}\text{U} > 20\%_w$ – HEU (High Enriched Uranium).
 - Material con un enriquecimiento en $^{235}\text{U} < 20\%_w$ – LEU (Low Enriched Uranium).
 - Uranio natural
 - Uranio empobrecido – DU (Depleted Uranium). Se englobarían en esta categoría tanto la cola del U procedente del enriquecimiento del mineral de U como la de los combustibles irradiados.
 - Uranio procesado – Material de U producto de los procesos de extracción piro e hidrometalúrgicos.
- Material con contenido radiactivo
 - ¿Cuál es su actividad total?
 - ¿Qué isótopos están presentes en el material?
- Material exento – Material con isótopos radiactivos pero cuya actividad no supera los límites de exención [98]

Una vez se haya procedido a la resolución de esta cadena de preguntas es posible clasificar el material de acuerdo a los estándares del IAEA [12] y en el caso de que se trate de un material fuera del control de regulador, siguiendo la cadena de custodia de la evidencia forense sería posible remitir la muestra a un laboratorio que poseyera las capacidades radioquímicas necesarias para su análisis, siguiendo las recomendaciones de los organismos y grupos internacionales [15] [83] [25]. Lo que permitirá analizar y determinar los siguientes parámetros en caso de ser necesarios:

- Caracterización isotópica del material.
- Actividad total de la muestra.
- Contenido isotópico.
- Presencia de productos de fisión
- En caso de ser un material nuclear, nivel de enriquecimiento.
- Edad del material o tiempo transcurrido desde que fue sometido al último proceso de separación o enriquecimiento.

Para contestar todas estas preguntas se hace necesario:

- Emplear relaciones isotópicas a modo de cronómetros como por ejemplo el $^{214}\text{Bi}/^{234}\text{U}$.
- Estudiar los indicadores para determinar si se trata o no de U reprocesado.
- Identificar los productos de irradiación ^{232}U , ^{236}U y la presencia de productos de fisión, como el ^{137}Cs .
- Analizar cuantitativamente la muestra, es decir, ver su contenido cuantitativo, para lo que es necesario la calibración matemática con estándares conocidos o con modelos matemáticos.
- Equipos utilizados en Forense Nuclear/ Seguridad Nuclear.
- Utilización de espectrometría para la detección y caracterización de U y clasificación en función de su enriquecimiento.

En cada uno de los apartados siguientes se describen los equipos empleados para cada uno de los ensayos realizados y la metodología empleada, siempre considerando que se trata de aplicaciones donde los resultados deben tener la cualificación necesaria y asegurar que se cumple la cadena de custodia para poder ser empleados en un proceso judicial.

2.2.1 Medidas de campo espectrométricas

Con independencia de que se trate de servicios de protección radiológica o de las unidades operativas NRBQe se emplean sistemas de medida que permiten obtener información espectrométrica, a partir de la distribución en función de la energía y del número de partículas cargadas o fotones. Dicha distribución se denomina “espectro de energías”, que se obtiene en la práctica y según se muestra en la Figura 21 a partir del recuento de los impulsos eléctricos que provienen de la interacción de la radiación con el detector y su catalogación atendiendo a sus amplitudes; el espectro es un histograma del número de sucesos registrados en función de cada intervalo de amplitud de impulso o canal. El análisis de dicho espectro permite obtener información cualitativa y cuantitativa de la fuente de radiación [82].

Los sistemas espectrométricos de campo o de laboratorio constan de un detector que produce como consecuencia de la interacción con la radiación un impulso eléctrico cuya amplitud es proporcional a la energía que deposita la partícula o el fotón en el volumen activo del detector. La amplitud de estos impulsos se establece en un intervalo denominado canal, donde se realiza su recuento (analizador multicanal) para obtener un histograma de amplitudes que representa el número de sucesos registrados en función del canal, Figura 21. Todos los equipos deben ser calibrados en energía antes de su utilización; la calibración consiste en obtener la relación entre energía y canal, según la expresión siguiente:

$$Energía = a \cdot canal + b \quad <2>$$

Para ello se utilizan fuentes patrón o medios electrónicos que simulen el impulso producido por un suceso de energía conocida.

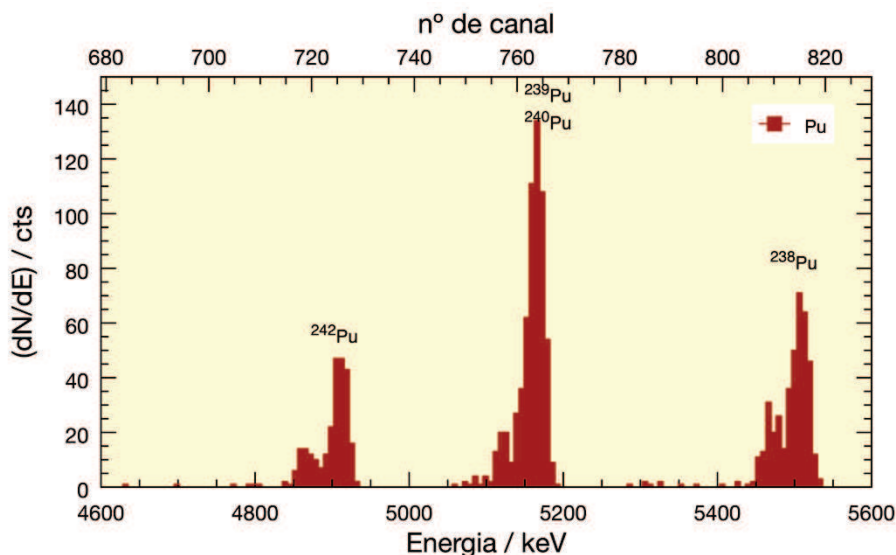


Figura 21: Espectro real de energías en espectrometría α .

El detector NaI(Tl) (Figura 22) permite medir en campo: tasa de dosis, recuento y/o identificación de radionucleidos. En la figura se muestra una sonda de este tipo, cuyo manejo es muy sencillo ya que a través de una pantalla táctil se accede a los diferentes modos de operación. Incorpora una conexión

USB para acceder y almacenar en otro soporte los datos obtenidos cuyo análisis se realiza posteriormente con un software específico.

El detector Cd, Zn y Te “CZT” (Figura 23) consta de una sonda externa de 10 cm³ y, al igual que el anterior, detecta e identifica radiación γ con mayor resolución que el detector de NaI(Tl) aunque su eficiencia es menor. Su resolución en energía de 2-2.5 % para la línea de emisión de ¹³⁷Cs de 662 keV. Dispone también de un software específico para realizar el análisis espectral.



Figura 22: Detector portátil de NaI(Tl).



Figura 23: Detector portátil de CZT.

En esta memoria se han utilizado dichos equipos espectrométricos portátiles, cuando es necesaria la identificación de los radionucleidos existentes en campo [99]. Además se han utilizado equipos de GeHp del laboratorio con más resolución en energía.

Al tratarse de ensayos en los que se desea realizar una medida de identificación semi-cuantitativa, el protocolo debe tener en cuenta la distancia detector-fuente y tiempo de medida, que debe adecuarse a las características de la fuente a identificar en cuanto a actividad y tamaño. En la Figura 24 y la Figura 25 se muestra la medida de una muestra realizada con las sondas de NaI(Tl) y CZT. Los espectros obtenidos frente a una misma muestra se muestran en la Figura 26 y la Figura 27, respectivamente.



Figura 24 Muestra caracterizada con un detector CZT.



Figura 25 Muestra caracterizada con un detector CZT y un NaI(Tl).

Un análisis comparativo de ambos espectros (ver Figura 26 y Figura 27) revela que el espectro γ obtenido con el detector CTZ (Figura 26) presenta una resolución mejor (con valores próximos a la resolución de un detector HPGe) lo que permite mejoras en la identificación de los picos del espectro. El detector de NaI(Tl) (ver Figura 26) por sus características geométricas, presenta la ventaja de tener

una eficiencia mayor, lo cual convierte al equipo en más sensible. En el apartado de resultados de esta memoria se discutirán con detalle ventajas e inconvenientes para distintas aplicaciones.

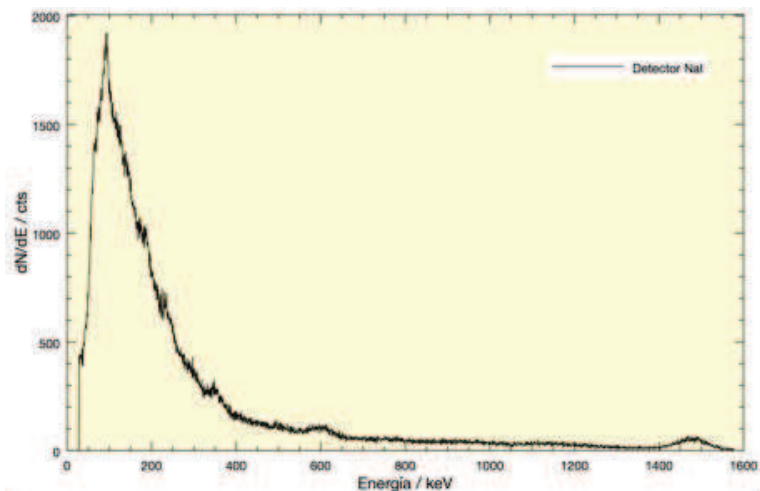


Figura 26 Espectros de la muestra para los detectores NaI(Tl), tiempos de medida 1800 s.

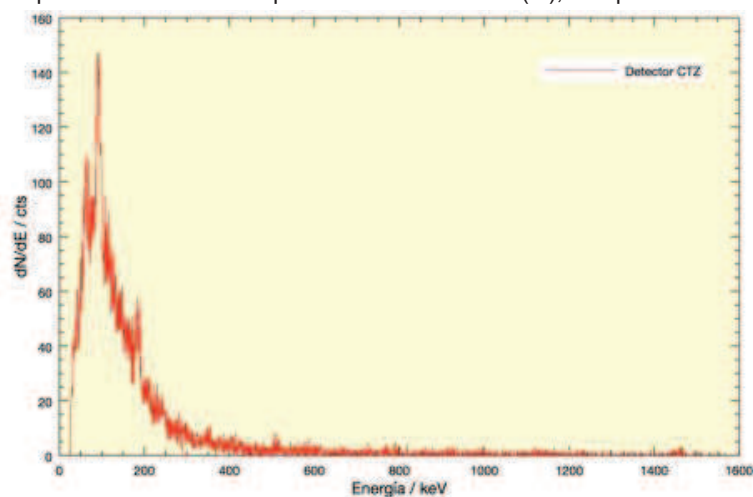


Figura 27 Espectros de la muestra para los detectores CTZ, tiempos de medida 1800 s.

2.2.1.1 Determinación de la exactitud de los equipos de tasa de dosis

De acuerdo con lo descrito por la ITWG [25], es necesario determinar la incertidumbre en las medidas realizadas por las razones siguientes:

- Parte integral de los sistemas de garantía de calidad para resultados de medición.
- Puede ser requerido por las regulaciones de acreditación de otros países afectados en la intercepción del material ilícito.
- Requerido por ISO/IEC 17025.
- Mejora la confianza y la aceptación de los resultados de medición.
- Proporciona juicio sobre la importancia de las diferencias de medición.
- Proporciona juicio sobre hipótesis y pruebas de límite.

Por estas razones se diseñaron una serie de ensayos que permitieran la determinación de la exactitud de los equipos de campo de determinación de tasa de dosis a fin de determinar su potencial de aplicación. Los equipos de campo que se ensayaron eran de las unidades NRBQe de la Guardia

Civil y del CIEMAT que se detallan en la Tabla IX. Es importante resaltar que todos los equipos estaban calibrados según lo indicado en los procedimientos de cada una de las instituciones propietarias.

Tabla IX. Relación de equipos empleados en la evaluación de determinación de tasa de dosis.

Equipo	Tipo de detector	Propietario	Ref.	Error asociado según fabricante
ATOMTEX AT1123	Plástico de Centelleo	CIEMAT	[100]	15 %
Eberline FH40F2	Geiger Müller		[101]	30 %
ROTEM RAM ION	Cámara de Ionización	UT-NRBQe Guardia Civil	[102]	10 %
identiFINDER 2	Nal(Ag)		[103]	8 %
THERMO FH40G	Contador Proporcional		[104]	20 %-
SVG2	Semiconductor		[105]	Sin información
INSPECTOR 1000	Nal(Ag) / Geiger Müller		[106]	3.5 %

Como se ha comentado en apartados anteriores, las características radiológicas de las fuentes empleadas como de referencia se muestran en la Tabla VIII. Para poder asegurar la reproducibilidad de las medidas, éstas se realizaron en una bancada, lo que permite la determinación repetitiva de las condiciones (la distancia a la fuente) y el estudio comparativo de los resultados. En la Figura 28 se muestra una serie de fotografías de la bancada diseñada y la operatividad de la misma para fijar las distancias entre la fuente y el sistema detector y poder realizar las 10 medidas con cada uno de los equipos a la misma distancia.





Figura 28: Bancada utilizada para la realización de las medidas.

Con el fin de poder corregir la actividad de las fuentes debido a su desintegración radiactiva, indicar que los ensayos fueron realizados los días 6 y 7 de marzo de 2017. La variación de la tasa de dosis en función de la distancia para cada una de ellas se ha determinado mediante la ecuación <3>. Dicho valor se comparará con el medido con cada uno de los equipos. El número de medidas realizadas para cada una de las distancias ha sido siempre al menos 10.

$$H * (10) = \frac{A \cdot \Gamma}{d^2} \quad <3>$$

2.2.2 Medida en laboratorio

La investigación forense nuclear requiere además de las medidas en campo, la toma de muestra y posterior análisis mediante técnicas espectrométricas. En esta memoria se han utilizado sistemas de medida mediante espectrometría gamma utilizando detectores de Ge ultrapuro Ge(HP) y sistemas espectrométricos para cuantificar emisores alfa utilizando detectores PIPs (Pasivated Implanted Planar Silicon), éstos son detectores tipo semiconductor

Este tipo de detectores se ha seleccionado para la medida en laboratorio bien mediante espectrometría γ utilizando detectores de semiconductor de Ge ultrapuro Ge(HP), o bien mediante espectrometría alfa con detectores PIPS con sus correspondientes cadenas electrónicas asociadas. Las medidas se han realizado en un laboratorio acreditado de acuerdo a la norma ISO/IEC 17025:2017 [107], aplicando además los requerimientos de calidad específicos para este tipo de actividades definidos en la guía MARLAP [108] que proporciona los criterios específicos a aplicar en un laboratorio radiológico para identificar los indicadores de calidad.



Figura 29: Imagen de las cámaras del de Ge ultra puro (HPGe) del laboratorio de Medidas de Protección Radiológica y sistema de refrigeración del detector.

Los detectores del sistema de espectrometría γ empleado se muestran en la Figura 29 y están insertados en un blindaje de 15 cm de espesor de Fe para reducir durante la medida la contribución de fondo. El calibrado del sistema de medida requiere dos procesos de calibrado:

- Calibrado en Energía. Se realiza empleando fuentes que proporcionen picos bien definidos y distribuidos en el intervalo de energía de interés (entre 40 – 2000 keV).
- Calibrado en Eficiencias. Consiste en obtener la relación entre el área del pico y el número de emisiones γ correspondiente a su energía producida por la fuente. La eficiencia depende de las características de la fuente (densidad, tamaño, geometría...) y de la distancia muestra-detector.

En la Figura 31 se muestran ejemplos de geometrías preparadas para realizar esta calibración. Están elaboradas por pesada a partir de un patrón de isótopos con actividad conocida. Mientras que en la Figura 30 muestra un ejemplo de la obtención de la curva de eficiencia en función de la energía para una determinada geometría. La curva se ha obtenido utilizando el programa comercial de Canberra (Genie 2000) [109].

En cuanto a la medida en laboratorio de muestras para determinar la concentración de actividad de radionucleidos emisores α , se ha seleccionado como técnica de medida la espectrometría α . Los detectores utilizados son los denominados PIPS (Pasivated, Implanted, Planar, Silicon) cuya resolución (anchura del pulso a la mitad de la altura, FWHM) para una energía de partícula de 5.5 MeV es de unos 18 keV con una superficie activa de 450 mm². El valor del fondo en el intervalo energético en el que se realizan las medidas (3 - 8 MeV) es aproximadamente 3 - 6 cuentas totales para t = 860002 s.



Figura 30: Geometrías de calibración para energía de radiación γ .

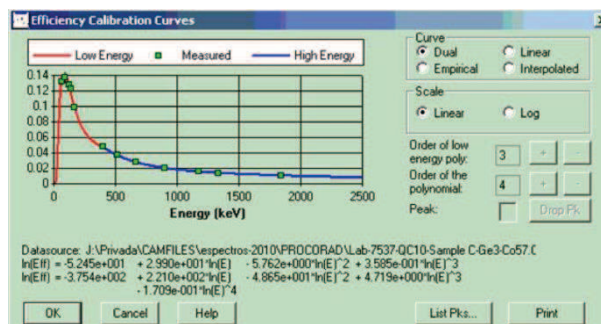


Figura 31: Curva de calibración en eficiencias.

El sistema de medida que se ha empleado en este trabajo de investigación es el denominado “ α Analyst” de la firma Canberra, que dispone de capacidad para insertar varios módulos de medida que incluyen cámaras como la que se muestra en la Figura 32; dichas cámaras están preparadas para operar en vacío, de forma que se aumenta el número de partículas alfa que llegan al detector. La fuente se coloca en un soporte que permite colocarla a la distancia requerida del detector. Todo el proceso de medida se controla desde el ordenador personal conectado al sistema de medida (incluyendo la polarización del detector). La señal eléctrica producida en la interacción de la partícula con el detector se transforma mediante la electrónica adecuada (preamplificador, amplificador, analizador multicanal,...) para obtener un espectro α como el que se muestra en la Figura 33 que corresponde a una determinación de Pu.

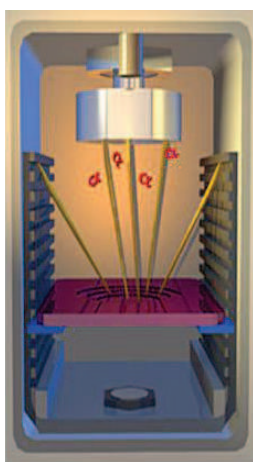


Figura 32: Esquema de una cámara para la detección de la radiación α .

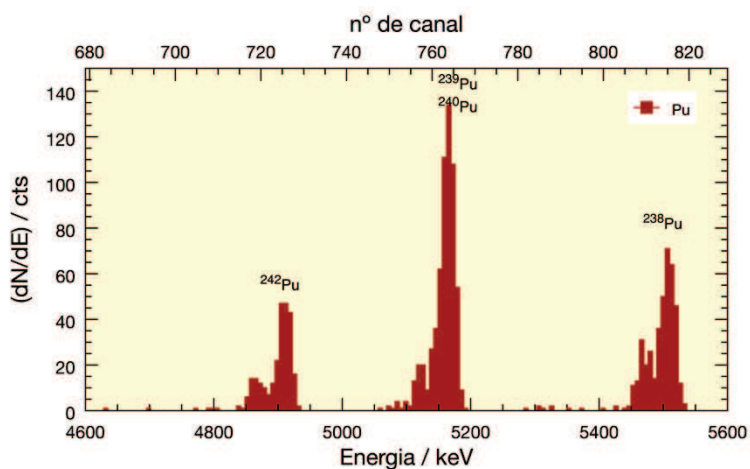


Figura 33: Espectro α de una muestra de Pu.

El análisis del espectro α se realiza con un programa comercial que permite localizar e identificar picos, determinar áreas, sustraer fondo, incluir calibrado en energías y calcular la concentración de actividad mínima detectable. Este cálculo se realiza teniendo en cuenta la eficiencia del trazador añadido y el tamaño de muestra.

Cuando es necesario llevar a cabo una cuantificación precisa de concentración de actividad α , o establecer un isotopico-tipo para que, de acuerdo con las recomendaciones del IAEA [15] [19] [110] [83] y de la ITWG [21] [25] [26] [27] [28], establecer el origen de la misma, es necesario realizar las analíticas correspondientes en un laboratorio de referencia,

Las medidas a realizar dependen del tipo de fuente. En el caso de análisis mediante espectrometría γ al tratarse de un método de análisis no destructivo, la preparación de la muestra es mínima. Sin embargo en el caso de determinaciones de emisores α , es necesario realizar previamente una separación química.

La técnica de separación más utilizada es la cromatografía de intercambio iónico combinada con extracciones líquido-líquido con disolventes orgánicos. Comercialmente existen un gran número de resinas de intercambio que permiten aislar cualquier radionucleido eligiendo la resina y el medio apropiado. En la Figura 34 se muestra un ejemplo del uso de columnas de este tipo.



Figura 34: Columnas cromatografía de intercambio iónico.

Una vez obtenida una solución en la que se ha aislado el radionucleido a determinar, es necesario obtener una fuente radiactiva en un soporte metálico (plancheta). El depósito debe ser homogéneo y del mínimo espesor para eliminar efectos como la autoabsorción [111]. En este trabajo de investigación, las fuentes se han obtenido por formación de electrodepositos sobre el cátodo de una célula electrolítica al paso de una corriente continua. En la Figura 35 se muestran los componentes de la célula electrolítica y algunas de las fuentes α obtenidas en este trabajo de investigación.

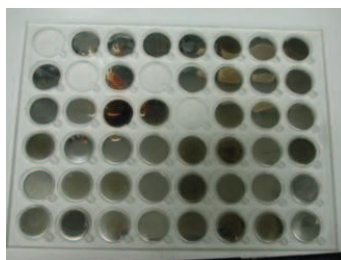


Figura 35: Componentes de la célula electrolítica y fuentes α obtenidas. **Figura 36:** Equipo de electrodeposición

En cuanto a la metodología de las medidas, de acuerdo con la guía MARLAP, los indicadores de calidad para ambas espectrometrías son los siguientes: fondo ambiental, calibrado en energía y eficiencia y resolución de picos. La guía MARLAP [108], describe el tratamiento estadístico que debe realizarse con los valores de los indicadores de calidad. Se trata de disponer de una base de datos que incluya los valores históricos de: área de picos seleccionados anchuras de pico, cuentas de fondo en regiones del espectro seleccionadas, coeficientes de las curvas de calibración en energías, eficiencias, etc.

Para cada uno de estos parámetros, es necesario establecer límites en un intervalo de variación de manera que exista una alarma cuando el valor de un parámetro exceda los límites establecidos, o cuando se produzca una variación previamente establecida respecto a los datos históricos o a un valor especificado. Adicionalmente el laboratorio participa en distintos ejercicios intercomparativos tanto a nivel nacional como internacional.

2.3 Evaluación del sistema de seguridad aeroportuario de rayos X

En este apartado se presenta la metodología empleada para la evaluación de la tasa de dosis ambiental en el entorno del sistema y la evaluación de la dosis recibidas al ser inspeccionado cuando se emplean las dos configuraciones MESMERISE [2]; La evaluación de la tasa de dosis ambiental se ha realizado para los operadores del sistema, otros empleados de seguridad que puedan estar alrededor y a las personas en espera, mientras que la evaluación de dosis personal se refiere a la que reciben las personas que están siendo sometidas a la inspección. Además, se describirán las propuestas de optimización o cambios en el diseño para cumplir con el criterio ALARA realizadas mediante la utilización de blindajes contra la radiación, distancia, etc, así como se asegurará que la radiación de fuga en cualquier punto cumple con la normativa desde cualquier superficie externa del sistema. Las medidas realizadas se mostrarán con posterioridad.

En este tipo de campaña de medidas, las magnitudes de las dosis a medir son tan pequeñas que es primordial determinar la contribución de la radiación de fondo natural, que en todos los casos se realiza como primera medida, dado que las medidas fueron realizadas en distintas ubicaciones (Bielorusia y el Reino de España).

La evaluación de dosis dispersa en el escáner, se realizó empleando tanques de plástico rellenos de agua (10 dm³ de volumen), éstos se colocaron verticalmente sobre la plataforma móvil en la posición de análisis superponiendo uno sobre otro para construir una columna de 180 cm de altura con el fin de simular a la persona inspeccionada.

Para la realización de la evaluación de la dosis recibida, en cada uno de los dos prototipos de escáner, se emplearon los equipos de campo, estos son:

- Equipos portátiles de medida de rayos X y radiación γ : Atomtex, y Bicron; mediciones en términos de tasa de dosis equivalente ambiental, $\dot{H}^*(10)$, es decir aplicable a los operadores y otros empleados y a las personas en espera.

Para las personas escaneadas:

- Cámara de ionización, las mediciones se realizaron en términos de kerma en aire.
- Dosímetros DIS-1 en la configuración I
- Dosímetros de termoluminiscencia en la configuración II

Se utilizaron las medidas determinadas mediante los dosímetros DIS-1, y dosímetros de termoluminiscencia, (en términos de dosis equivalente personal "Hp (10)"). Al objeto de comparar las medidas de éstos con las de la cámara de ionización, utilizada como referencia en ambos casos.

Una descripción más detallada de la utilización de cada uno de los equipos y para la medida de qué magnitud se realiza en los siguientes párrafos.

2.3.1 Medida de la dosis en el escáner.

En cuanto a la metodología de medida de la dosis recibida durante una inspección en el escáner en este trabajo de investigación se empleará la cámara de ionización como instrumento de referencia cuyos resultados se compararán con los de los otros equipos utilizados (dosímetros DIS y TLD).

La cámara de ionización utilizada para la realización de la medida de verificación de kerma en aire es un equipo calibrado metrológicamente en Bielorrusia (dentro del proyecto MESMERISE [2]).

Se situaron los sistemas de medida a distintas alturas tal como se muestra en la Figura 37

El sistema de medida de los dosímetros DIS está compuesto por un lector de dosímetros, el dosímetro DIS en sí, y un ordenador, tal y como se muestra en la Figura 38. El resultado de la medida puede realizarse de dos modos distintos, off site, o lectura directa en la propia pantalla del lector u “on line” en el caso en que se mantenga la conexión con el ordenador.

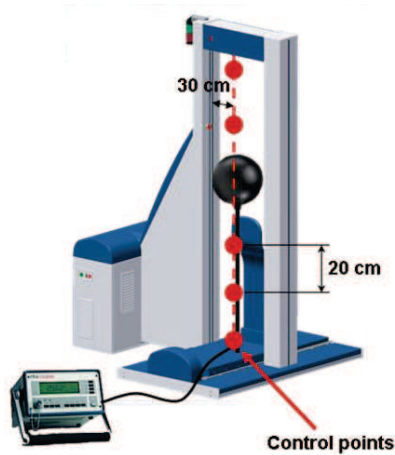


Figura 37: Medida de Hp(10) con la cámara de ionización [112].



Figura 38: Sistema lector de dosímetros [113].

En el caso de los resultados obtenidos en esta memoria de investigación las lecturas de las dosis se realizaron “off site” sin conexión al ordenador; si bien, se empleó el programa “RADOS dosimeter” para la puesta a punto de los dosímetros. En la Figura 39 se muestran unas pantalla del programa.

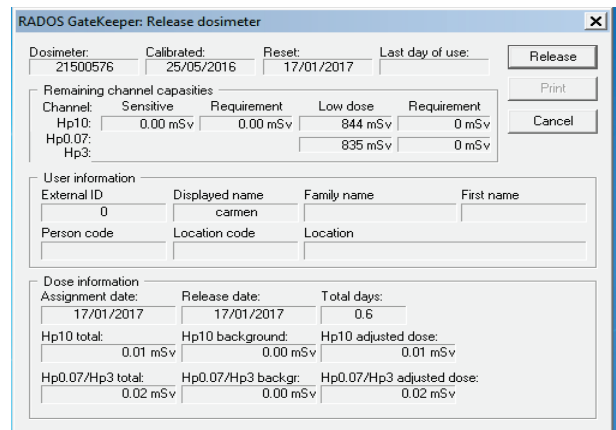
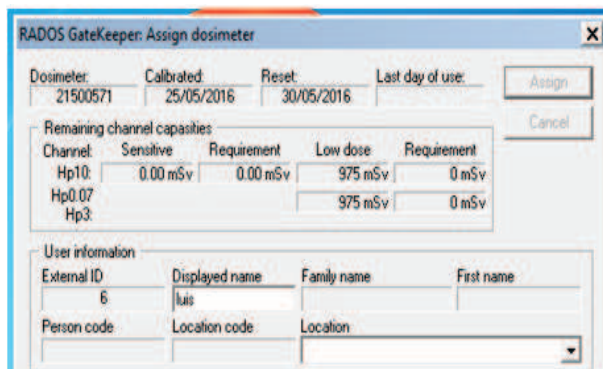


Figura 39: Distintas pantalla en la utilización del software del lector de dosímetros DIS.

En el caso de los dosímetros TLD tras su irradiación, fueron remitidos para su evaluación por el Servicio de Dosimetría Personal Externa de una empresa española dedicada a la inspección reglamentaria e industrial, empresa autorizada por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y

revalidada después de pasar con éxito las inspecciones periódicas que realiza el propio CSN. Este servicio de dosimetría personal ha sido parte de las campañas de intercomparación organizadas por el CSN a nivel nacional, siempre con unos resultados satisfactorios. En el apartado de resultados de esta memoria se discuten en detalle las medidas realizadas y su comparación frente a los resultados obtenidos con la cámara de ionización.

2.3.2 Medida de la radiación de fuga

En base a lo indicado en el artículo 26 de la Directiva 2013/59 / EURATOM [98], cualquier sistema de rayos X sujeto a exención de notificación no debería causar, en condiciones de funcionamiento normales, una tasa de dosis equivalente ambiental superior a $1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ a distancia de 0.1 m desde cualquier superficie accesible. Por lo que ha sido necesario realizar esta medida que permita verificar la eficacia del diseño de protección en el escáner, lo que se denomina radiación de fuga.

Con la finalidad de obtener y determinar los valores más conservadores que nos permitan establecer si el equipo cumple o no con los requerimientos exigidos, todas las medidas se realizaron bajo parámetros de operación máximos del equipo, es decir:

- Configuración I: el voltaje del ánodo y la corriente del tubo corresponden a 160 kV, 1.2 mA y 7 s de funcionamiento a una distancia mayor de 10 cm de la superficie de la fuente de rayos X y los paneles del colimador.
- Configuración II con las modificaciones siguientes respecto de la configuración I: 200 kV y 2.5 mA.

Las medidas realizadas para la verificación de blindaje contra la radiación consistieron en varias series en las que se modificó la configuración del sistema:

- Con una tapa de Pb (5 mm de Pb y 15 mm de acero) en lugar de la ranura del colimador y el obturador abiertos.
- Con la ranura del colimador y el obturador cerrado.
- Con la rendija del colimador y el obturador abiertos

Las medidas realizadas empleando el monitor portátil de tasa de dosis ATOMTEX AT1123 se llevaron a cabo siguiendo el procedimiento que a continuación se describe:

- Antes de comenzar esta prueba, se retira la ranura de salida del colimador y se monta una cubierta de Pb (4 mm de espesor) en su lugar.
 - Se ejecuta el programa de prueba ajustando el voltaje del ánodo y la corriente del tubo que corresponden al modo más crítico de trabajo del escáner (160 kV y 1.2 mA y 200 kV y 2.5 mA, para la configuración I o la II, respectivamente).
 - Se enciende la fuente de rayos X correspondiente y se ejecuta el calentamiento de la misma si es necesario.
 - Se abre el obturador y se inician las series de medidas de la tasa de dosis equivalente ambiental " $\dot{H}^*(10)$ " sobre la superficie (a una distancia de 10 cm) de la caja de la fuente de rayos X y los paneles colimadores como se muestra en la Figura 40.
- Se retira la tapa de Pb y se vuelve a montar la ranura del colimador.
 - Se repite la serie de medidas en la región del haz primario cuando el obturador está cerrado.

- Las fugas de radiación en cualquier punto de la superficie exterior del escáner a una distancia de 10 cm de la superficie, incluida la región del haz primario, no deberán exceder de $1 \mu\text{Sv/h}$, en términos de dosis equivalente ambiental.
- Se abre el obturador y se repiten las medidas de la viga situada en la parte vertical del detector (como se indica en la imagen, Figura 41). La fuga de radiación en cualquier punto situado en el blindaje del haz a una distancia de 10 cm de la superficie exterior del portal de radiación no deberá exceder de $1.0 \mu\text{Sv/h}$, en términos de dosis equivalente ambiental.

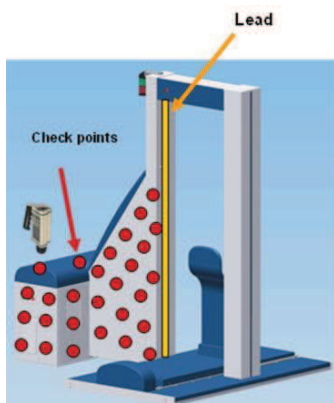


Figura 40: Determinación de la radiación de fuga.



Figura 41: Imágenes durante la medida de la radiación de fuga.

2.3.3 Medida de la dosis personal recibida por inspección

En los escáneres de seguridad utilizados en puertos y aeropuertos debe asegurarse que la persona que está siendo escaneada, considerada como público, no reciba dosis debida a la operación del escáner por encima de la "restricción de dosis" establecida por el regulador. El cumplimiento del primer requisito exige la realización de medidas en el propio escáner para la evaluación dosimétrica personal. Por este motivo, se diseñó una metodología para la determinación de la dosis recibida en el escáner de acuerdo con una selección de los equipos de medida que permitieran la más correcta evaluación desde el punto de vista de protección radiológica de todo el personal implicado en la práctica.

Cuando es necesario medir magnitudes como el kerma, que exigen una elevada calidad de la medida realizada, uno de los detectores que más se emplean son los detectores de ionización gaseosa y en particular la cámara de ionización, que consta de un contenedor con un volumen de aire (u otro gas) al que se le aplica un voltaje entre dos electrodos. Cuando la cámara es expuesta a la radiación, se generan iones cargados eléctricamente en el volumen de aire y estos iones cargados son recolectados en el electrodo con carga opuesta. El número de iones creados es proporcional a la energía depositada en el volumen de aire. Se utiliza un electrómetro para medir la corriente eléctrica o carga generada. La cantidad de carga producida por unidad de masa de aire es medida como exposición, la cual es proporcional al kerma en aire. Si el volumen de aire no está cerrado, (cámara abierta) la masa de aire tendrá que corregirse según factores de presión y temperatura.

En el caso del escáner aeroportuario, para la realización de las medidas habrá que tener en cuenta en la elección de la instrumentación los siguientes factores: la dosis de radiación a medir puede estar muy próxima al valor correspondiente al fondo radiactivo natural, la energía de la radiación dependerá del voltaje del ánodo del tubo, el tiempo de respuesta del equipo debe ser el adecuado, las

eficiencias de los equipos varían en función de la energía a la que se enfrente. Por tanto, el detector más adecuado es aquél que muestre una respuesta uniforme en energía en el intervalo de energía a medir (entre 100 – 300 keV) y debe tener una resolución óptima en tiempo, además debe tenerse en cuenta que el aumento del tamaño del detector aumenta la eficiencia y mejora el límite de detección, y que cuanto menor dependencia exista con el ángulo de medición se obtendrá mayor fiabilidad en la medida y mayor reproducibilidad (ver Tabla X).

Tabla X: Características de los sistemas de medida utilizados.

Sistema	Descripción	Aplicación	Comentarios
Detectores portátiles	Cámara de ionización (10 l)	Kerma en aire	Medidas en campo Calibrado metrológico
Dosímetros TLD	Detector pasivo Termoluminiscente	Medida de dosis equivalente personal Hp(10)(*)	Medidas en campo (calibración en dosis equivalente personal)
Dosímetros DIS	Cámara de ionización	Medida de dosis equivalente personal Hp (10).	Medidas en campo (calibración en dosis equivalente personal)
Detectores portátiles	Ionización gaseosa y plásticos centelleo	Medida de dosis equivalente ambiental H*(d).	Medidas en campo (calibración en dosis equivalente personal)
Espectrometría γ NaI (TI)	Centelleo sólido Detectores portátiles	Medida de emisores γ (cualitativa)	Calibración en energía para identificación de radionucleidos.
Espectrometría γ CTZ	Detectores portátiles	Medida de emisores γ (cualitativa)	Calibración en energía para identificación de radionucleidos.
Espectrometría α	Medida en laboratorio Detectores PIPS.	Medida de emisores alfa en muestras.	Separación química previa. LD muy bajos ($\text{mBq}\cdot\text{g}^{-1}$)
Espectrometría γ	Medida en laboratorio Detectores Ge	Medida de emisores γ (cuali y cuantitativa)	Medida en laboratorio Análisis no destructivo LD $\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$

(*) Dosis equivalente ambiental $H^*(d)$: Dosis equivalente en un punto determinado de un campo de radiación que sería producida por el correspondiente campo expandido y alineado en la esfera ICRU, a una profundidad "d" sobre el radio opuesto a la dirección del campo alineado. El nombre especial de la unidad de la dosis equivalente ambiental es el Sievert (Sv). Para radiaciones penetrantes se considera $d=10$ mm y se designa como $H^*(10)$.

(**) Dosis equivalente personal $H_p(d)$: Dosis equivalente en tejidos blandos a una profundidad adecuada "d" por debajo de un punto determinado del cuerpo.

A partir de estas consideraciones, en esta memoria de investigación se seleccionó la cámara de ionización esférica de 10 dm^3 , ya que este diseño está optimizado para la medida de la radiación ionizante en la protección radiológica, el volumen sensible es elevado y su construcción esférica garantiza una respuesta casi uniforme a la radiación desde todas las direcciones. Además, al poseer un capa delgada de Al en la superficie de la pared interior, presenta un mayor rendimiento fotoeléctrico para compensar la absorción de rayos X blandos y se consigue una respuesta energética muy uniforme. Indicar que en el intervalo de energía de 45 keV - 1.3 MeV el error instrumental asociado a la medida es de $\pm 1.3 \%$. Características que le confieren al sistema una respuesta energética superior, excelente reproducibilidad, poca dependencia direccional y estabilidad a largo plazo y que sea muy adecuada para mediciones de bajo nivel de radiación. En todos los cálculos realizados en esta memoria se considera el punto de referencia de la cámara el centro de la esfera.

El electrómetro y la cámara de ionización utilizada en esta memoria (cedidos por la empresa ADANI) para realizar las mediciones de tasa de dosis de los escáneres se muestran en la Figura 42, la Figura 43 y la Figura 44, respectivamente.



Figura 42: Imagen de un electrómetro.



Figura 43: Imagen de una cámara de ionización.

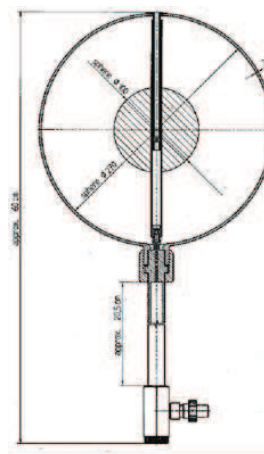


Figura 44: Plano de una cámara de ionización [114].

En esta memoria de investigación para la determinación de los distintos parámetros, además de esta cámara, se emplearon dosímetros DIS y TLDs.

Los dosímetros DIS están basados en una cámara de ionización combinada con una célula de memoria electrónica de almacén de iones directo, más concretamente se trata de los dosímetros personales Rados DIS-1, que pueden leerse de forma infinita y no destructiva sin pérdida de información sobre la dosis. Esta característica permite leer la dosis acumulada del DIS-1 cuando sea necesario. El intervalo de medida del equipo DIS-1 cubre todas las energías de fotones y β de $H_p(10)$ y $H_p(0.07)$. Este equipo presenta la capacidad de operar en campos pulsados y un alto rendimiento a dosis altas. El DIS-1 permite la detección de iones pesados de alta energía y su inmunidad a cualquier interferencia externa es inigualable. No hay desviaciones en las lecturas de dosis incluso en campos EM o RF muy altos.

Este detector almacena la información en la célula de memoria de estado sólido no volátil. La Figura 45 muestra la estructura de una celda de memoria EEPROM analógica estándar. La carga en la compuerta flotante se puede configurar a un nivel predeterminado produciendo un túnel de electrones a través de la capa de óxido. La carga se almacena de forma permanente en la puerta debido al hecho de que para el intervalo de temperatura de funcionamiento normal, los electrones tienen una probabilidad muy baja de superar las barreras de energía en las intercaras de óxido de metal y óxido de silicio. Es esencial durante la fabricación un nivel de pureza alto en el proceso de formación de dióxido de silicio de estos dispositivos para liberar el óxido en cualquier portador de carga móvil, de los cuales los iones Na son generalmente los mayoritarios. La lectura de la información almacenada se lleva a cabo midiendo la conductividad del canal del transistor sin alterar la carga almacenada.

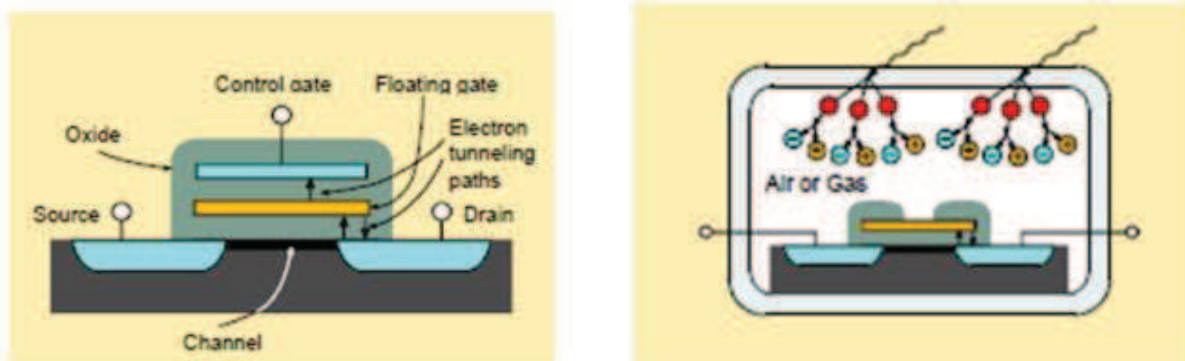


Figura 45: Estructura de la célula de memoria analógica en dosímetro DIS [113].

Para que la radiación ionizante tenga un efecto sobre la carga almacenada, se debe llevar una nueva carga a la puerta o se debe eliminar una carga existente. La radiación ionizante incidente en la capa de óxido producirá pares de electrones pero, debido a la muy baja movilidad de los portadores de carga en el óxido, la recombinación se produce con una alta eficiencia y la mayor parte de la carga libre se neutraliza antes de que pueda pasar el interfaz metalóxido. Por lo tanto, los dosímetros de MOS, que se basan en este principio, tienen un nivel muy bajo de sensibilidad a las radiaciones ionizantes y no son lo suficientemente sensibles para las aplicaciones de protección radiológica.

En el dosímetro DIS, la capa de óxido que rodea la puerta flotante tiene una abertura que permite que la superficie de la puerta flotante esté en contacto directo con el aire circundante (o cualquier otro gas). Ahora cualquier radiación ionizante incidente en el aire o gas produce pares de iones de electrones con una movilidad extremadamente alta y, en caso de que haya un campo eléctrico alrededor de la puerta flotante, estos portadores de carga serán transferidos eficientemente a la puerta antes de que ocurra cualquier recombinación.

La cámara de iones se forma de manera efectiva entre la pared y la puerta flotante rodeando toda la estructura con una pared conductora, como se ilustra en la Figura 45. Para la radiación por fotones, las interacciones iniciales tienen lugar en el material de la pared y los electrones secundarios formados ionizan el aire o gas entre la pared y la puerta. Si la pared es lo suficientemente delgada, las partículas cargadas pueden transferir la totalidad o parte de su energía directamente al espacio de aire o gas. Los dosímetros empleados constan de 5 elementos, 3 para la medida de dosis profunda y 2 para la medida de dosis superficial. En la Tabla XI se muestra una descripción más detallada.

Tabla XI: Elementos de dosis profunda DIS-1.

3 elementos de dosis profunda Hp(10)		
DS (Deep Small Dose)	1 - 4500	µSv
DL(Deep Large Dose)	0,01 - 1000	mSv
DH (Deep High Dose)	0.1 -10 / 40	Sv
2 elementos de dosis superficial Hp(0.07)		
SL (Shallow Large Dose)	0.01-1000	mSv
SH (Shallow High Dose)	0.1-10 / 40	Sv

De todos los elementos que los dosímetros DIS-1 poseen, el que utilizará el sistema en el intervalo de medida de interés será el elemento DS, con un límite de detección de 1 µSv para Hp(10). En la la Figura 46 y Figura 47 se observa que este elemento ofrece una sobrerrespuesta de hasta más

de un 120 %; por lo que se decidió modificar las condiciones iniciales de trabajo del escáner al objeto de que la dosis resultante sea de 10 - 20 μSv .

Hay que subrayar que todas las medidas se realizaron con cámaras de ionización de 10 dm^3 calibradas en términos de kerma en aire y los dosímetros DIS y los de termoluminiscencia, calibrados en términos de $\text{Hp}(10)$. En el apartado de resultados de esta memoria se discute la comparación de los resultados obtenidos con los distintos sistemas de medida.

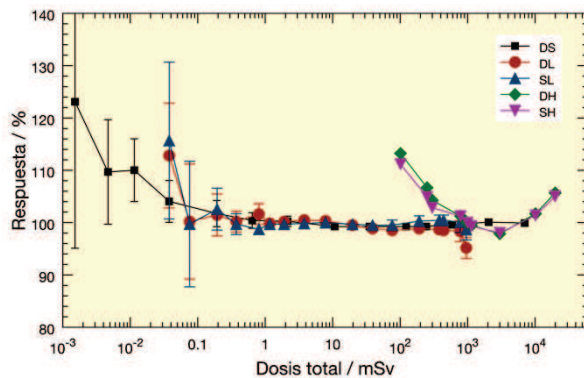


Figura 46: Respuesta relativa de los dosímetros DIS según indicaciones del fabricante [115].

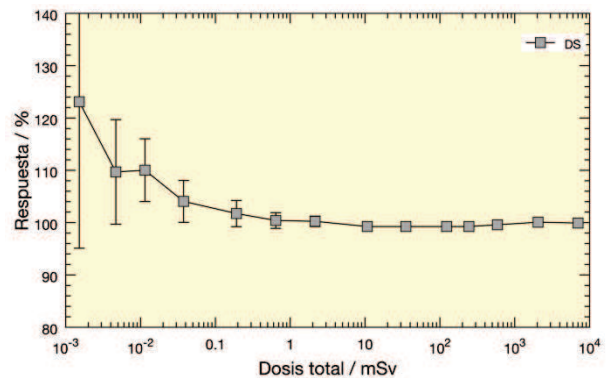


Figura 47: Detalle de Figura para elemento DS [115]. Del dosímetro DIS. Datos del suministrador.

La medida de dosis equivalente personal se realiza también mediante dosímetros pasivos TLD (solo para el caso de la segunda configuración del escáner). Se trata de dispositivos que contienen uno o varios detectores con alguna propiedad que, sin intervención del usuario, permite acumular la información sobre la cantidad de dosis recibida debida a las radiaciones ionizantes que se extrae en un proceso posterior de evaluación.

Se denomina termoluminiscencia (TL) [81] a la emisión de luz que presentan ciertas sustancias sólidas cristalinas al ser calentadas después de haber sido expuestas a radiación ionizante. Es un proceso físico en dos fases (excitación y relajación) que puede explicarse mediante un modelo sencillo de bandas de energía [81], Figura 48, donde la Banda de Conducción (BC) está separada de la Banda de Valencia (BV) por un intervalo de energías no permitidas que se denomina banda prohibida o 'gap' (hueco). Debido a la presencia de impurezas y elementos dopantes en el sólido cristalino, aparecen niveles discretos en la banda prohibida que se denominan trampas T y centros de recombinación R. En el intervalo de temperaturas (-10 a 60 °C) los materiales TL son aislantes eléctricos y por tanto no existen portadores de carga libres en la BC.

En la etapa de excitación, la radiación ionizante incidente transfiere energía suficiente a electrones ligados en la BV, actuando desde ese momento como electrones libres en la BC. La mayoría de los electrones libres recién creados regresan inmediatamente a la BV (recombinación directa), pero algunos quedan atrapados en las trampas T situados en la banda prohibida aunque cerca de la BC. El detector queda en un estado metaestable donde la población de electrones atrapados en las trampas es proporcional a la dosis absorbida. En la BV se produce un fenómeno similar creándose 'huecos' cuya movilidad es mucho más reducida que la de los electrones en la BV. El detector permanece en este estado indefinidamente si bien se producen recombinaciones espontáneas que dependen fundamentalmente de la temperatura ambiente. Este efecto es común en todos los procesos activados térmicamente y se conoce como 'fading' o desvanecimiento y sus efectos deben ser considerados en las evaluaciones dosimétricas. La relajación en los materiales TL se consigue mediante la aplicación de calor en el cual los electrones atrapados son devueltos nuevamente a la BC gracias a la energía térmica recibida. De nuevo la mayoría de los electrones en la BC tenderán a relajarse mediante

recombinación directa, pero una fracción se recombinará en los niveles discretos (centros de recombinación R) situados en la banda prohibida pero próximos a la BV, produciéndose la emisión de luz cuya intensidad será proporcional a la dosis absorbida en el detector. La lectura de estos dosímetros por cuestiones de calidad y de equipamiento fue realizada por un laboratorio acreditado.

Por todo el razonamiento indicado con anterioridad y a modo de resumen, indicar que los equipos seleccionados han sido:

- Cámara de ionización esférica para medida de kerma en aire, K_{air} (Figura 42, Figura 43 y Figura 44).
- Dosímetros TLD y dosímetros DIS para la medida de $H_p(10)$ en el escáner (Figura 49 y Figura 50).

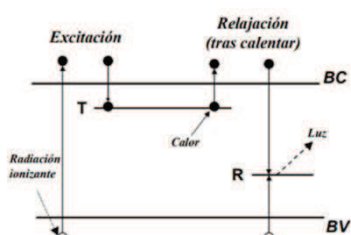


Figura 48: Modelo Bandas TLD.



Figura 49: Imagen del Dosímetro TLD.



Figura 50: Imagen del Dosímetro DIS-1.

2.3.3.1 Procedimiento de medida individuo escaneado

El procedimiento seguido en todas las series de medida para la determinación de la dosis efectiva fue el siguiente:

- Para la medida se utilizó un dosímetro universal UNIDOS E de cámara de ionización de 10 dm^3 , además de los DIS-1 y TLDs
- Se colocó el sistema de medida fijo en la plataforma móvil de inspección fijando la cámara de ionización (por ejemplo en un trípode).
- El centro de la cámara de ionización se situó a 30 cm de la rendija del colimador de salida y 20 cm por encima de la superficie de la plataforma (ver Figura 37).
- Se procede a la realización automática del escaneo siguiendo el procedimiento descrito en el Manual del operador y se mide el kerma en aire en el primer punto de control para el momento del escaneo.
- Cada serie de medidas consta al menos de 5 valores realizados en condiciones idénticas. Los valores que se reportan en este trabajo son el promedio de cada una de esta serie de valores.
- Se repite el procedimiento de medida para cada una de las alturas seleccionadas (ver la Figura 37).

A partir de los promedios de las medidas realizadas es posible determinar cual es el valor medio máximo de kerma en aire de la serie de medidas realizadas y se calcula la dosis efectiva de referencia E_{RED} (μSv) por inspección empleando la ecuación que se presenta a continuación:

$$E_{RED} = K_{air} \cdot C \quad <4>$$

donde:

- E_{RED} es la dosis efectiva de referencia en Sv
- K_{air} es el kerma en aire medido en Gy
- $C = 1.14$, en Sv/Gy, coeficiente de conversión kerma en aire a la Dosis Efectiva de Referencia según ANSI N43-17-2009 [76].

La dosis efectiva está definida en la publicación 116 de ICRP 2010 [116] como la suma de todas las dosis equivalentes en el órgano o tejido multiplicadas por los factores de ponderación correspondientes y viene dada por la expresión:

$$E = \sum_T W_T H_T = \sum_{T,R} W_R W_T D_{TR} \quad <5>$$

donde:

- H_T es la dosis equivalente en un órgano o tejido T,
- D_{TR} es la dosis absorbida en un órgano o tejido T de radiación de tipo R
- W_T es el factor de ponderación para ese tejido
- W_R es el factor de ponderación para cada tipo de radiación

El sumatorio se realiza sobre órganos y tejidos considerados sensibles a la inducción de efectos estocásticos. La unidad de dosis efectiva es julio por kilogramo ($J \text{ kg}^{-1}$), y su nombre especial es Sievert (Sv), estos factores están disponibles en la publicación 103 de ICRP 2007 [75]

Es importante mencionar que la dosis efectiva que proviene de un escáner de seguridad, una vez estimada ésta en primera instancia, si se cambia una de las variables que afecta a la dosis, ésta puede recalcularse cuando permanecen todas las demás variables fijas, si las condiciones de operación de éste son conocidas. Así, siempre se podría construir una tabla, en la que se detallara estas Dosis efectivas de acuerdo al kilovoltaje o intensidad de corriente de cada generador de rayos X, esto siempre que el filtro o el emplazamiento permanezca siendo el mismo.

Teniendo en cuenta esto y sabiendo que, con independencia de las configuraciones, el sistema estudiado permite controlar la dosis que se produce por inspección, es posible incrementar la corriente del tubo y el tiempo de exposición hasta los valores máximos que permiten las configuraciones y así poder realizar las distintas series de medidas con una precisión mayor. Las medidas realizadas con esta metodología o procedimiento necesitarán ser extrapoladas a las condiciones normales de operación "condiciones estándares", para lo que será necesario utilizar la expresión siguiente:

$$E_{inspección} = E_{medida} \frac{i_{inspección} \cdot t_{inspección}}{i_{medida} \cdot t_{medida}} \quad <6>$$

donde:

- E_{medida} corresponde con el valor medido de la dosis efectiva
- i_{medida} la intensidad de corriente del ánodo.
- t_{medida} , el tiempo de escaneo utilizados en las pruebas.

- $I_{inspección}$ y $t_{inspección}$ - la corriente del ánodo y el tiempo de escaneo especificado para cada una de las inspecciones realizadas

La magnitud operacional recomendada para la estimación de dosis por exposición externa es la dosis equivalente personal, $H_p(10)$, definida como la dosis equivalente en tejido blando a una profundidad “d” por debajo de un punto determinado del cuerpo. Para una profundidad de 10 mm. $H_p(10)$, es una estimación razonablemente conservadora de la dosis efectiva.

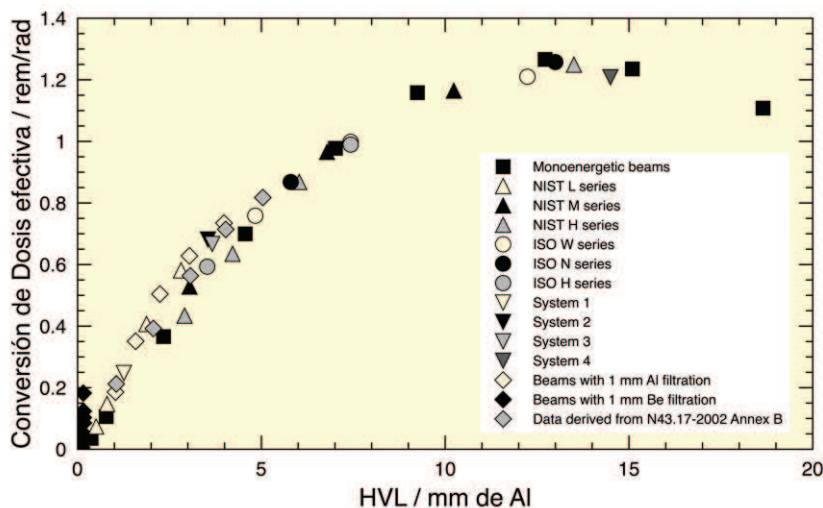


Figura 51: Factor de conversión a dosis efectiva [76].

Es importante recordar que en el caso de los sistemas de inspección - escáneres de clase A (sistemas de cuerpo completo y de uso general), la dosis efectiva de referencia no debe superar $0.25 \mu\text{Sv}$ por inspección según lo indicado en la norma ANSI/HPS N43.17-2009 [76] o $0.30 \mu\text{Sv}$ según el criterio de restricción de dosis de 1/3 de la dosis límite para una práctica. En esta memoria se presentan las medidas realizadas para comprobar si el sistema con independencia de las configuraciones cumple con dicho requisito.

Las series de medidas para la configuración I se realizaron considerando distintas condiciones:

- El escáner rodeado de blindaje
- El escáner ubicado en un área abierta accesible sin zonas restringidas.

En ambos casos los parámetros de operación de la fuente de rayos X fijados fueron los siguientes: 160 kV, 0.2 mA y 7 s. En todos los casos y siguiendo la metodología empleada en la memoria las series de medidas constaban al menos de 5 valores de los que en la memoria se presenta el valor promedio de las medidas realizadas a las alturas seleccionadas respecto de la superficie de la plataforma (es decir intervalos de 20 cm, ver Figura 37), con la cámara de ionización fija en un trípode colocado en la plataforma móvil con el centro de dicha cámara de ionización a 30 cm de distancia de la rendija del colimador de salida. A partir de dichos valores medidos con la cámara de ionización de 10 dm^3 , es posible determinar la magnitud dosis efectiva a través de la magnitud kerma en aire empleando la ecuación <4> (ver Figura 52).

Las series de medidas para la configuración II se realizaron de la misma manera pero en este caso a 200 kV y 1.2 mA.



Figura 52: Evaluación de dosis de la persona escaneada.

2.3.3.2 Ajustes en los procedimientos de medidas

Se realizaron una serie de pruebas al objeto de diseñar el procedimiento de medida con los dosímetros. Con tal fin se realizaron tres tipos diferentes de ensayos con los dosímetros DIS:

- Determinación de la tasa de dosis con tanques de agua como maniquí.
- Medida con un maniquí de metal
- Medida sin maniquí.

Para ahorrar tiempo y ser más efectivo, se intentó realizar el ensayo colocando los dosímetros en la barra y haciendo las mediciones a la vez que se realizaban con la cámara de ionización, pero se observaron grandes diferencias entre unos resultados y otros. El ensayo se realizó finalmente con maniquí de plástico simulando la persona ya que en este caso se trataba de ver la magnitud $H_p(10)$ y es más correcto. En la Figura 53 se muestran distintas imágenes correspondientes a cada uno de los ensayos que se realizaron hasta acordar como llevar a cabo el procedimiento de medida.



Figura 53: Imágenes de distintos ensayos para la evaluación de dosis de la persona escaneada.

2.3.3.3 Límite de detección de la metodología de medida y validación de los dosímetros DIS-1 y TLD

Uno de los aspectos a tener en cuenta cuando se trabaja con valores de dosis tan bajas, es el límite de detección de la tecnología empleada, debemos asegurar que éste es suficiente como para que sea superado, y en caso de que esto no ocurriera informar que los resultados obtenidos están por debajo este límite de detección. En este trabajo, se ha decidido llevar al escáner a condiciones de trabajo que permitan que los dosímetros utilizados puedan detectar los valores de $H^*(10)$ sin problema.

Según la información suministrada por el fabricante el límite de detección del equipo - dosímetro - es $1 \mu\text{Sv}$ [117]. Dado que se supone que la dosis por inspección se encuentra en el intervalo de $0.25 - 0.30 \mu\text{Sv}$, para una determinación fiable, el límite de detección debería ser al menos de un orden de magnitud inferior al valor de interés, es decir de unos $0.025 \mu\text{Sv}$, hecho que no se cumple en el caso de los dosímetros disponibles, luego será necesario modificar las condiciones de la fuente y de la inspección, es decir, diferencia de potencial y tiempo de exposición, número de escáner realizados por medida para aumentar la dosis registrada. Los registros obtenidos podrán ser extrapolados empleando la ecuación <4>, comentada con anterioridad.

Teniendo en cuenta esto, es posible considerar las opciones siguientes para la determinación de las medidas:

- Incrementar el tiempo de apertura del obturador por inspección, el equipo por diseño tiene un límite máximo de 14 s.
- Incrementar el número inspecciones para llegar a un tiempo más elevado, lo que aumenta proporcionalmente la dosis registrada.
- Incrementar la diferencia de potencial de la fuente de rayos X. Como se ha indicado con anterioridad las medidas se realizan a la capacidad máxima del diseño.
- Incrementar la tensión del tubo de rayos X.

Las medidas recopiladas en esta memoria, cuando se ha trabajado con dosímetros DIS, se realizaron a la intensidad máxima de cada una de las configuraciones del sistema (en la configuración I se realizan con una intensidad del tubo de 1.2 mA en lugar de 0.2 mA, que corresponde con el valor de operación) y también se incrementó hasta 10 el número de inspecciones llegando a un tiempo de 70 s.

Además de asegurar que así, las medidas realizadas por los dosímetros DIS superan su límite de detección, esta serie de ensayos permitirá, comparando los resultados de estos con los de la cámara que son tomados como de referencia determinar la exactitud de la medida, que como su definición indica es la proximidad entre el valor medido y el valor verdadero del mesurando. Así pues, una medición es más exacta cuanto más pequeño es el error de medida. Para su determinación se empleará la ecuación siguiente:

$$\varepsilon_{rel} = \frac{X_i - X}{X} \cdot 100 \quad <7>$$

dónde:

ε_{rel} = error relativo o desviación respecto al valor verdadero en %.

X_i = valor medido.

X = valor verdadero, tomado como referencia el de la cámara de 10 dm^3 .

Por último será necesario indicar cual es la precisión de las medidas⁴ que se presentan en esta memoria, para lo que a partir de los registros obtenidos se determina la precisión mediante el análisis de la dispersión de los registros, calculando el coeficiente de variación “CV(%)” según la expresión que se incluye a continuación:

$$CV(\%) = \frac{\sigma}{\mu} \cdot 100 \quad <8>$$

dónde:

μ = Media aritmética.

σ = Desviación estándar de las determinaciones.

Inicialmente, como requerimiento de validación del método se han establecido unos valores para exactitud y precisión cuyo cumplimiento permitirán validar las medidas realizadas; dichos valores se recopilan en la Tabla XII:

Tabla XII: Requisitos de exactitud y precisión establecidos.

Hp(10)	Exactitud (%)	Precisión (%)
1 - 10 LD	25	30
10 - 100 LD	25	30

En esta memoria se usan distintos tipos de dosímetros comerciales. El dosímetro tipo DIS-1 se muestra en la Figura 50 (usado en la primera configuración I del sistema) y los dosímetros TLDs (utilizados en la configuración II) se muestran en la Figura 49, y Figura 54, también, en la Figura 55, se presenta un esquema de éste en su interior.

En los dosímetros de termoluminiscencia los materiales seleccionados han sido $\text{CaSO}_4:\text{Tm}$, $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Cu,Ag}$. Son materiales sintéticos dopados con pequeñas cantidades de impurezas que aportan las trampas y centros de recombinación en la banda prohibida. Los sistemas basados en $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Cu}$ tienen una característica de respuesta a la radiación que es muy similar a la del tejido humano, respondiendo precisamente en un amplio intervalo de energías tanto a los rayos X, como a la radiación γ . Además, debido a sus características físicas se trata de un material delgado que permite medir las dosis absorbidas por la piel. Por otro lado, los sistemas que emplean $\text{CaSO}_4:\text{Tm}$ presentan una sensibilidad mayor, lo que les permite detectar dosis absorbidas menores, rayos X de baja energía y de manera separada a las dosis debidas a radiación γ en dichos sistemas (ver Figura 54 y Figura 55).

⁴ Se define como la proximidad entre las indicaciones o valores medidos de un mismo mesurando, obtenidos en mediciones repetidas, bajo unas condiciones específicas.



Figura 54: Dosímetro TLD.

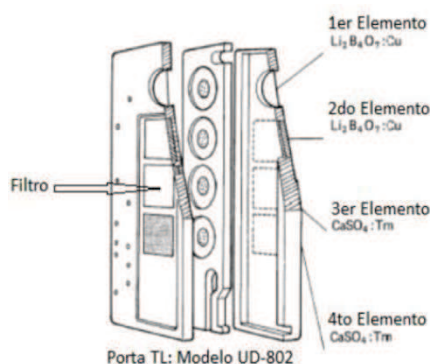


Figura 55: Construcción de un TLD de 4 elementos [118].

En esta memoria se realizaron una batería de ensayos que permiten determinar la dosis equivalente ambiental, esta magnitud se ha utilizado al verificar que no hay radiación de fuga y para evaluar la dosis tanto del operador como de las personas en espera, para lo que se utilizaron detectores de centelleo de plástico. Éstos consisten en material centelleador, un tubo fotomultiplicador y componentes electrónicos asociados. Cuando el centelleador está expuesto a la radiación ionizante, una porción de la energía absorbida se libera inmediatamente en forma de luz visible. La luz se dirige al tubo fotomultiplicador, que lo convierte en una señal eléctrica amplificada. Puede ser muy sensible y además tiene la ventaja de que la señal es proporcional a la energía absorbida en el cristal. Si el circuito eléctrico mide la corriente o la carga producida (en lugar de contar la cantidad de pulsos eléctricos producidos), la medición resultante es una indicación de la dosis. El sistema de medida empleado para este fin es el ATOMTEX AT1121 (ver Figura 49, Figura 50 y Figura 57, respectivamente) y mide rayos X y radiación γ .

2.3.4 Medida de la dosis recibida por el operador

La tasa de dosis es un parámetro fundamental de la vigilancia radiológica y se realiza con equipos portátiles de distintos tipos. Las unidades operativas NRBQ o los servicios de protección radiológica deben realizar medidas en campo que permitan de manera rápida identificar el riesgo radiológico y realizar acotamientos para limitarlo tal y como se establece en la Directriz Básica de Planificación de Protección Civil ante el riesgo radiológico y la Guía técnica del CSN para su desarrollo [119].

Los equipos de medida de tasa de dosis cuentan con detectores de ionización gaseosa o plásticos de centelleo cuyo efecto cuando interaccionan con la radiación es la ionización de un gas y/o la excitación del material de centelleo, [120] y ambos tipos de detectores se han utilizado en esta memoria (ver Tabla XIII, Figura 56 y Figura 57).

Tabla XIII: Equipos empleados en la determinación de tasas de dosis.

Equipo	Método de medida	Ref.	exactitud
ATOMTEX AT1123	Plástico de Centelleo	[100]	15 %
Eberline FH40F2	Ionización gaseosa	[101]	30 %

Adicionalmente la evaluación del riesgo radiológico del público en espera y del operador se realizó con este mismo tipo de equipos. En concreto, se ha utilizado el ATOMTEX AT1123, detector de centelleo plástico. Consiste en material centelleador, un tubo fotomultiplicador (o detector de luz de

estado sólido) y componentes electrónicos asociados. Cuando el centelleador está expuesto a la radiación ionizante, una porción de la energía absorbida se libera inmediatamente en forma de luz visible. La luz se dirige al tubo fotomultiplicador, que lo convierte en una señal eléctrica amplificada. Puede ser muy sensible y además tiene la ventaja de que la señal es proporcional a la energía absorbida en el cristal. Si el circuito eléctrico mide la corriente o la carga producida (en lugar de contar la cantidad de pulsos eléctricos producidos), la medición resultante es una indicación de la radiación que atraviesa el detector. El equipo usado en esta serie de ensayos fueron los dosímetros de rayos X y rayos γ y el ATOMTEX AT1121, que se muestra en Figura 54, Figura 56 y Figura 57, respectivamente.

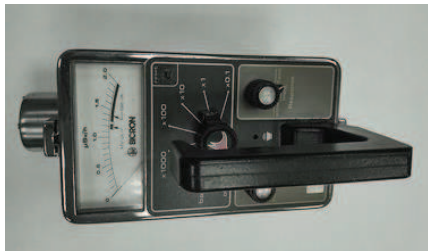


Figura 56: Imagen del equipo Bicon.



Figura 57: Imagen del equipo Atomtex.

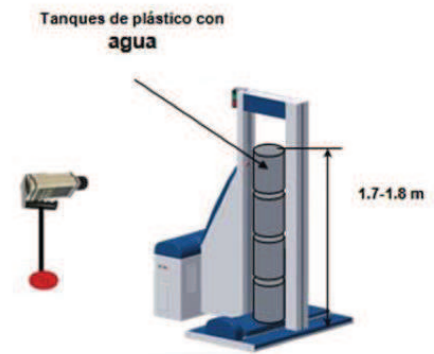


Figura 58: Evaluación de la dosis al operador.

Para la determinación de $H_p(10)$ se emplearon los sistemas siguientes: dosímetros portátiles, Bicon y Atomtex AT1123 (ver Figura 49, Figura 56, y Figura 57, respectivamente). La metodología de los ensayos es similar a la comentada en apartados anteriores, es decir, se colocan los tanques de plástico con agua ($10 - 20 \text{ dm}^3$), uno sobre el otro para hacer una columna de la altura total de $170 - 180 \text{ cm}$, en el punto del operador. A continuación, se pone en marcha el sistema de escaneado y se mide la $H^*(10)$ en el lugar de trabajo del operador. Las series de medidas en este caso constan de 10 repeticiones para establecer el promedio de los resultados. Los valores de los registros obtenidos permiten determinar el valor de la tasa de dosis $\dot{H}^*(10)$ ($\mu\text{Sv/h}$) en el lugar de trabajo del operador utilizando la fórmula:

$$\dot{H}^*(10) \left(\frac{\mu\text{Sv}}{\text{h}} \right) = H^*(10) \cdot \text{Factor de ocupación} \quad <9>$$

El factor de ocupación (el seleccionado en esta memoria es, de forma conservadora, igual a "1" para 2000 h de trabajo/año) sirve para corregir la dosis que recibe el operador con respecto al tiempo real que está en su puesto de trabajo frente al escáner. También se podría corregir la dosis teniendo en cuenta el rendimiento técnico máximo del escáner (escáneres/h), es decir, restando el tiempo muerto entre exploraciones repetidas, este rendimiento dependerá también de las habilidades del operador, el número de personas que pasan por la inspección en un sitio particular de instalación y los requisitos de seguridad.

Es importante mencionar que al encontrarse miembros del público en el área deben cumplirse las restricciones de dosis para esta fuente particular

2.3.5 Medida de la dosis recibida en la zona de espera

Para la determinación de este parámetro se empleó un dosímetro portátil y el AT1123, pudiéndose utilizar cualquier otro equipo con las especificaciones adecuadas. En primer lugar, se procedió a la señalización y caracterización del área de exclusión alrededor del escáner. Las dimensiones del área de exclusión dependen de la dosis por inspección especificada, el tiempo de escaneado, el rendimiento del sistema y el factor de ocupación. El área de exclusión viene determinada por la determinación de zonas donde la dosis por inspección de $0.25 \mu\text{Sv}$, tiempo de exploración de 7 s, factor de ocupación de 1 y rendimiento máximo de 360 inspecciones/h, se muestra en la Figura 59.

Lo mismo que en los casos anteriores se procedió a la colocación de los tanques de plástico con agua ($10 - 20 \text{ dm}^3$), formando una columna de altura entre 170 - 180 cm, simulando lo realizado en la plataforma móvil simulando una persona bajo inspección como se muestra en la Figura 58 y se procede al escaneado siguiendo el procedimiento lo que permite medir la dosis equivalente ambiental " $H^*(10)$ " en cada punto de control (ver Figura 59) durante el tiempo de escaneado. Las series para estas medidas constan de al menos 5 repeticiones, siendo el valor reflejado en la memoria el promedio de los registros en cada una de las situaciones. Empleando la ecuación <9> es posible determinar la tasa de dosis ambiental en cada uno de los puntos " $\dot{H}^*(10)(\mu\text{Sv/h})$ ".

En este caso es necesario considerar el mismo escenario conservador que en el caso del operador es decir: el rendimiento máximo técnico del escáner es de 360 escáneres/h. Al tratarse de miembros del público en el área por restricciones ALARA, la tasa de dosis equivalente ambiental debe ser la mínima posible.

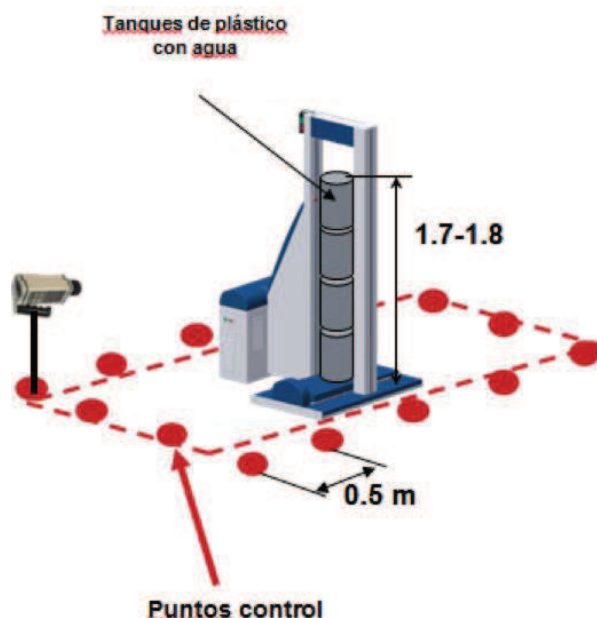


Figura 59: Evaluación de dosis alrededor de la zona de exclusión.

2.4 Comportamiento de los equipos utilizados en diferentes protocolos de seguridad

Antes de iniciar las medidas de campo, se debe comprobar que el equipo cumple los requerimientos de calidad establecidos para ser utilizado. La incertidumbre es un parámetro asociado con el resultado de una medida que caracteriza la dispersión de los valores que podrían ser razonablemente atribuidos al mesurando. Para minimizar dicha incertidumbre deben utilizarse los factores de calidad adecuados, redactar protocolos que permitan eliminar errores sistemáticos así como asegurar que las medidas las realizan técnicos con el adecuado entrenamiento.

Los equipos de medida de dosis equivalente ambiental utilizados en este trabajo de investigación han sido calibrados por el Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes, LMRI, del CIEMAT. Además, previamente a su utilización se realizará una verificación que consiste en realizar cuando sea necesario una corrección por el decaimiento de la actividad desde la fecha de calibración a la fecha de medida y calcular las tasas de dosis teóricas a las distintas distancias a las que se realizarán las medidas.

Además se realizan al menos 5 medidas de fondo con el equipo y pruebas de linealidad para distintas tasas de dosis. Para ello se coloca el equipo centrado y a distintas distancias fuente-detector, teniendo en cuenta la ubicación del centro del detector. Dependiendo de la actividad de la fuente y de su tasa de dosis teórica, utilizar distancias a las que la tasa de dosis teórica esté dentro del rango de medida del equipo.

Se realizan 5 medidas para cada distancia y cada fuente, se obtiene el valor neto de cada medida restando la media del fondo, se anota el valor obtenido en el formato correspondiente y se calcula la media. Se comprueba que dentro de cada grupo de medidas los valores obtenidos no difieren más de un 15% (indicativo de la repetibilidad y por tanto de la posible reproducibilidad del equipo) mediante el coeficiente de variación definido por la desviación estándar expresada como porcentaje de la media, es decir:

$$H * (10) = \frac{A \cdot \Gamma}{d^2} \quad <10>$$

$$CV(\%) = \frac{S_x}{\frac{\sum_{i=1}^n x_i}{n} \cdot 100} \quad <11>$$

$$S_x = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}{n - 1}} \quad <12>$$

Se verificará que los valores obtenidos del equipo no difieran más del 15 % respecto a los valores teóricos de la fuente patrón a cada una de las distancias.

Si se dispone de fuentes adecuadas, se realizará la verificación con varias fuentes e intervalo de energía de emisión distinto, lo que permitirá comprobar la dependencia de la respuesta frente a la energía.

3. Resultados y Discusión

3.1 Detección de fuentes fuera del control regulador

Una de las tareas realizadas en este trabajo de investigación fue la colaboración con las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado para la formación y realización de ejercicios de campo que mejoren la capacitación de los equipos y permitan evaluar los procedimientos y en su caso su modificación. Estos trabajos han dado lugar a diferentes publicaciones y ponencias en congresos [23] [24] [88] [89] [90] [99].

En todas ellas se parte del escenario base donde como consecuencia de la implantación de una cultura de seguridad en un país [7], en nuestro caso el Reino de España, en uno de los puntos de control establecidos donde existe un destacamento de Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado, se detecta un material nuclear o radiactivo fuera del control regulador. Normalmente, y dado que como se refleja en la Tabla I, se trata de pequeñas cantidades y éste es un material con una densidad elevada, el modo más común de localizar la existencia de un material nuclear o radiactivo ilícito es mediante la detección de la radiación emitida por alguno de los radionucleidos contenidos en dicho material.

En el Reino de España existen sistemas de control de mercancías en aduanas, puertos y aeropuertos que chequean los bultos para la detección del posible tráfico ilegal de materiales entre los que se encuentra el material nuclear y radiactivo, según los acuerdos internacionales firmados [29] [50] [51] [54], la detección de éstos debe comunicarse posteriormente a los organismos internacionales pertinentes.

Una vez detectado el material nuclear o radiactivo, en primer lugar se determina la tasa de dosis y, si fuera posible, un análisis semicuantitativo que permita identificar su naturaleza, actividad total y clasificación de la fuente según el IAEA [12]. Toda esta información se puede obtener mediante la utilización de técnicas espectrométricas γ in situ [28]. Por tanto y como establece en su documentación la IAEA [15], cada país tiene que constituir unidades formadas y preparadas en la detección de materiales nucleares y radiactivos, dichas unidades deberán poseer una capacitación y formación continua en los principios básicos de estos materiales y en las técnicas y equipos empleados en campo, además de protocolizar todas sus actuaciones con este tipo de materiales.

Si se analiza el escenario donde ya se ha producido un ataque o acto NRBQe, desde el punto de vista forense nuclear de recolección de evidencias [15] [25] y de actuación en emergencias [121], existen distintas fases de actuación que podemos clasificar de la manera siguiente:

- Urgente, comprende el intervalo de minutos a horas, cuyo objetivo más importante es la confirmación de la amenaza y las medidas de protección, acotación de zonas, rescate de personal afectado,...
- Inmediata, en el intervalo entre horas a días, cuyo objetivo es la evaluación del impacto, actuación forense nuclear para la selección de evidencias, análisis y primeros resultados que permitan determinar cuál es el tipo y la extensión de la contaminación y la tasa de dosis ambiental,...

- Tardía, comprendida entre días a meses, cuyo objetivo es la evaluación de la zona afectada, toma de medidas de remediación, identificación y datación de la fuente, búsqueda en la base de datos nacional para determinar su propietario y procedencia...

Como se puede observar en todas estas fases hay aspectos operativos y forenses que se entremezclan con un enfoque diferente, la detección, identificación y mitigación de los agentes nucleares y radiactivos que necesitan la aportación de información para la toma de decisiones de manera rápida e inequívoca, por un lado, y, por otro lado, la recolección de evidencias forenses, que permitan la identificación de los responsables y su incriminación desde un punto de vista de la ciencia forense clásica para la cumplimentación adecuada de un proceso judicial, es decir, se necesita la coordinación de la información rápida, adecuada y veraz a la sociedad. Esto último es clave dado que el objetivo de cualquier ataque es menoscabar la credibilidad de la sociedad en las instituciones del Estado. Todas estas tareas para su adecuada respuesta necesitan que, de manera continua, se mejore la capacitación y se entrenen los procedimientos de actuación de dichas unidades para lo que será necesaria la realización de ejercicios que cubran estos apartados.

En el caso de un escenario de atentado NRBQe, la ciencia forense nuclear durante la fase urgente y la intermedia deberá centrarse en el estudio y realización de las tareas siguientes:

- Localización de los isótopos radiactivos dispersos.
 - Caracterización de la nube radiactiva si hubiera, por ejemplo en el caso de una explosión o la utilización de un DDR.
 - Delimitación de zonas.
- Actuaciones ALARA. Apoyo a la protección radiológica de afectados e intervinientes
 - Gestión del tiempo y de la exposición a la que se ven sometidos los primeros intervinientes.
 - Estrategia y habilidad de maniobra.
 - Contaminación de personas – Descontaminación
 - Contaminación de animales
- Contaminación de materiales
 - Determinación de los niveles de deposición del suelo.
- Descontaminación de las áreas afectadas.

Todas estas tareas son complejas y exigen de un conocimiento exhaustivo de los equipos de medida con los que se va a trabajar, su sensibilidad, su exactitud, su eficiencia, su resolución (si se trata de equipos espectrométricos), respuesta angular, precisión⁵ [25] [83]; es decir, las unidades deberán tener un conocimiento experto en el manejo de los equipos, cuanto mejor sea dicho conocimiento, mejor será la respuesta de la unidad a los requerimientos exigidos

En escenarios complejos, como por ejemplo la detonación de una bomba sucia, o cualquier otro artefacto explosivo que produzca una nube radiactiva (aerosoles dispersos en el aire, es decir partículas con una distribución de tamaño de partícula < 10 µm) de material nuclear o simplemente la pérdida de una fuente encapsulada de poca actividad exigirán, con independencias de la fase en la respuesta a la emergencia, la determinación y actuación en aspectos operativos y/o forenses nuclear o

⁵ Todos deben estar calibrados, mínimo en ¹³⁷Cs, pero sería conveniente que fuera en varias energías para saber cuál es la respuesta frente a ellas. Si bien algunos equipos indican en su manual cuán es este parámetro es importante certificarlo.

clásica que exijan saber cual es el parámetro a medir y la metodología más adecuada para su determinación y con qué equipo será más rápida su medida y con cuál más precisa.

Como consecuencia de los acuerdos marcos firmados en el CIEMAT, más concretamente en la Subdirección de Seguridad y Mejora de las Instalaciones con el Ministerio del Interior, más concretamente la Guardia Civil y con el Ministerio de Defensa, en concreto la colaboración con el Regimiento NBQ Valencia nº 1, en el grupo de investigación se han desarrollado una serie de ejercicios, de capacitación que exigieron la realización de una investigación previa que se presenta en esta memoria de investigación. Algunos de los resultados obtenidos en esta memoria de investigación forman parte de un proyecto de investigación de 4 años financiado por el IAEA en el área de la ciencia forense nuclear [122].

Para poder abordar el reto de la capacitación de este personal fue necesario realizar una evaluación de las posibles amenazas y los escenarios que podrían aparecer, esta memoria de investigación se centra en la detección e identificación por lo que siguiendo las guías de la ITWG [25] [27] [28] [83], engloba la espectrometría γ que a continuación se detalla en los siguientes apartados.

3.1.1 Detección de materiales nucleares

Como se ha mencionado en apartados anteriores y están reflejados en la Tabla I a la Tabla V existen evidencias de la existencia de un tráfico ilícito de materiales nucleares y por lo tanto de una amenaza a la sociedad [96], por lo que es necesario capacitar a los primeros intervinientes en la metodología de caracterización de materiales nucleares “con sus propias herramientas de trabajo”. Además, algunas de nuestras Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado no sólo intervienen en el territorio nacional, sino que como consecuencia de los acuerdos internacionales pueden encontrarse en otros escenarios más complejos donde incluso se puedan encontrar otro tipo de materiales nucleares en zonas de guerra o incluso disperso en el ambiente [92], lo cual exigirá su detección.

El objetivo de este trabajo es, siguiendo los principios de la disciplina forense nuclear [15] [21] [25] [28], evaluar la respuesta de la tecnología disponible por los primeros intervinientes (espectrometría γ en campo) frente a materiales nucleares base U y determinar cuál es la máxima información que pudieran obtener estas unidades en campo y de manera previa a cualquier análisis radioquímico posterior que pudiera ser realizado en un laboratorio de referencia dónde se realizaría la confirmación.

A tal efecto se seleccionaron distintos materiales nucleares base U de los que se disponían en el grupo de investigación, es decir: uranita (mineral de U), U procesado, U empobrecido y U enriquecido. Estos materiales servirán y se utilizarán para la formación práctica de los primeros intervinientes.

En primer lugar se realizó el análisis mediante espectrometría γ en los laboratorios del CIEMAT de todas las muestras utilizando detectores de semiconductor de Ge “HPGe” y los procedimientos establecidos en el laboratorio [123]. La adquisición, visualización y análisis de los espectros se realiza mediante un programa que permite realizar la localización de picos, cálculo y corrección de áreas, identificación de radionucleidos y cálculo de la actividad y límites de detección [109]. En la Figura 60, la Figura 61, la Figura 62 y la Figura 63 se muestran los espectros γ de los materiales comentados con anterioridad. Como se puede observar, existen notables diferencias en los espectros obtenidos para los distintos tipos de muestras, tal y como se describe en los apartados siguientes.

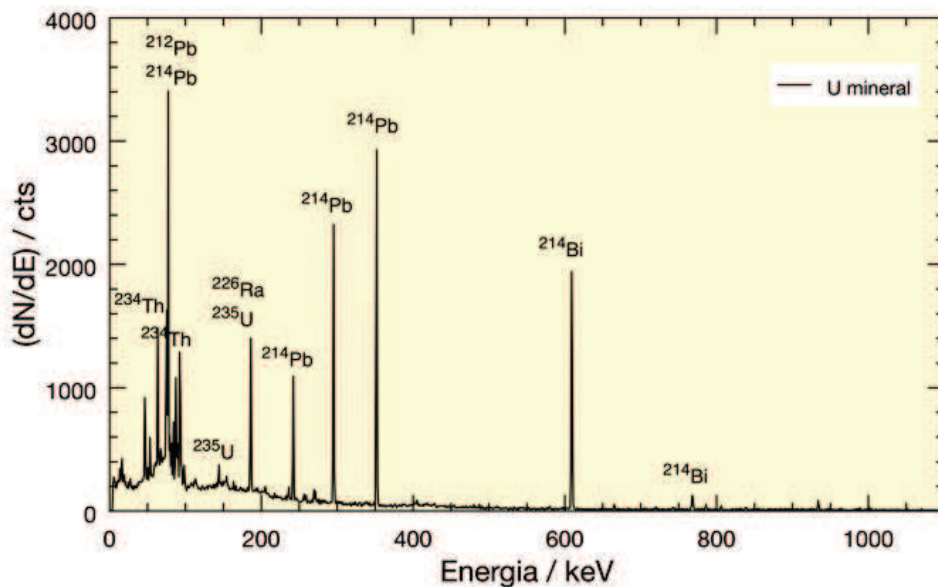


Figura 60: Espectro γ de mineral de U obtenidos con detector de Ge.

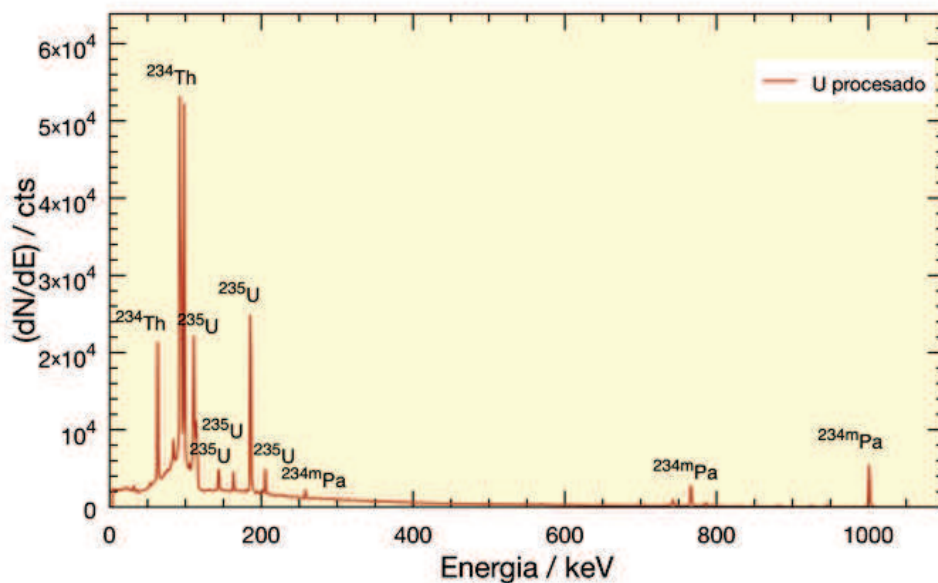


Figura 61: Espectro γ de U procesado obtenido con detector de Ge.

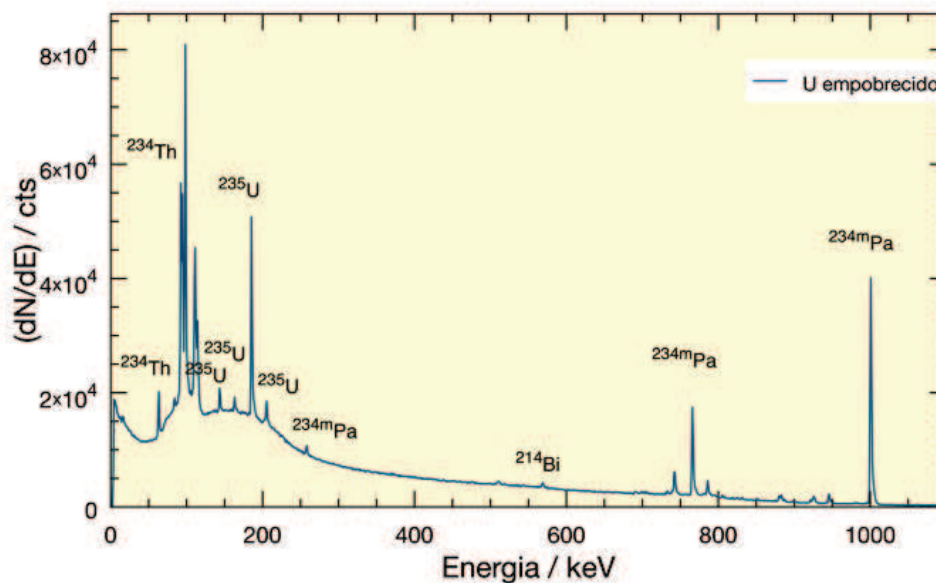


Figura 62: Espectro γ de U empobrecido obtenido con detector de Ge.

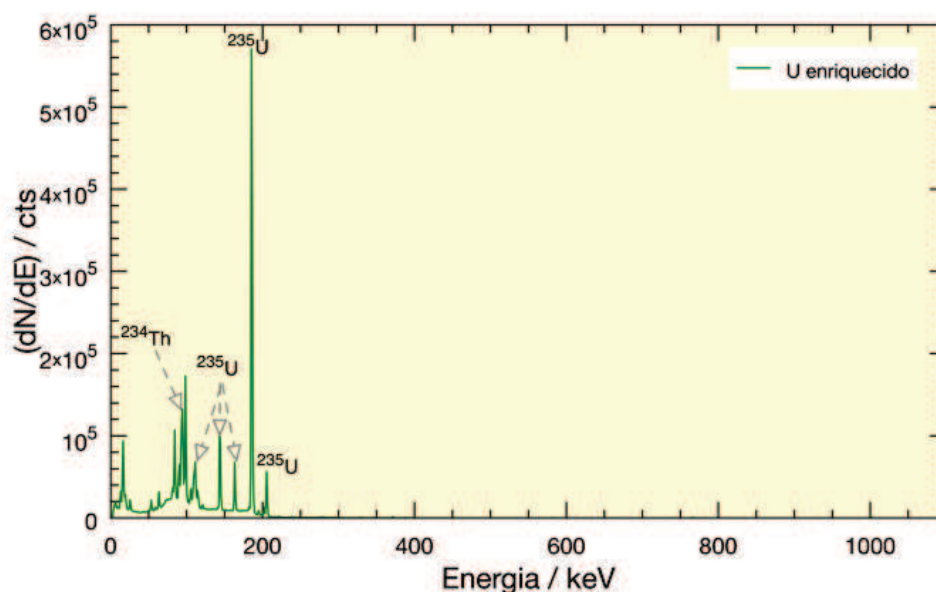


Figura 63: Espectros γ de U enriquecido obtenido con detector de Ge.

Dado que el objeto es el diseño de un ejercicio práctico donde los participantes, utilizando sus equipos de trabajo y procedimientos tendrán que realizar las medidas espectrométricas de las 5 muestras y obtener la máxima información al respecto; es necesario determinar cuál es la dotación reglamentaria que se empleará para la medida, en estos casos se utilizarán detectores de CZT (CdZnTe) y los clásicos de campo con sondas de NaI(Tl). Dichos equipos permiten la detección de los materiales como se demostrará, pero para que puedan ser evaluados correctamente los espectros obtenidos, con independencia de que se utilicen bases de datos de reconocimiento de picos será necesaria la realización de una etapa previa de formación imprescindible para la detección (como se mostrará a continuación) y reconocimiento de los distintos materiales base U en función de los espectros γ obtenidos in situ de cada uno de ellos. Esto permitirá que los primeros intervinientes sean conscientes de la versatilidad de sus equipos, qué información pueden obtener de la técnica, sus

límites de detección y su precisión y así por último, evaluar los procedimientos de actuación por si fuera necesaria su modificación.

A modo de resumen indicar que en la fase de formación previa para la detección de materiales nucleares base U, se debe hacer hincapié en la explicación en las diferencias espectrales que se pueden esperar en función de cada uno de los materiales y por las razones que se han discutido en el apartado 2.1.1.1. En primer lugar se deberá explicar la serie radiactiva del ^{238}U y del ^{235}U (Figura 64 y Figura 65, respectivamente), haciendo un especial hincapié en las transiciones que producen una emisión γ que serán las únicas detectadas por la espectrometría aplicada.

Los siguientes conceptos que son necesarios conocer son las cadenas de las series radiactivas y los procesos de separación metalúrgica que ha sufrido el material, ser capaces de entender el espectro de emisión γ teórico que tendría ese material. Así se comprenderá que de la serie radiactiva del ^{238}U y del ^{235}U (Figura 64 y Figura 65, respectivamente) se espera el espectro teórico que se muestra en la Figura 66 y la Figura 67, respectivamente. Luego si se entienden los procesos que ocurren se podrá determinar qué material es; por ejemplo, como se puede observar en estos espectros teóricos Figura 67, el ^{238}U no emite radiación γ , pero siempre puede analizarse a través de sus descendientes.

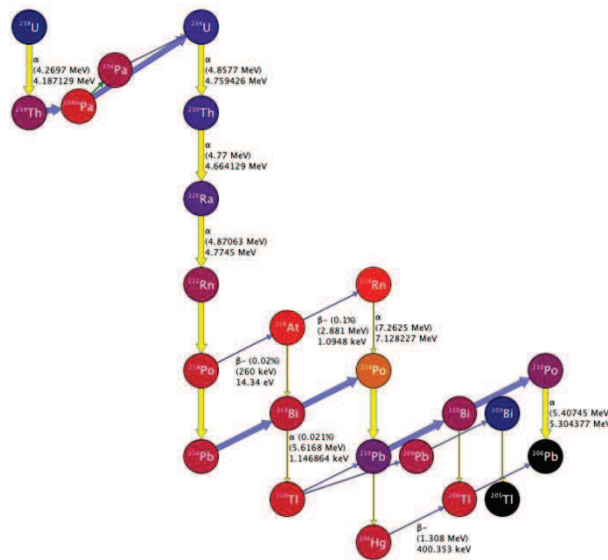


Figura 64: Serie radiactiva del ^{238}U y emisiones de sus descendientes [94].

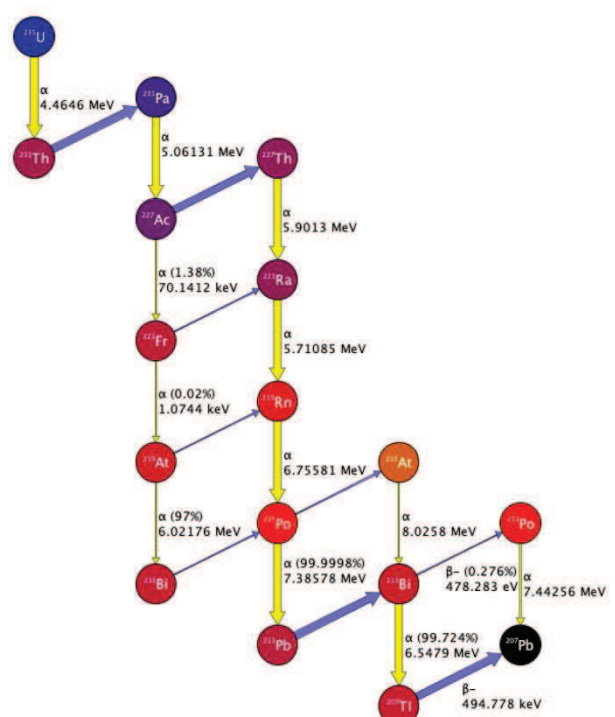


Figura 65: Serie radiactiva del ^{235}U y emisiones de sus descendientes [94].

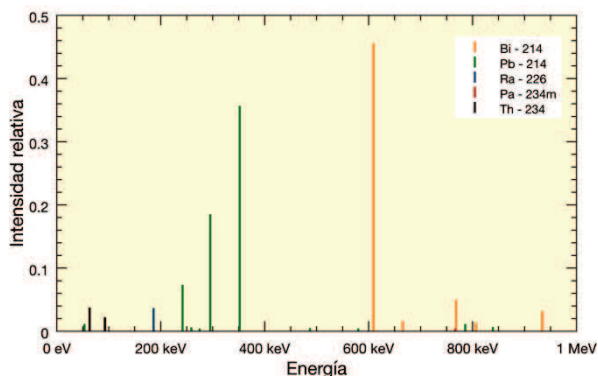


Figura 66: Espectro y teórico de la serie radiactiva del ^{238}U (Figura 64) [94].

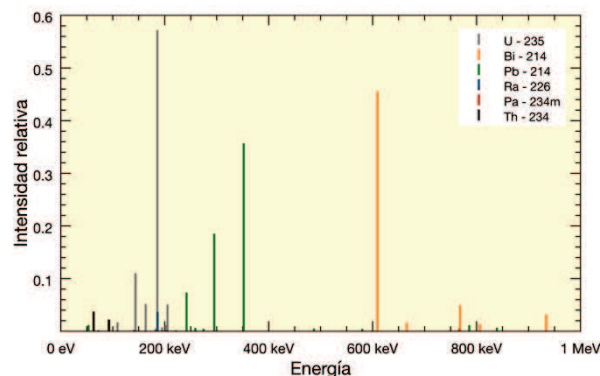


Figura 67: Espectro y teórico de la serie radiactiva del ^{238}U y el ^{235}U (Figura 64 y Figura 65) [94].

El paso siguiente es analizar cada uno de los materiales con los equipos de campo, al objeto de comprobar las diferencias espectrales respecto de los teóricos y los de referencia (ver Figura 60, Figura 61, Figura 62 y Figura 63 que fueron obtenidas con detectores de Ge). En la Figura 68, la Figura 69, la Figura 70 y la Figura 71 se muestran los espectros obtenidos para el caso del mineral de U, el U procesado, U empobrecido y el U enriquecido, respectivamente⁶. La comparación de estos espectros muestran las diferencias claras de los espectros obtenidos; por ejemplo en el caso del mineral de U no se detectan todos los isótopos beta-gamma de la serie, mientras que en los espectros del U procesado no se detectan ^{226}Ra y sus descendientes (comparar Figura 60 vs Figura 68, observar la gran diferencia con respecto a resolución espectral, es decir resolución de los picos o anchura a media altura). El objetivo fue conocer y establecer la sensibilidad de los equipos de campo utilizados para la identificación de las muestras y constatar que, si bien la resolución de los picos en los espectros obtenidos con los sistemas de medida portátiles es menor que cuando las muestras se miden con detectores del laboratorio, es posible distinguir entre minerales de U y materiales base U (U procesado). El estudio comparativo de los espectros obtenidos con los materiales base U (Figura 68) revela que en los minerales de U – U natural – se detectan los picos correspondientes a todos los isótopos de la serie del U mientras que en el caso del material de U procesado no se detectan (ver Figura 69), como consecuencia de su extracción durante su procesado.

Al objeto de facilitar al lector la comprensión en la Figura 72, la Figura 73, la Figura 74 y la Figura 75, se representan de forma comparativa los espectros γ obtenidos con HPGe y con NaI(Tl) para cada uno de los materiales analizados. Además, se indican todos los picos que se resuelven con el HPGe y en rojo aquellos que se detectan con el NaI(Tl). Para todos los casos este estudio revela que la información en campo proporciona picos menos definidos, con menor resolución, si bien permite claramente la diferenciación y detección de este tipo de materiales. Una información relevante para la detección por los primeros intervinientes es que para cada uno de los materiales se resuelven los picos siguientes:

⁶ Las definiciones para cada uno de estos términos se pueden encontrar en los apartados anteriores de este documento y en el Diccionario inglés-español sobre Tecnología Nuclear (37).

- Mineral de U: ^{234}Th , ^{226}Ra , ^{214}Pb , ^{210}Pb , ^{214}Bi , ^{235}U y sus descendientes.
- U procesado: ^{234}Th , ^{235}U , $^{234\text{m}}\text{Pa}$.
- U empobrecido: ^{234}Th , ^{235}U .
- U enriquecido: ^{234}Th , ^{235}U .

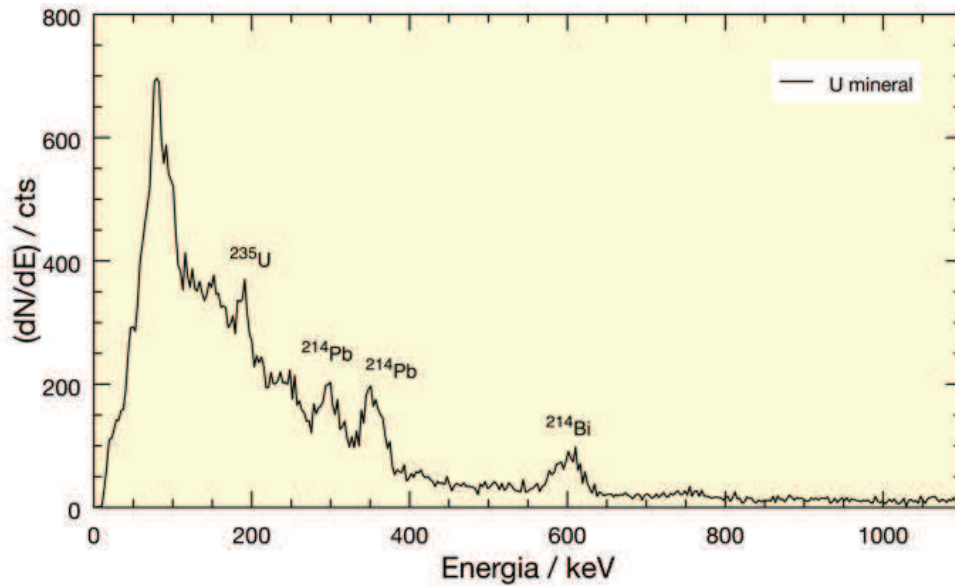


Figura 68: Espectros γ del mineral de U obtenido con detector de NaI(Tl).

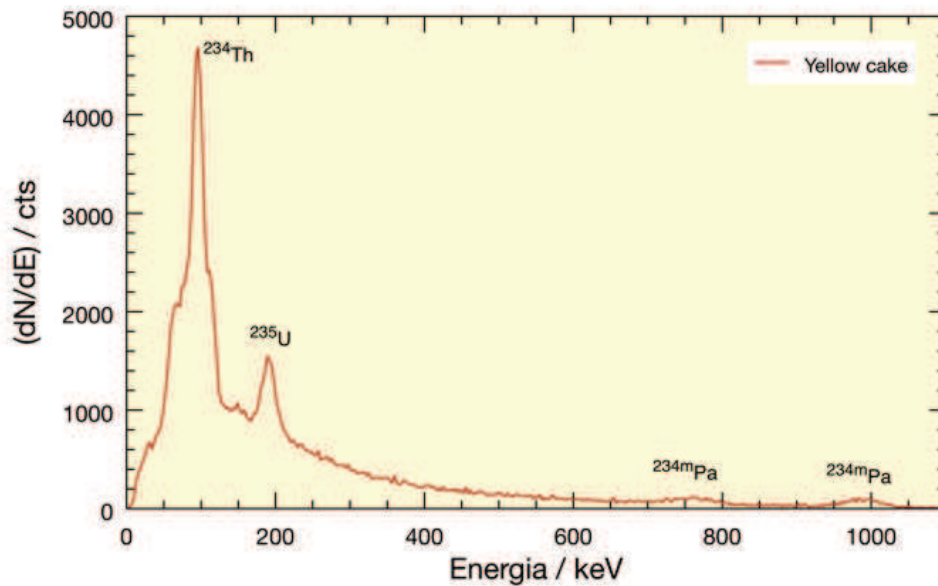


Figura 69: Espectros γ del U procesado obtenido con detector de NaI(Tl).

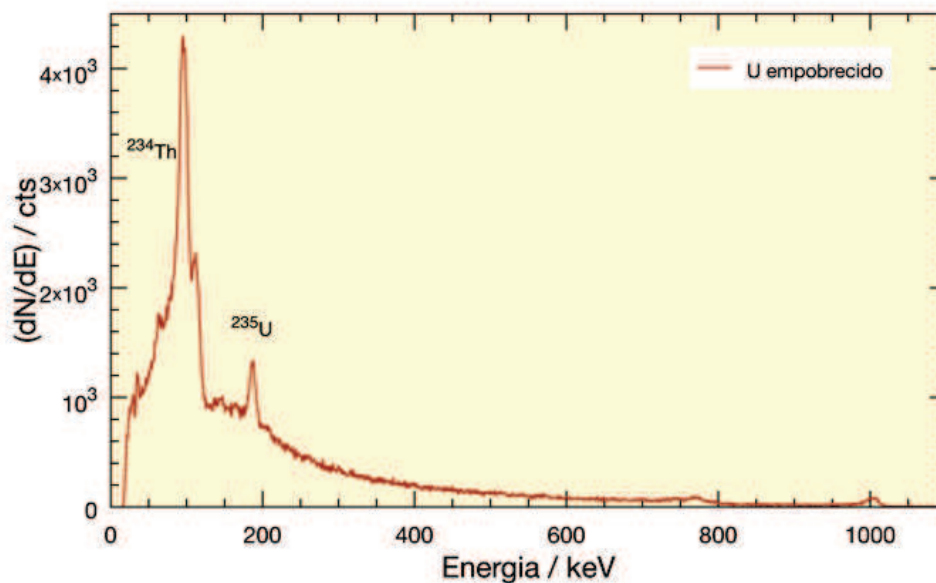


Figura 70: Espectro γ del U empobrecido obtenido con detector de NaI(Tl).

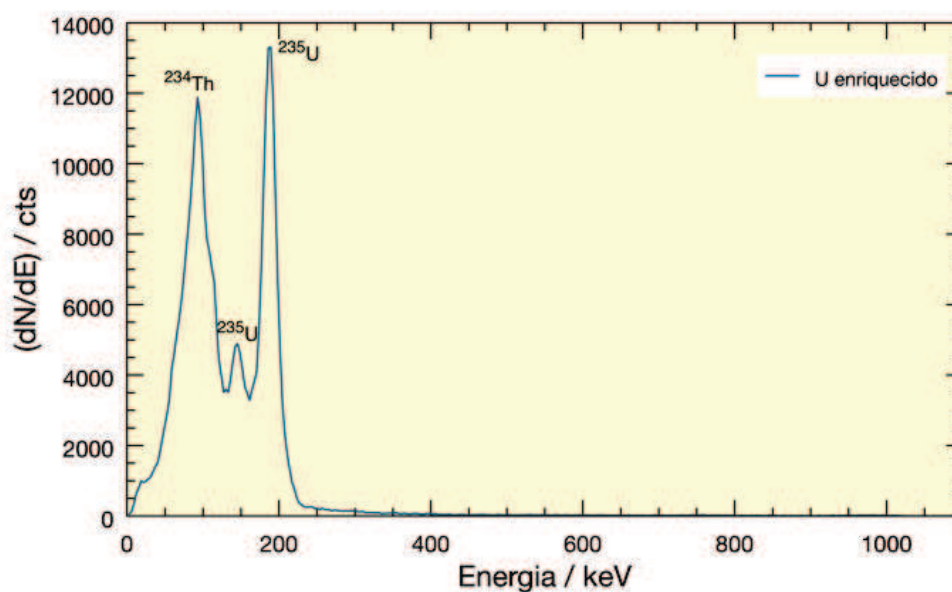


Figura 71: Espectro γ del U enriquecido obtenido con detector de NaI(Tl).

A partir de esta información las unidades son capaces ya de conocer como son los espectros de cada uno de estos materiales base U, lo cual permitirá detectar la existencia de un material nuclear y tener una primera caracterización del mismo, ya que es fácilmente distinguible la diferencia del mineral U respecto del material procesado, empobrecido o enriquecido. Entre estos dos últimos la diferencia es la relación del picos entre el Th y U. Estas reglas y su aplicación sirven para reforzar la cultura de seguridad en el Reino de España.

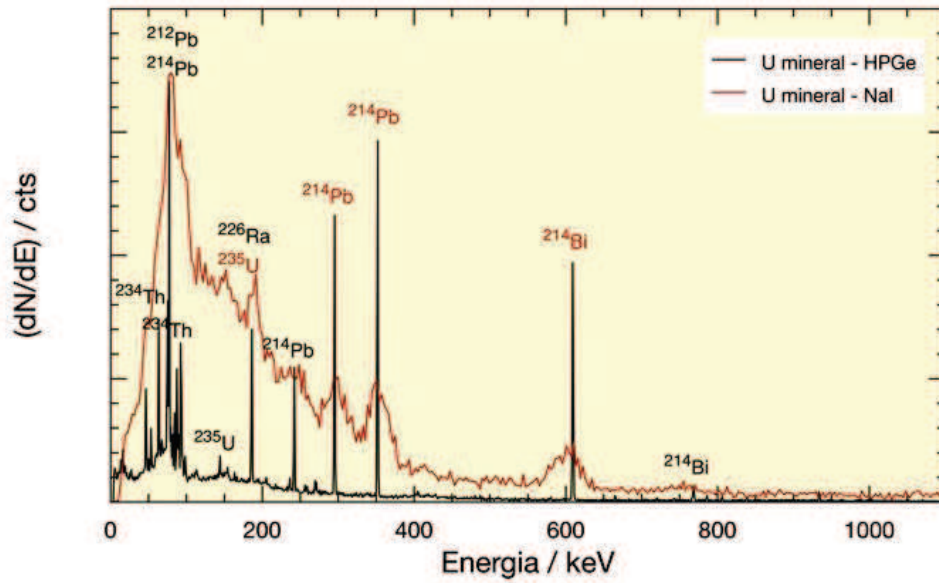


Figura 72: Comparación de los espectros γ del mineral de U obtenidos con HPGe y con NaI(Tl).

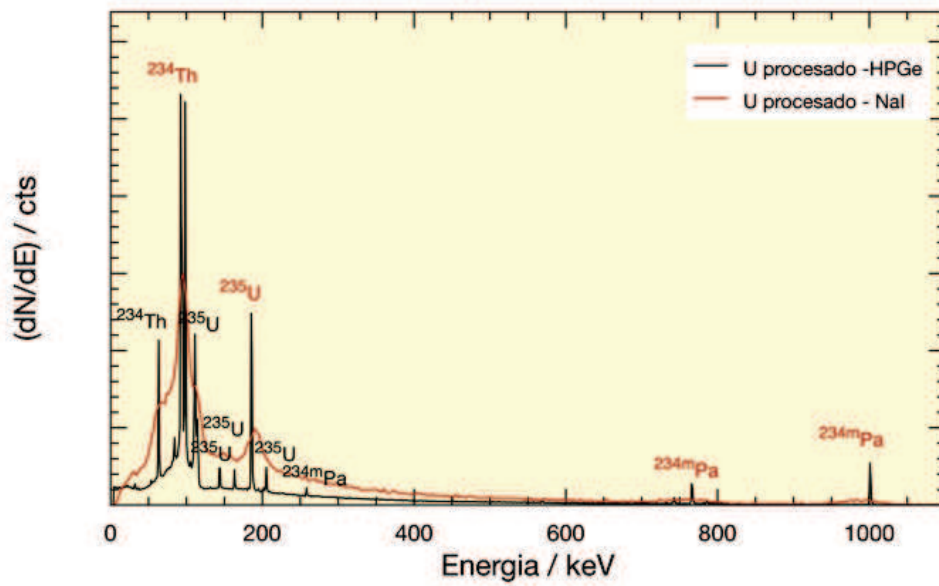


Figura 73: Comparación de los espectros γ del U procesado obtenidos con HPGe y con NaI(Tl).

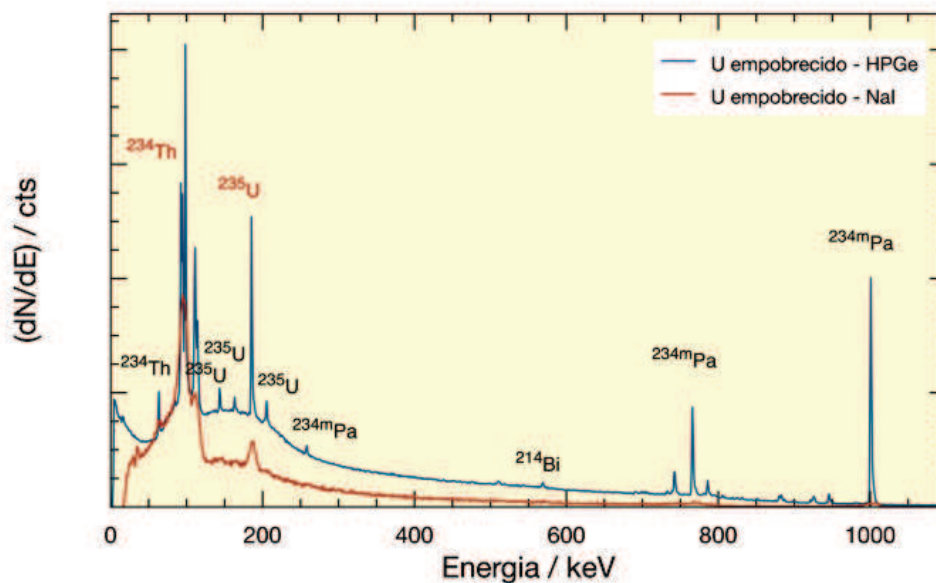


Figura 74: Comparación de los espectros γ del U empobrecido obtenidos con HPGe y con NaI(Tl).

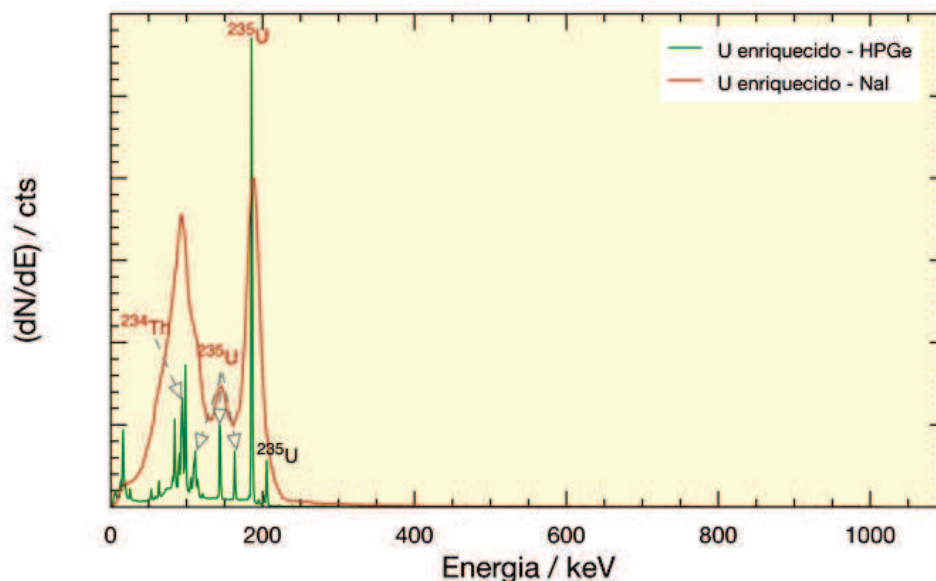


Figura 75: Comparación de los espectros γ del U enriquecido obtenidos con HPGe y con NaI(Tl).

Según se ha comentado anteriormente (ver Tabla VII), cuando la muestra es uranio natural, se espera una concentración de ^{238}U en relación a la establecida en la naturaleza del 99.2745 %p, lo que es equivalente a un “% en actividad” del 21.5 % según la fórmula siguiente:

$$f = \frac{^{238}\text{U}}{^{235}\text{U}} = \frac{m(^{238}\text{U}) \lambda(^{238}\text{U}) M(^{238}\text{U})}{m(^{235}\text{U}) \lambda(^{235}\text{U}) M(^{235}\text{U})} \quad <13>$$

donde m , λ y M son la masa, la constante de desintegración y la masa atómica del radionucleido en cuestión, respectivamente. Por ejemplo para el caso de los materiales de U empobrecido respecto del natural las relaciones serán las indicadas en la Tabla XIV. Determinando esta relación isotópica, se puede determinar si el U está en la relación natural, o en cambio, esta relación es mayor o menor a la natural, lo cual determinará que se trate de uno u otro material.

Tabla XIV. Comparación entre el mineral de U y el U empobrecido [92].

Parámetro	U empobrecido	Mineral de U
^{238}U % _{atm}	99.79	99.28
^{235}U % _{atm}	0.20	0.72
^{234}U % _{atm}	0.001	0.0054
razón de actividad $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$	0.013	0.046
razón atómica $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$	0.002	0.0072
razón de actividad $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$	0.18	0.8 – 1.2
razón de atómica $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$	0.00001	0.000056

Hay que resaltar que de todas las emisiones, la del $^{234\text{m}}\text{Pa}$ es especialmente característica del U empobrecido, debido a que la probabilidad de emisión es muy baja (0.84 %) en su línea de 1001 keV, y de 0.29 % en su línea de 766 keV, estas sólo aparecen cuando la concentración de actividad de ^{238}U y de su inmediato descendiente en equilibrio $^{234\text{m}}\text{Pa}$ es elevada, (mayor de $100 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$), caso Figura 62. Sin embargo, en caso del U enriquecido el pico de mayor interés, es el ^{235}U , en la Figura 63, que se observa en todas las emisiones γ correspondiente a este isótopo en la relación de actividades que corresponde con el U enriquecido.

Otro de los retos que plantea es medir y distinguir los materiales de U procesado con la proporción natural y U enriquecido. La resolución se basa en la cuantificación de la emisión γ del ^{235}U (186 y 144 keV). En la Figura 76 se muestra el espectro obtenido en campo para una muestra de U enriquecido, hecho que demuestra que los equipos de la dotación de los primeros intervinientes permiten obtener espectros en los que se distingue fácilmente del U natural frente al material enriquecido, este efecto es más fácilmente medible cuando el material nuclear supera un enriquecimiento $^{235}\text{U} > 20 \%$. Sin embargo, los espectros obtenidos no permiten la caracterización de materiales cuyo enriquecimiento sea menor de dicho valor. En el caso de que se comparen dos materiales con distintos niveles de enriquecimiento en ^{235}U , se constata, como el espectro γ que se muestra en la Figura 76, se observa un cambio en la relación de picos $^{234}\text{Th}/^{235}\text{U}$ que permite diferenciar rápidamente el nivel de enriquecimiento de los materiales.

El estudio realizado, y descrito en este apartado, permitió proponer la modificación de los procedimientos empleados por los primeros intervinientes al objeto de incluir la remisión de la muestra a un laboratorio capacitado y, como tareas futuras a realizar dentro del proyecto del IAEA [122] la realización de una curva empírica (para cada uno de los equipos de la dotación) en que se relacione las áreas del pico característico frente el enriquecimiento en $^{235}\text{U} \%$.

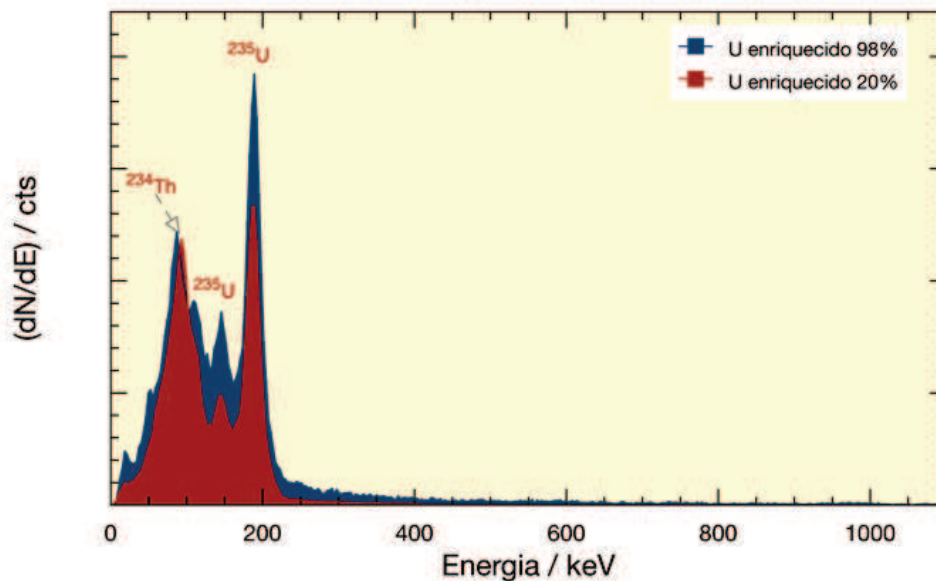


Figura 76: Espectro γ del U enriquecido al 98 y al 25 % en ^{235}U obtenido con detector de NaI(Tl).

Otro de los resultados obtenidos es que los integrantes de las unidades conocen que los equipos de campo que utilizan, si bien detectan los materiales base U, estos no permiten distinguir de forma rápida, sencilla e inmediata entre el U en su proporción natural y el U empobrecido. Para lograrlo es necesario establecer, al igual que en el caso anterior, relaciones empíricas entre las áreas de los picos característicos.

3.1.1.1 Conclusiones parciales

A partir de los resultados y tareas descritas en este apartado, se demuestra el desarrollo, innovación e implementación de una serie de actividades científicas en el campo de la ciencia forense nuclear que directamente implican la mejora de la seguridad de nuestra sociedad en la detección de una amenaza NRBQe y capacitan a las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado en su respuesta. Con lo que queda alcanzado uno de los objetivos de esta memoria.

El diseño y realización de la formación específica y seminarios con los integrantes de las unidades de primera intervención permitió fortalecer la cultura de seguridad física nacional al capacitar a estas unidades en la caracterización de materiales nucleares, diferenciando entre minerales de U, uranio procesado, empobrecido y con distintos niveles de enriquecimiento. Los espectros obtenidos con los equipos de campo permiten distinguir claramente entre uranio natural y procesado (dentro de este último tipo, tanto empobrecido como enriquecido).

3.1.2 Evaluación del funcionamiento de equipos en tasas de dosis

Otra de las actividades novedosas desde el punto de vista de desarrollo e innovación relacionada con la implantación de la cultura de seguridad en el Reino de España, éstas en concordancia con lo indicado en las guías del IAEA [7] [18] y de la ITWG [25] [83] y, en relación con la calidad de las medidas de los campos de radiación ionizante realizadas por las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado, fue la simulación en un posible escenario dónde tengan que actuar los primeros intervinientes, bien para la detección de material nuclear o radiactivo fuera del control regulador, o bien como respuesta en emergencia, ya sea en España o en misiones internacionales. Para lo cual fue necesario conocer los procedimientos de medida que utilizan estas unidades al objeto de evaluar como se podría incrementar la calidad de las medidas forenses nucleares [15] [25] [83]. El análisis realizado permitió revelar como un primer hito de mejora⁷ la determinación de la incertidumbre asociada con las medidas realizadas con los equipos de campo. En este apartado se describen los ensayos realizados para determinar la incertidumbre asociada a la medida, los límites de cuantificación y de detección de cada uno de los equipos empleados por estas unidades. Para ello se realizaron una serie de ensayos empleando la bancada y las fuentes del laboratorio y como se describe a continuación.

En primer lugar, y al objeto de tener unos valores comparativos de referencia, se realizó un estudio con los equipos del CIEMAT calibrados en el Laboratorio de Medidas de Radiaciones Ionizantes "LMRI" [124], en los que de manera repetitiva y a distancias diferentes se determinó la tasa de dosis con cada una de las fuentes tomadas como de referencia en esta serie de ensayos. Como se ha indicado con anterioridad las medidas corresponden con los valores determinados promedio a los que se les ha dado como error experimental del equipo el dado por el fabricante (ver Tabla IX). En la Figura 77 se presentan los valores medidos con dos equipos y los correspondientes valores teóricos obtenidos a partir de las actividades de las fuentes; se observa que presentan una gran concordancia en el caso de la fuente de ¹³⁷Cs, sin embargo, para el caso de tasas de dosis menores (fuente de ⁶⁰Co) el equipo Eberline presenta algunas discrepancias, pero siempre en el intervalo de precisión indicado por el fabricante.

⁷ El resto de hitos en los que se podría mejorar se encuentran descritos en el apartado de líneas futuras. Teniendo claro que uno de los primeros puntos indicados por el IAEA (6) (7) (15) (18) y por la ITWG (25) (83) recomiendan el establecimiento de un calendario de ejercicios de mesa y simulacros que permitan la formación continua y cíclica de los primeros intervinientes tanto en escenarios de detección, como de respuesta frente a una amenaza NRBQe.

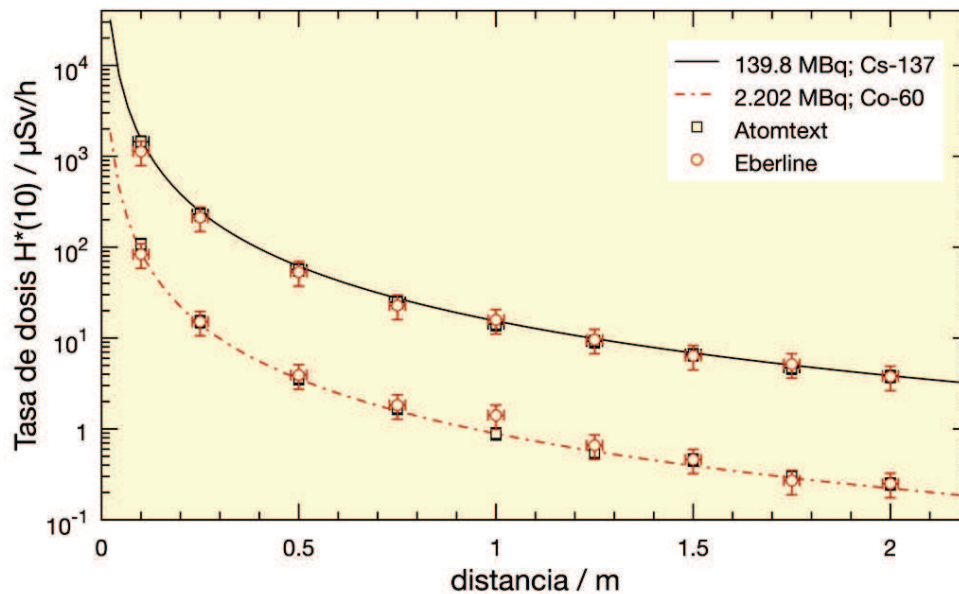


Figura 77. Medidas de tasas de dosis a diferentes distancias realizadas con el equipo Atomtext y Eberline empleando las fuentes descritas en la Tabla VIII.

Una vez se determinó con estos equipos calidad del ensayo para realizar la evaluación de la incertidumbre en función de un intervalo de tasa de dosis, el paso siguiente fue utilizar los equipos de campo empleados por las unidades al objeto de evaluar su respuesta y precisión en función de la tasa de dosis. Las medidas se realizaron a dos distancias fijas de las fuentes radiactivas (1 y 2 m). En la Figura 78 se muestran ejemplos de la utilización de la bancada con los equipos de referencia del CIEMAT; en ellas se observa la disposición de los detectores y como al ser una bancada móvil se puede fijar la distancia exacta entre la superficie del detector y la fuente (parámetro crítico para asegurar una tasa de dosis idéntica con independencia del equipo usado).



Figura 78: Exposición de equipos a fuentes en bancada.

Los resultados obtenidos en cada una de las series de 10 medidas con cada uno de los equipos se muestran para el caso de la fuente de ^{137}Cs y de ^{60}Co en la Figura 79, la Figura 80, la Figura 81 y la Figura 82, respectivamente. Si se analizan en detalle las medidas realizadas para el caso de la fuente de ^{137}Cs (Figura 79 y con un detalle para los resultados obtenidos a 1 y 2 m Figura 80) se observa que para estos valores y considerando el error instrumental, los equipos empleados permiten caracterizar de manera adecuada la fuente y las tasas de dosis. Sin embargo, en el caso de las medidas realizadas con la fuente de ^{60}Co (Figura 81 y Figura 82) se observa que cuando las tasas de dosis son inferiores existe una mayor dispersión en los resultados obtenidos con los equipos de caracterización en campo, que incluso en algunos casos no se detecta la presencia de dicha fuente (por ejemplo con el RamyMon).

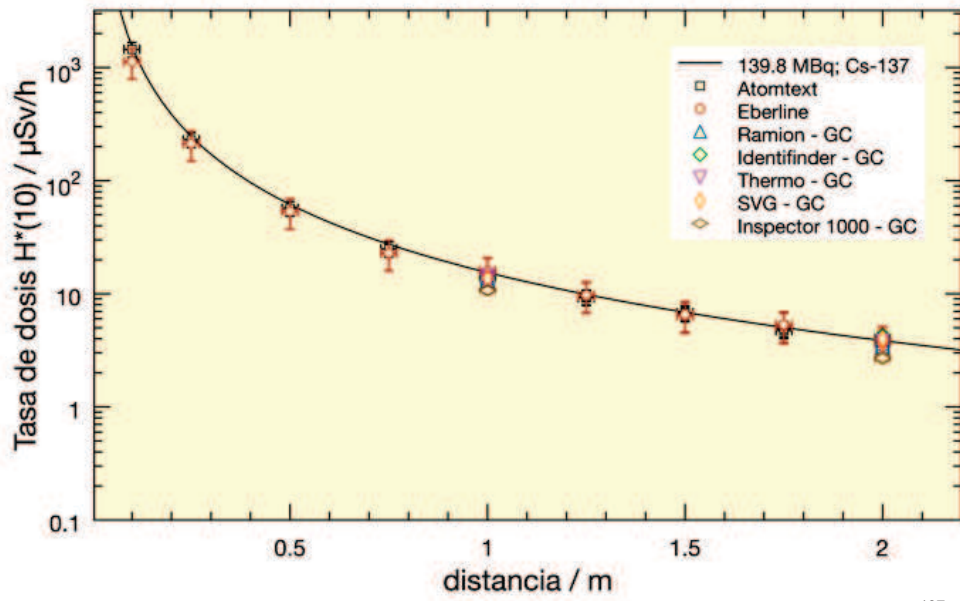


Figura 79. Caracterización radiológica de la tasa de dosis generada por una fuente de ^{137}Cs .

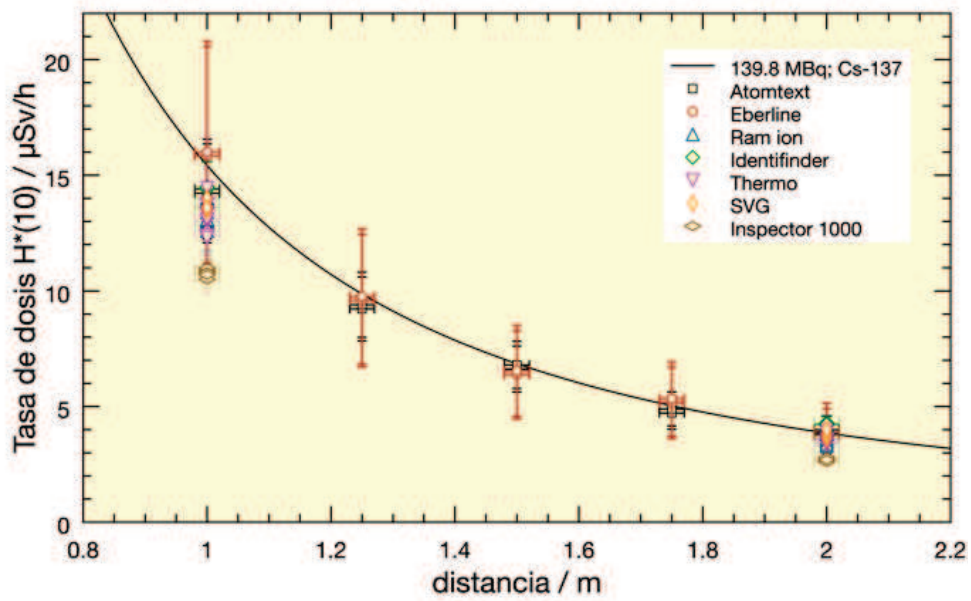


Figura 80. Detalle de la Figura 79.

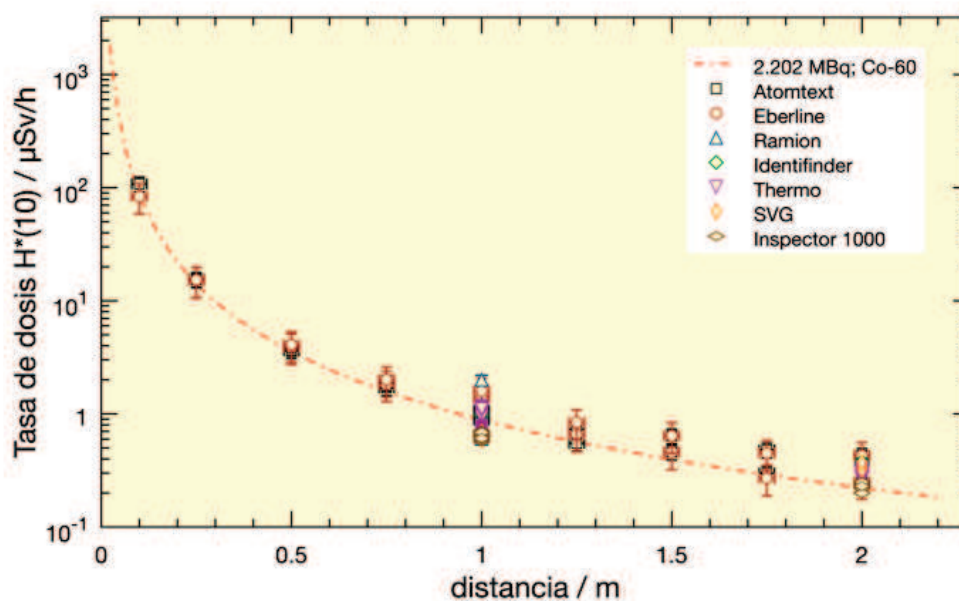


Figura 81. Caracterización radiológica de la tasa de dosis generada por una fuente de ^{60}Co .

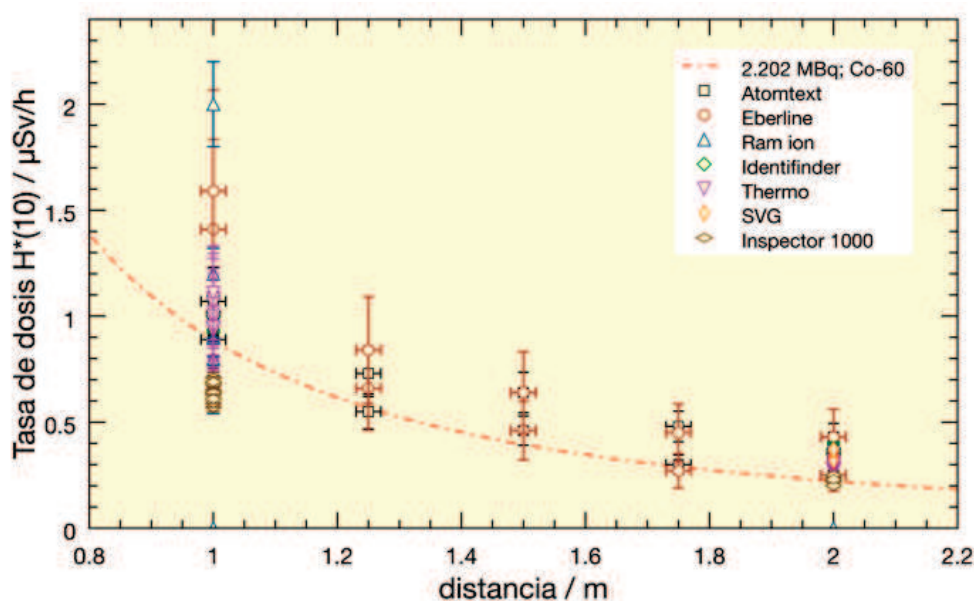


Figura 82. Detalle de la Figura 81.

Desde el punto de vista operativo existe una necesidad de evaluar la exactitud en campo de las medidas realizadas con cada uno de los equipos y establecer si es conveniente o no realizar más de una medida en cada punto, siempre teniendo en cuenta el coste de tiempo y de recursos humanos. Esta decisión se tomará en función del tipo de escenario en el que se encuentre la unidad de primera intervención y se justificará por los responsables de las unidades; de ahí el valor de la evaluación de estas medidas para la toma de decisiones.

La evaluación de los datos obtenidos en cada una de las series de 10 medidas y a cada una de las distancias y fuentes seleccionadas, permite proporcionar información a cerca de la exactitud en la medida de cada uno de los equipos de campo empleados en función de las tasas de dosis y de cómo se puede mejorar dicha precisión en el caso de realizar más de una medida cuando se procede a la

caracterización de un escenario, por ejemplo en el caso de la existencia de fuentes huérfanas que es necesario localizar o de un escenario post-ataque NRBQe.

En primer lugar, se procederá a la evaluación de las medidas realizadas con los equipos de campo que se muestran en la Tabla IX. Las tasas de dosis analizadas corresponden a 15.4, 3.85, 0.89 y 0.22 $\mu\text{Sv/h}$. En las figuras siguientes se representará la exactitud en función del número de medidas realizadas, donde se mostrará con una barra el intervalo de error que se ha alcanzado cuando se considera un número de medidas determinado. Se describirá en mayor detalle la discusión de los resultados obtenidos con el primer equipo (es decir, Ram Ion, la Figura 83) y el resto de discusiones se realizarán de manera idéntica.

Las medidas realizadas con el equipo Ram Ion (Tabla IX) se muestran en la Figura 83, donde los datos experimentales indican que este equipo no detecta tasas de dosis $< 0.89 \mu\text{Sv/h}$, constatándose que para valores de tasas de dosis $\geq 3.85 \mu\text{Sv/h}$, la exactitud de la medida está en el entorno de lo indicado en el manual de usuario del equipo $\approx 10 \%$ [102]. Pero cuando son menores estos valores aumentan significativamente. Además, cuando se realizan un número de medidas superior a 5 la exactitud aumenta y está dentro de los intervalos indicados por el fabricante para condiciones óptimas; se constata que cuando con este equipo se intenta medir tasas de dosis $\leq 15.4 \mu\text{Sv/h}$ existe una diferencia con el valor real $> 20 \%$ incluso cuando se realizan 9 medidas, comprobándose que es imposible detectar tasas de dosis de $0.89 \mu\text{Sv/h}$.

El siguiente equipo en analizar es el identiFINDER. Las medidas realizadas se recopilan en la Figura 84. A diferencia del anterior, éste es capaz de medir todas las tasas de dosis seleccionadas en este trabajo de investigación; si bien, para valores de $0.89 \mu\text{Sv/h}$ se obtiene una diferencia respecto del valor real de $> 60 \%$. Para el resto de tasas de dosis su discrepancia respecto de la medida es ligeramente superior a la propuesta por el fabricante en su documentación [103] ($\approx 10\%$), observándose que se obtienen una mayor exactitud en la medida cuando se realizan al menos 3 medidas (ver Figura 84).

Las medidas con el equipo Thermo se muestran en la Figura 85; en este caso cuando se compara con los valores indicados por el fabricante [104] se observa que para tasas de dosis $\leq 0.89 \mu\text{Sv/h}$, cumplen con lo indicado. Además, se demuestra que cuando se realizan más de 4 medidas es posible asegurar que el error asociado a las medidas esta por debajo del 20% .

Las medidas realizadas con el equipo de la firma Thermo SVG2 [105], del que no se dispone de información del fabricante, se muestran en la Figura 86; en este caso, la exactitud es mayor para las tasas de dosis más altas medidas ($\approx 10 \%$) mientras que a valores de tasas de dosis bajas, el error asociado dependerá del número de medidas y del valor de la tasa de dosis a determinar, seguramente el valor inferior esta cercano al límite de cuantificación del equipo.

El último caso corresponde al equipo Inspector 1000; en la Figura 87 se muestran las medidas realizadas cuyo comportamiento es diferente al resto de equipos, ya que se comporta mejor a tasas de dosis bajas, aumentando la diferencia con respecto del valor real de la medida de manera proporcional a su incremento. Solo en el caso de los valores de tasas de dosis más bajos es cuando la discrepancia coincide con los valores definidos por el fabricante [106], siendo dicho valor de exactitud dependiente del número de medidas realizadas.

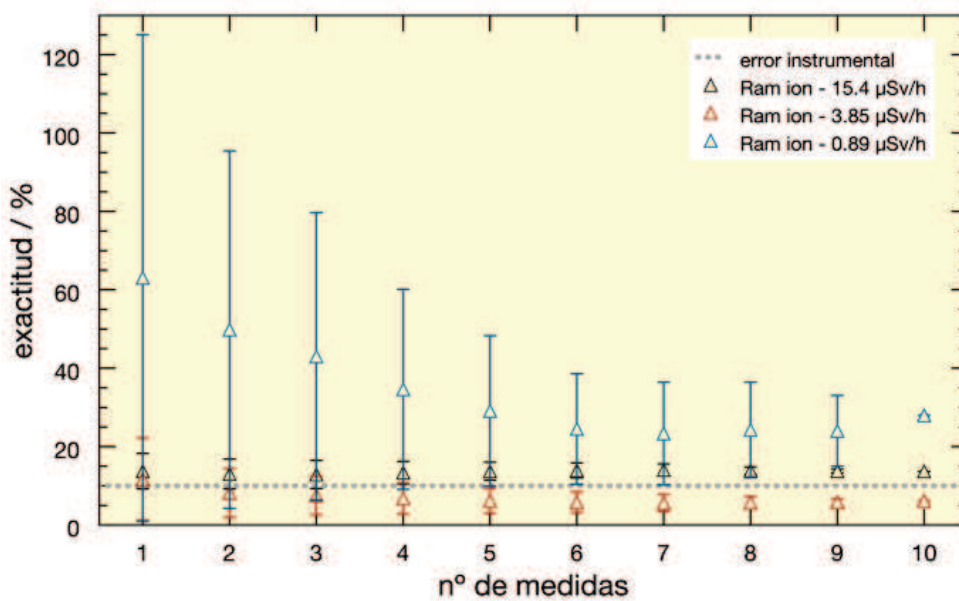


Figura 83. Dependencia de la exactitud con el nº de medidas realizadas con el ROTEM RAM ION frente a la tasa de dosis.

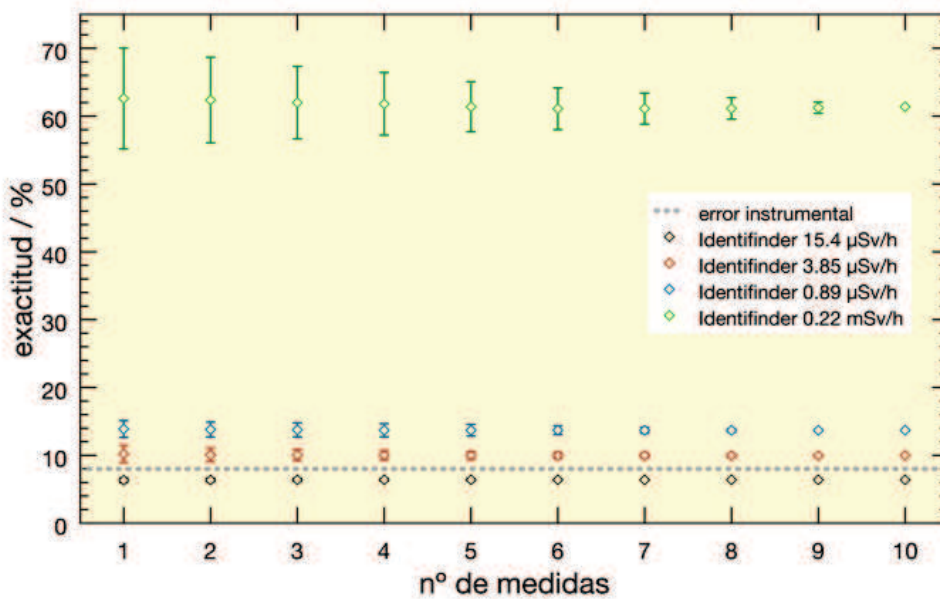


Figura 84. Dependencia de la exactitud con el nº de medidas realizadas con el identiFINDER frente a la tasa de dosis.

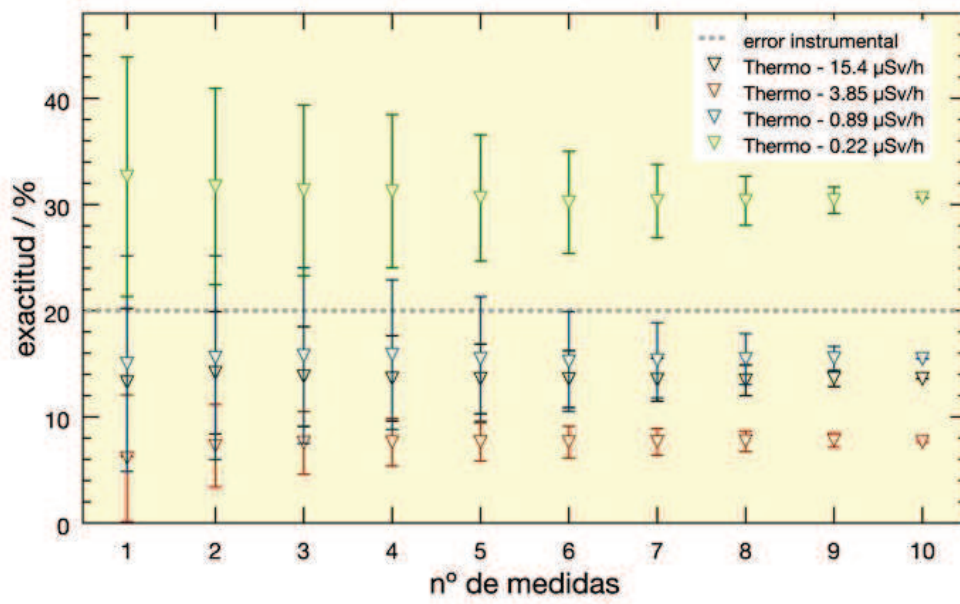


Figura 85. Dependencia de la exactitud con el nº de medidas realizadas con el Thermo frente a la tasa de dosis.

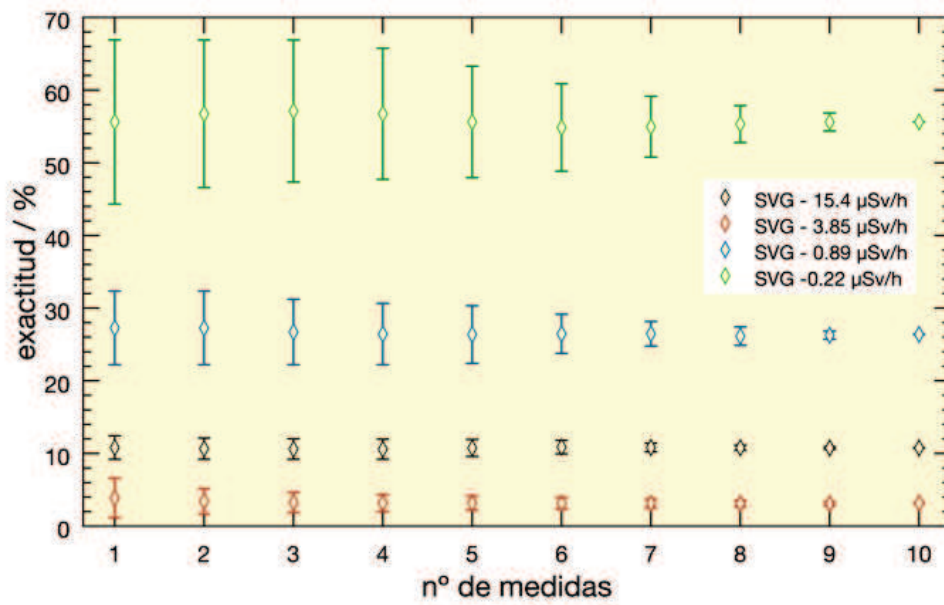


Figura 86. Dependencia de la exactitud con el nº de medidas realizadas con el SVG2 frente a la tasa de dosis.

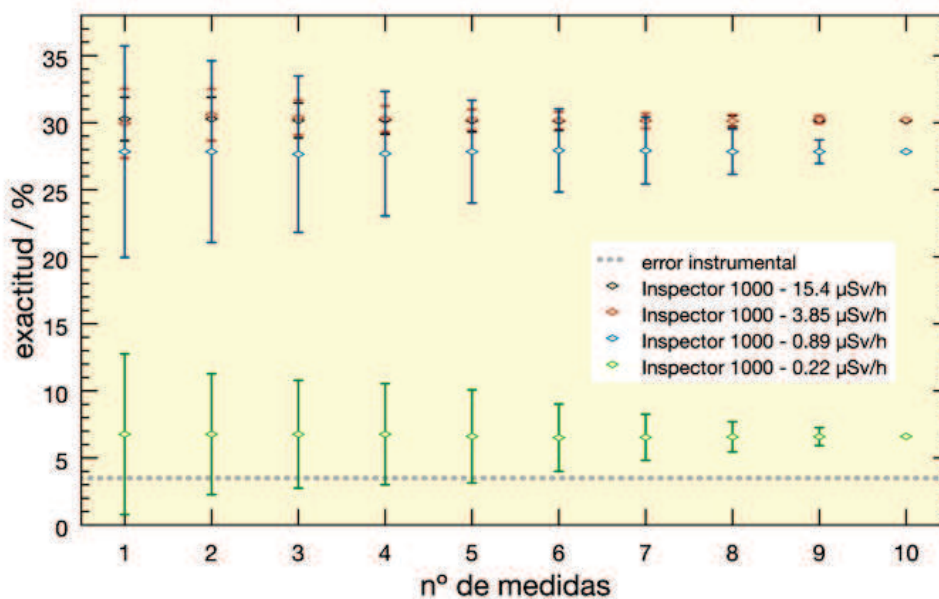


Figura 87. Dependencia de la exactitud con el nº de medidas realizadas con el inspector 1000 frente a la tasa de dosis.

De los análisis obtenidos en este trabajo se constatan la diferente versatilidad e importante desigualdad entre los equipos, lo que es relevante para las unidades operativas, dado que es necesario definir qué equipos son más convenientes utilizar de inicio en función de la información existente y si la realización de una o varias medidas podrá influir de manera determinante en la caracterización de un escenario. Por ejemplo, en un escenario que se desconozca la existencia de una fuente y sea necesaria su localización, la utilización de equipos como el Inspector 1000, facilitara su determinación con un error asociado a la medida bajo y que puede ser mejorada la precisión con la realización de varias medidas ($n > 3$). Si por el contrario se conoce la existencia de la fuente y que existe una tasa de dosis $> 1 \mu\text{Sv/h}$, equipos como el identiFINDER y el ROTEM RAM ION (considerando el nº de medidas > 3) permitirán determinar la medida con una exactitud de alrededor del 10 %.

Una correcta evaluación de los resultados obtenidos exige la comparación del comportamiento de cada uno de los equipos para cada una de las tasas de dosis sometidas a estudio, de tal manera que a continuación se compararán los datos mostrados en la Figura 83 y la Figura 87 en función de la tasa de dosis lo que permitirá establecer una clasificación de la exactitud de los equipos en función del nivel de tasa de dosis a determinar (ver Figura 88 - Figura 91).

En el caso de las medidas realizadas en un campo de radiación con una tasa de dosis de $15.4 \mu\text{Sv/h}$, lo primero que se observa es que todos los equipos son capaces de determinar la presencia del campo de radiación γ , pero con niveles de exactitud en la medida sensiblemente diferentes (Figura 88). De los resultados obtenidos se puede realizar una clasificación de mayor a menor exactitud siendo el orden siguiente: identiFINDER $>$ SVG2 $>$ Thermo = ROTEM RAM ION $>>$ Inspector 1000. El identiFINDER muestra un exactitud del 6 % en la medida y con muy poca dispersión en función de la repetitividad de la medida; mientras que el Inspector 1000 presenta valores del 30 %, pero en este caso también con una dependencia baja de la exactitud con el número de medidas.

Cuando se evalúa el comportamiento frente a una tasa de dosis de $3.85 \mu\text{Sv/h}$ (Figura 89), se observa que para algunos equipos como el Inspector 1000 su comportamiento sigue siendo similar al mostrado con anterioridad (comparar con Figura 88) mientras que en el caso de los otros equipos la

dispersión de la exactitud aumenta y su dependencia con el número de medidas incluso variando el orden de exactitud de los mismos. Si para establecer la clasificación en función de la exactitud se supone que se han realizado 3 medidas, la jerarquización sería la siguiente: SVG2 > Thermo > identiFINDER > ROTEM RAM ION >> Inspector 1000. Es necesario hacer constar el cambio en el orden de prelación, pero teniendo en cuenta que la exactitud en la medida es < 15 %.

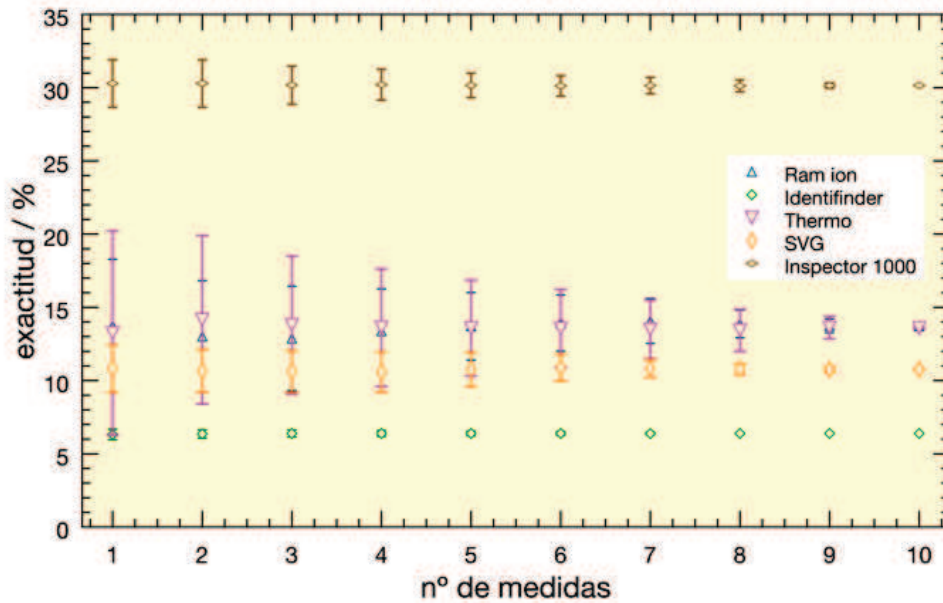


Figura 88: Exactitud de la medida de los equipos para una tasa de dosis de 15.4 µSv/h.

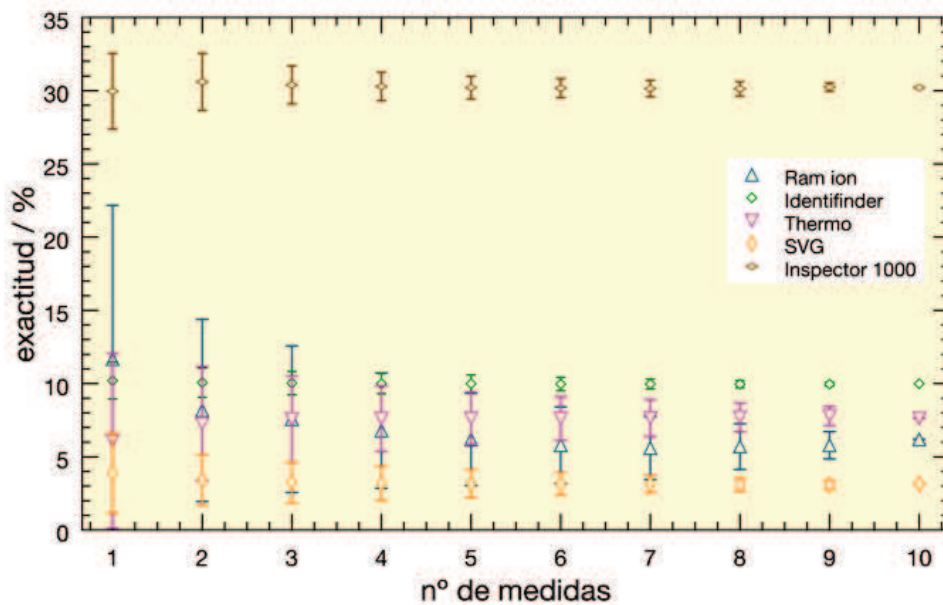


Figura 89. Exactitud de la medida de los equipos para una tasa de dosis de 3.85 µSv/h.

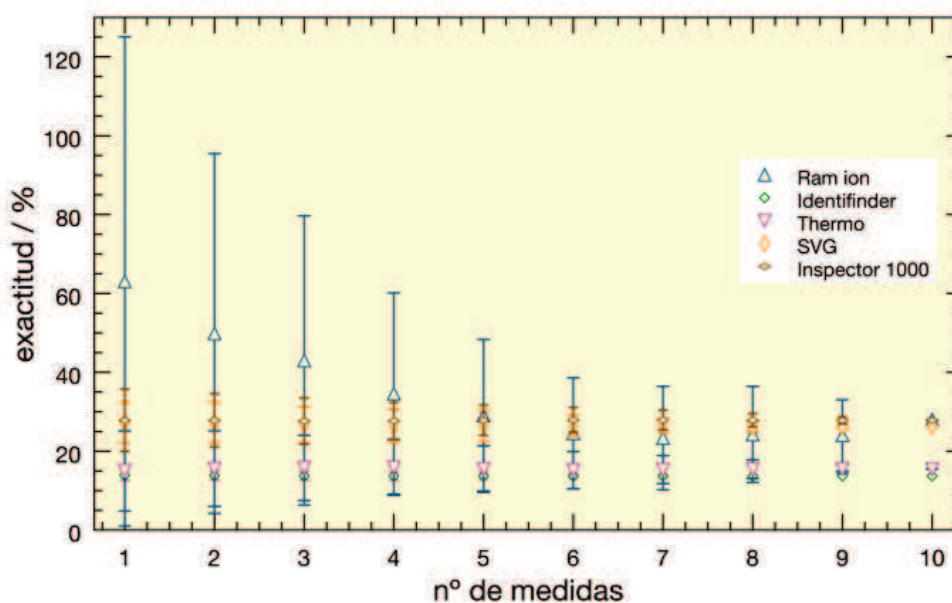


Figura 90. Exactitud de la medida de los equipos para una tasa de dosis de 0.89 $\mu\text{Sv/h}$.

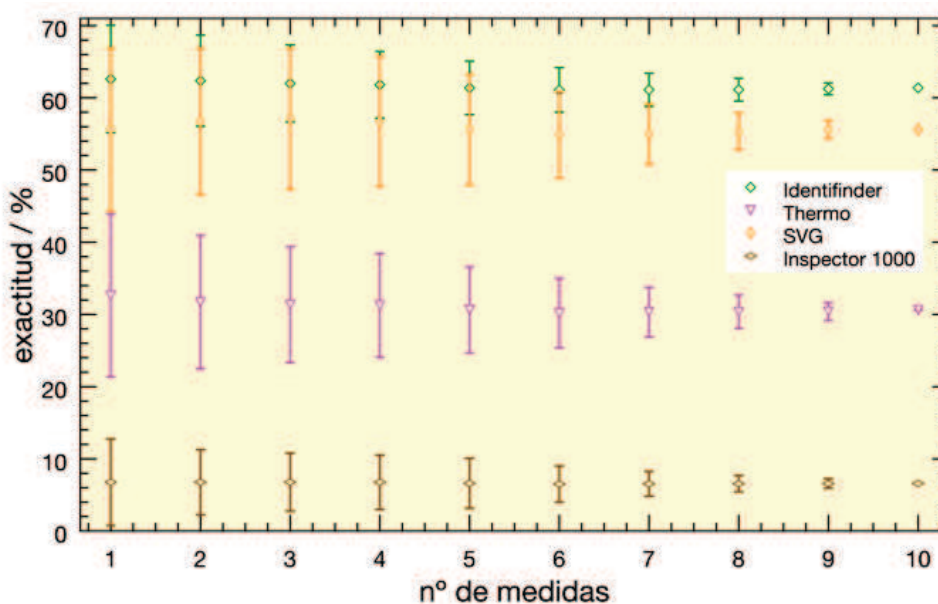


Figura 91. Exactitud de la medida de los equipos para una tasa de dosis de 0.22 $\mu\text{Sv/h}$.

Para el caso de ser necesario determinar tasas de dosis inferiores a 1 $\mu\text{Sv/h}$ se observa un cambio en la exactitud de la medidas de los equipos. En el caso de las medidas a 0.89 $\mu\text{Sv/h}$ (Figura 90) hay equipos que pierden capacidad como es el caso del ROTEM RAM ION que presentaba una mayor precisión a tasas de dosis más elevadas. Si se toma como referencia los valores obtenidos cuando se consideran 3 medidas, los datos presentan una agrupación entre el 20 – 30 %, excepto para el ROTEM RAM ION que alcanza valores cercanos al 80 %. El orden de prelación en función de la exactitud en la medida sería: Thermo > identiFINDER > SVG2 \approx Inspector 1000 \gg ROTEM RAM ION. Es importante destacar que la dispersión en el error asociado a la medida desaparece cuando se realizan 10 medidas, donde se obtienen valores del 15 % para el caso de Thermo y el identiFINDER y de entre 25 – 30 % para el caso del Inspector 1000, SVG2 y ROTEM RAM ION.

Por último, cuando la tasa de dosis a medir es de 0.22 $\mu\text{Sv/h}$ (Figura 91) es donde se constata una mayor diferencia entre los equipos, incluso alguno de ellos es incapaz de detectar dicha tasa de dosis, como es el caso del ROTEM RAM ION. Si se mantiene el estándar aplicado con anterioridad el equipo con una mayor exactitud en la medida para este intervalo de tasa de dosis es el Inspector 1000 ($\approx 10\%$) > Thermo ($\approx 40\%$) > SVG2 \approx identiFINDER ($\approx 66\%$). Esta clasificación es mucho más clara cuando se realizan 10 medidas, pero no se produce una variación en el orden.

Desde el punto de vista de aplicación práctica por parte de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado, el conocimiento preciso de las características de cada uno de los equipos disponibles, así como la exactitud en las medidas es de gran utilidad. Por ejemplo, si se considera un escenario de un ataque NRBQe, donde se ha producido la deflagración de un DDR, de acuerdo a la normativa nacional e internacional será necesario acotar la zona para posibilitar: la atención a los heridos, la caracterización de la zona contaminada, la toma de muestras forenses, la detección de los adversarios si los hubiera, impedir el acceso libre al área,... En la Figura 92 se muestra el acotamiento de zonas sugerido por el IAEA para el caso de una emergencia radiológica [121], mientras que en la Figura 93 se muestra un ejemplo de acotamiento de zonas por las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado (Guardia Civil) en el caso de un escenario de un atentado NRBQe. Basándose en la normativa vigente [121] [125] [119] es necesario acotar las zonas en función de la tasa de dosis en:

- *Zona de medida urgente* – zona interior esta zona comprenderá el área en la que la tasa de dosis supere los 5 mSv/h. En el caso del acotamiento por las Fuerzas de Seguridad correspondería con la zona caliente de la Figura 93.
- *Zona de alerta* – son necesarias medidas de protección, sería aquella en la que la tasa de dosis supera los 100 $\mu\text{Sv/h}$. En el caso del acotamiento correspondería con la zona templada de la Figura 93.
- *Zona libre* – Zona exterior en la que no es necesario aplicar ninguna medida excepto las de restricciones de acceso por temas de seguridad (tasa de dosis < 0.3 $\mu\text{Sv/h}$).

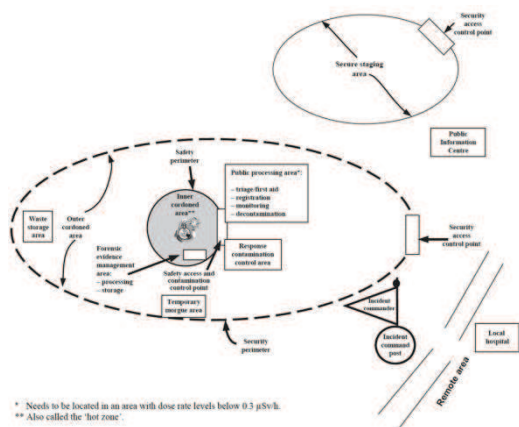


Figura 92. Áreas a establecer por los primeros intervinientes de la emergencia según el IAEA [121].

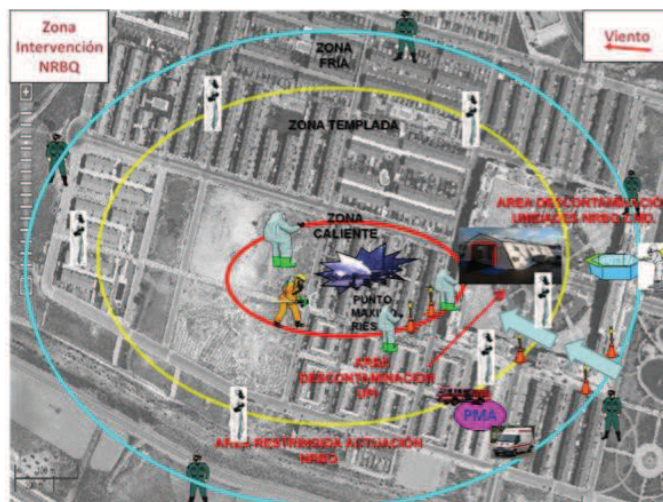


Figura 93. Esquema de un acotamiento de intervención en un escenario NRBQe por parte de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado.

En función de todo lo comentado con anterioridad, y de la precisión en las medidas que se ha podido determinar considerando que se realizan únicamente 3 medidas para que en el punto de mando puedan evaluar y decidir los acotamientos de las zonas, la categorización de los equipos a utilizar sería la siguiente:

- Acotamiento que define el área de acceso restringido o que diferencia de aquella de libre acceso, en la que es necesario asegurar que la tasa de dosis es inferior de $0.3 \mu\text{Sv/h}$, el orden en función de menor error asociado a la medida sería Inspector 1000 < Thermo FH40G < SVG2 < identiFINDER 2. Como ha quedado demostrado el ROTEM RAM ION no sería capaz de discernir entre dichos valores.
- Entre la zona de libre acceso y la zona de alerta la tasa de dosis tiene que estar dentro del intervalo de $0.3 - 100 \mu\text{Sv/h}$ por lo que se podría categorizar los equipos en función del error asociado de la manera siguiente: Thermo FH40G < ROTEM RAM ION = identiFINDER 2 - SVG2 < Inspector 1000.
- Acotamiento de la zona de medidas urgentes ($\text{TD} > 5 \text{ mSv/h}$) el orden de categorización sería el siguiente: identiFINDER < ROTEM RAM ION = SVG2 < Thermo FH40G < Inspector 1000.

Es importante mencionar que dicha categorización se basa en función de unos criterios de calidad en la medida. Otros criterios como facilidad en la manipulación o tiempo de respuesta no se han considerado relevantes dada su gran similitud.

3.1.2.1 Conclusiones parciales

Los resultados obtenidos en este trabajo son de utilidad para la Unidad Técnica NRBQe de la Guardia Civil tanto desde el punto de vista forense nuclear, puesto que implican un incremento de la calidad forense de las evidencias, como desde el procedimental de operación y de respuesta ante una emergencia, ya que se pueden diferir modificaciones en los procedimientos de actuación en campo en un escenario de amenaza o de emergencia NRBQe.

Hay que resaltar que siguiendo las indicaciones propuestas en las guías del IAEA y de la ITWG [15] [25] [83], los resultados y discusión presentados en este apartado permiten determinar la incertidumbre asociada a la medida (es decir, la exactitud en la medida) de distintos equipos de campo de la Unidad Técnica NRBQe de la Guardia Civil, tener un conocimiento más preciso de cada uno de los equipos y su clasificación en función de su calidad en la medida a tasas de dosis diferentes. Además, en este trabajo se determina que con un número de medidas entre 3 y 5 por punto, se obtiene un óptimo entre la exactitud de la medida y la velocidad en la medición de la misma.

A partir de los resultados y tareas descritas en este apartado de memoria, permiten demostrar como se realizó el desarrollo, innovación e implementación de una serie de actividades científicas en el campo de la ciencia forense nuclear que directamente implican la mejora de la seguridad de nuestra sociedad en la detección de una amenaza NRBQe y capacitan a las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado en su respuesta. Con lo que quedan alcanzados todos los objetivos de esta memoria relacionados con la implementación de los resultados en las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado.

3.2 Evaluación de las dosis debidas a la operatividad del escáner de rayos X

La parte del trabajo descrito en este apartado de la memoria, se realizó dentro del proyecto MESMERISE financiado por el programa europeo H2020 [2], éste contenía un paquete de trabajo cuyo objetivo era la evaluación de la dosis recibidas debido a la operatividad del escáner de seguridad, que se supone sito en un aeropuerto.

En primer lugar y una vez conocido el tipo de sistema del que se trataba (ver apartado de descripción experimental), fue necesario seleccionar cuales son los equipos que se emplearían para dicha evaluación, lo que conllevó la necesidad de realizar una revisión crítica de las características de los equipos candidatos al objeto de determinar cuales serían los más adecuados para el fin último pretendido, es decir, la evaluación de dosis en distintas posiciones circundantes alrededor de la fuente de rayos X del escáner y durante la realización de la inspección. Una vez definidos los equipos, estos tienen que permitir medir las magnitudes necesarias para poder determinar las medidas de dosis en las distintas ubicaciones y a partir de ellas poder realizar la evaluación de dosis en todos los casos que se considere oportuno.

Llegado a este punto es necesario recordar algunos aspectos ya explicados en el apartado 2.3.1, uno de ellos es que cuando se hable en esta memoria de dosis efectiva, valor al que se refiere el límite de dosis anual establecido en la legislación, ésta se puede estimar mediante la magnitud $H_p(10)$, dosis equivalente personal, ya que en este caso la dosis comprometida (dosis interna debida a incorporación de radionucleidos) tiene un valor "0". Indicar que el equipo de referencia es la cámara de ionización, se toman siempre las medidas realizadas con esta cámara de ionización como valores de referencia; siendo estas medidas de Kerma en aire y llevadas a la magnitud $H_p(10)$ las que sirven para la comparación con el resto de los equipos que se han utilizado en esta memoria de investigación, los dosímetros DIS y los de termoluminiscencia (equipos descritos en el apartado 2.3). En el caso de la medida de $H^*(10)$, los equipos utilizados son del Servicio de Protección Radiológica del CIEMAT, equipos que se encuentran perfectamente calibrados y verificados desde el punto de vista de calidad, lo cual confiere un valor adicional a las medidas realizadas.

La selección de los detectores más adecuados para la medida de las magnitudes " $H_p(10)$ " y " $H^*(10)$ ", se realizó en base a un análisis de especificaciones de los distintos detectores disponibles (que eran los siguientes: centelleo plástico, ionización gaseosa y semiconductores). Los resultados obtenidos revelaron que en todos los equipos se verificó su linealidad, reproducibilidad y respuesta así como, su dependencia de la eficiencia con respecto a la energía de rayos X en el intervalo correspondiente. Para ello se emplearon, distintos sistemas generadores de rayos X disponibles en las distintas instalaciones del CIEMAT, que varían desde sistemas de imagen médica de distinta potencia, irradiación de animales, radiografía industrial, etc. Lo que permitió analizar un espectro muy amplio de condiciones de sistemas y diferencias de potencial e intensidad de corriente aplicadas a los tubos de rayos X.

Hay que resaltar que el resultado del análisis realizado en campo permitió realizar la selección de los equipos de medida potencialmente óptimos para la cuantificación de la dosis, si bien y como quedará demostrado a partir de los datos reflejados en la memoria, se demostrará su versatilidad y capacidad de realizar la evaluación final del sistema, y por último pero no menos importante, se propondrá un protocolo para la evaluación de la dosis de la persona inspeccionada y en cualquier otro punto cercano a la fuente (sistema de rayos X).

Más concretamente, en el caso de la medida de dosis recibida por el individuo durante la inspección, será necesario medir la magnitud “Hp(10)”. Para dicha cuantificación en esta memoria se parte de la medida del kerma (medida de referencia) determinada por la cámara de ionización esférica de 10 dm³ que se multiplica por el factor de conversión a dosis que es “1.14 Sv·Gy⁻¹”. Este valor de dosis es el que sirve de referencia para la comparación con los valores medidos mediante la utilización de dosímetros DIS y/o TLD. Una vez realizado dicho análisis y en función de la discrepancia o similitud de los datos se habrá conseguido validar las medidas obtenidas por estos últimos sistemas, las cuales podrán ser entonces empleadas en la evaluación de las dosis.

Para la realización de las medidas de la dosis dispersa, cuya magnitud es la dosis equivalente ambiental en tasa “H*(10)”, en este trabajo de investigación tras el análisis comentado de las características y especificaciones según los fabricantes de los equipos disponibles, haciendo especial hincapié en el análisis de la dependencia energética y direccional, se seleccionaron dos equipos: el Atomtex 1123, que se trata de un equipo basado en la metodología de centelleo plástico [81], con un detector de Ø 30 x 15 mm, y el Bicron de la misma tecnología.

Los equipos seleccionados presentan unas mínimas dependencias energéticas y direccionales, que si bien pueden generar errores asociados a las medidas estos errores se analizarán al objeto de determinar si pueden ser asumibles dentro de la incertidumbre de la propia medida o es necesario realizar alguna corrección. Además, el empleo simultáneo de dos equipos (Bicron + Atomtex) permite tener siempre una medida doble en condiciones idénticas. Mencionar que en todas las medidas realizadas en esta memoria, se constató la ausencia de anomalías. Hecho que permite concluir que la selección de los equipos era adecuada para las medidas a realizar.

3.2.1 Calibración y puesta a punto de equipos de medida de dosis

Como se ha comentado con anterioridad, para la realización precisa de una evaluación de la dosis recibida por un individuo debido al sistema generador de radiación ionizante es necesario, confirmar la correcta operación de los equipos y las incertidumbres asociadas a cada uno de los mismos. Motivo por el que en primer lugar se procedió a la calibración de los dosímetros y monitores de radiación que serán empleados en la medida de dosis..

La calibración de los equipos se realizó en dos laboratorios homologados a tal efecto como son el LMRI y la Universidad Politécnica de Cataluña. En este último se realizó la calibración con equipos de generación de Rayos X de potencial constante y con filtros adicionales para obtener las radiaciones de referencia según la Norma [126] ISO 4037/1:1996 [126], dado que disponen de los patrones nacionales de kerma en aire para rayos X de energías bajas y medias. Por lo que se realizaron las calibraciones de las medidas siguientes:

- Calibración de monitores de radiación para la medida de la tasa equivalente de dosis ambiental, para calidades de las series de baja tasa de kerma en aire o de espectro estrecho [126]. El intervalo de tasa de equivalente de dosis ambiental que fue objeto de calibración fue el siguiente: 1 µSv/h - 100 mSv/h, variación que depende de la calidad de la radiación y de la serie [126].
- Medidas de la irradiación con asignación de dosis equivalente personal (profunda o superficial, Hp o ambiental, H*, respectivamente) para calidades de la serie de espectro estrecho [126], sobre maniqués ISO o en seno de aire. El intervalo de dosis equivalente calibrado fue de: 0.1 mSv - 100 mSv.

En la Figura 94 se muestran unas imágenes de los laboratorios de la Universidad de Cataluña donde se realizaron las calibraciones de los equipos. Indicar que la calibración de los equipos se realiza para unas determinadas condiciones de medida, por lo que el caso de este trabajo de investigación se fijó que la calibración de los equipos (cuyos datos se reflejan en esta memoria) fuera realizada en un haz con calidades que se aproximaban al espectro de energías de rayos X generado por el escáner de seguridad que es objeto de evaluación en la memoria, para lo que se siguió el procedimiento indicado en la norma [126], que regula los estándares nacionales de kerma en aire para rayos X de energía baja y media y en el campo de radiación γ usando ^{137}Cs .



Figura 94: Calibración equipos de medida.

El proceso de calibración consiste en realizar una comparación entre el valor conocido y determinado de la fuente patrón de referencia y las medidas determinadas por el equipo sujeto a calibración, para lo cual se coloca en las distintas distancias que se muestran en la Figura 94. La exposición de los equipos a esta fuente de referencia, a diferentes distancias y tiempos, permite obtener las medidas de la dosis o tasas de dosis en el intervalo de valores necesarios para la calibración. A partir de estos valores se obtendrá el factor de calibración del equipo a partir del cociente del valor medido por el equipo frente al de referencia del patrón de calibración. Es importante mencionar que algunos equipos, en su propio diseño, disponen de sistemas correctores que permiten su ajuste en función del factor de calibración. Por ejemplo, esta posibilidad la presenta el equipo Bicon seleccionado, por lo que durante la calibración se podrán realizar ajustes correspondientes hasta conseguir que el equipo tenga un factor de calibración final de 1 frente a una fuente de ^{137}Cs . Sin embargo, existirán otros equipos en los que será necesario tener en cuenta este factor a la hora de determinar el valor final de la medida. Llegado a este punto es importante señalar que la disponibilidad de esta opción en un equipo no es un factor determinante para la calidad final de la medida, solo simplifica el trabajo del operador que está realizando las medidas.

Todos los equipos fueron calibrados de manera estandarizada con el procedimiento de calibración de los laboratorios que cumplen de manera estricta las normas metrológicas nacionales e internacionales, que permiten garantizar el correcto funcionamiento de los instrumentos calibrados. Otro de los parámetros que se controla durante la calibración es si los equipos cumplen con el intervalo de incertidumbre asociado a la medida que comprende del 5 % - 20 %, lo que permitirá determinar si el instrumento está en unas condiciones de operación adecuadas o no. En el caso de los equipos que se emplean en esta memoria todos cumplen dichos requisitos, por lo que se considera que sus condiciones de operación son adecuadas.

Por último indicar que los resultados obtenidos de estas calibraciones por los laboratorios metrológicos para los equipos empleados se recopilan en la Tabla XV, la Tabla XVI y la Tabla XVII. Estos serán discutidos con posterioridad en cada uno de los apartados correspondientes a los equipos.

3.2.2 Variación del factor de calibración con respecto a la energía. Respuesta relativa

Ya que en esta memoria de investigación se pretendía el empleo de estos equipos seleccionados en zonas muy complejas y de con energías fotónicas desconocidas desconocidos, es imprescindible determinar cual es su dependencia con la energía. Dado que según indica toda la bibliografía de referencia [73] [77] [80] [81], es necesario seleccionar aquellos equipos de medida que presenten una respuesta lo más uniforme posible para un intervalo de energía amplio (o al menos en el intervalo en el que se vayan a realizar las medidas).

Dicha caracterización de los equipos se obtiene a partir de los datos de su calibración, por lo que, como se ha comentado en el párrafo anterior, es imprescindible su calibración para determinar si es posible o no su utilización directa en la medida, o si se requiere una corrección en función del intervalo de energía en las que se desea realizar la medida.

El conocimiento del tipo de sistema y condiciones a medir (ver punto 2.3), determinó la selección de los distintos puntos en que fueron calibrados los equipos (normalmente, los equipos se calibran empleando distintas fuentes patrón que emiten radiación γ) que en el caso de este trabajo de investigación fueron las fuentes y picos de energía siguientes: ^{241}Am (59.5 keV), ^{137}Cs (662 keV) y ^{60}Co (1133 keV y 1360 keV).

La utilización combinada de estas fuentes permite asegurar que se cubre toda o la mayor parte del espectro en energías de los equipos que miden rayos X. Además en los laboratorios metrológicos realizaron la calibración de los equipos a varias calidades de rayos X y en ^{137}Cs , según lo indicado en la norma.

Al objeto de facilitar al lector la comprensión de los pasos necesarios para realizar las medidas y las distintas variables y parámetros que hay que tener en cuenta, a continuación se realiza una discusión detallada de los resultados de la calibración proporcionados, solo para dos de los equipos dado que se trata de un procedimiento repetitivo y que si bien es necesario para la tesis, su determinación, es imprescindible para la medida pero rara vez la realizan los equipos que realizan la medida.

A partir de la respuesta energética obtenida durante la calibración de los equipos (ver la Tabla XV, la Tabla XVI y la Tabla XVII) se fundamentará la discusión siguiente en base a los campos de radiación ionizante que es necesario determinar, es decir, en esta memoria de investigación es necesario, para

realizar la evaluación, medir los campos de radiación ionizante generados por una fuente de radiación X con un intervalo energético que variará en el intervalo entre 60 – 180 keV, generados por la aplicación de una diferencia de potencial en el tubo entre 80 – 200 kV. El análisis de los resultados permitirá determinar si la selección de los equipos para estas condiciones es o no la correcta.

El análisis de los resultados obtenidos de la calibración del equipo, siguiendo los criterios expuestos con anterioridad, muestran una respuesta uniforme en función de la energía, además cercano a 1, ver datos de la Tabla XV representados en la Figura 96. Este comportamiento indica, que la respuesta del equipo es la adecuada para esas condiciones de medida, no siendo necesario realizar correcciones en el intervalo de trabajo que se ha empleado para la medida y posterior evaluación de dosis debidas al sistema de escáner. Lo que demuestra que la selección previa del equipo realizada es adecuada para la medida a realizar

Tabla XV: Valores determinados durante la calibración de la respuesta en energía del equipo Atomtex.

Calidad	Energía (keV)	Factor de calibración	Incertidumbre	Respuesta relativa al ^{137}Cs	Incertidumbre respuesta relativa
N40	33.4	0.93	0.0465	0.97	0.0668
N80	65.1	0.97	0.0485	1.01	0.0682
N120	100.4	0.90	0.0450	0.94	0.0658
N200	164.5	0.99	0.0495	1.03	0.0690
^{137}Cs	662	0.96	0.0480	1.00	0.0679

En el caso de los resultados obtenidos en la calibración del otro equipo seleccionado, Bicon (ver imagen Figura 95), se recopilan en la Tabla XVI. A la hora de evaluar los resultados es necesario recordar que este equipo permite el ajuste del factor de corrección a valores cercanos a 1, se observa un comportamiento muy similar al del caso anterior, donde como se muestra en la Figura 97, la variación del factor de calibración en función de la energía presenta también un comportamiento uniforme y cercano a 1. Por lo que, a partir de estos, datos se verifica la adecuada selección del equipo y que su comportamiento es el correcto, lo que proporciona un mayor grado de confianza en las medidas que se presentarán en esta memoria de investigación.

Tabla XVI: Valores determinados durante la calibración de la respuesta en energía del equipo Bicon.

Calidad	Energía (keV)	Factor de calibración	Incertidumbre	Respuesta relativa al ^{137}Cs	Incertidumbre respuesta relativa
N40	33.4	1.07	0.0535	1.10	0.0722
N80	65.1	0.97	0.0485	1.00	0.0686
N120	100.4	1.01	0.0505	1.04	0.070
N200	164.5	0.99	0.0495	1.02	0.0693
^{137}Cs	662	0.97	0.0485	1.00	0.0686



Figura 95: Imágenes del detector Bicon.

Una vez se determinó que los dos equipos se comportan de manera adecuada y en función de los resultados mostrados en la Figura 96 y la Figura 97, se puede realizar un análisis comparativo de la respuesta energética de ambos equipos (ver la Figura 98) donde se puede constatar de manera clara cómo si bien los datos son muy similares, existen algunas diferencias que a continuación se mencionan: 1) el equipo Atomtex muestra una mejor respuesta a bajas energías, como se puede constatar del hecho de que la medida asociada esté muy cercana a 1, mientras que en el caso del equipo Bicon el valor medido no alcanza dicho valor de factor de calibración; 2) para el resto del intervalo de energías en el cual se ha realizado la calibración el comportamiento de los equipos es muy similar, como demuestran la gran proximidad de unos puntos frente a otros y que en todos los casos del factor de calibración está muy cercano a 1.

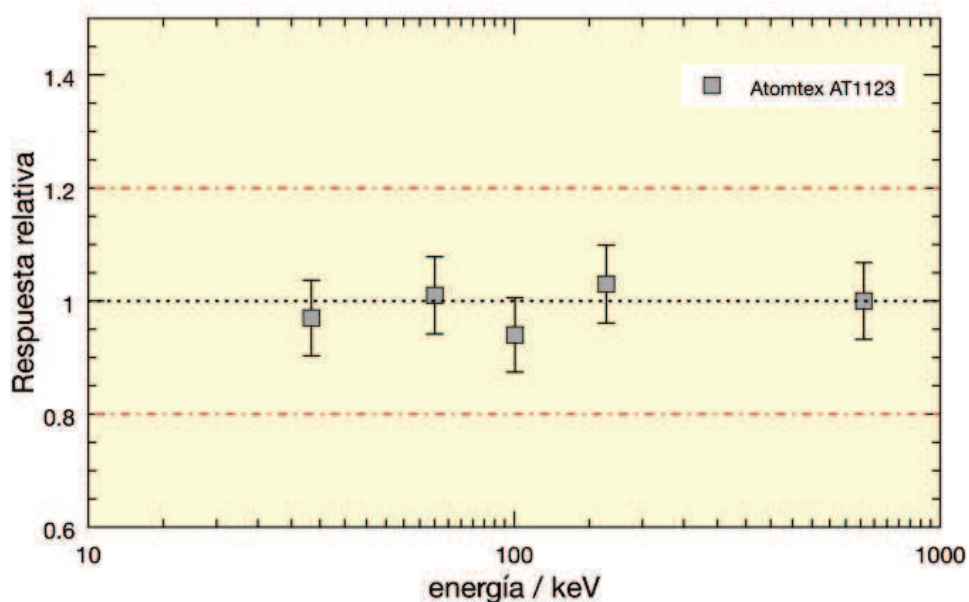


Figura 96: Variación del factor de calibración frente a la energía determinado para el Atomtex.

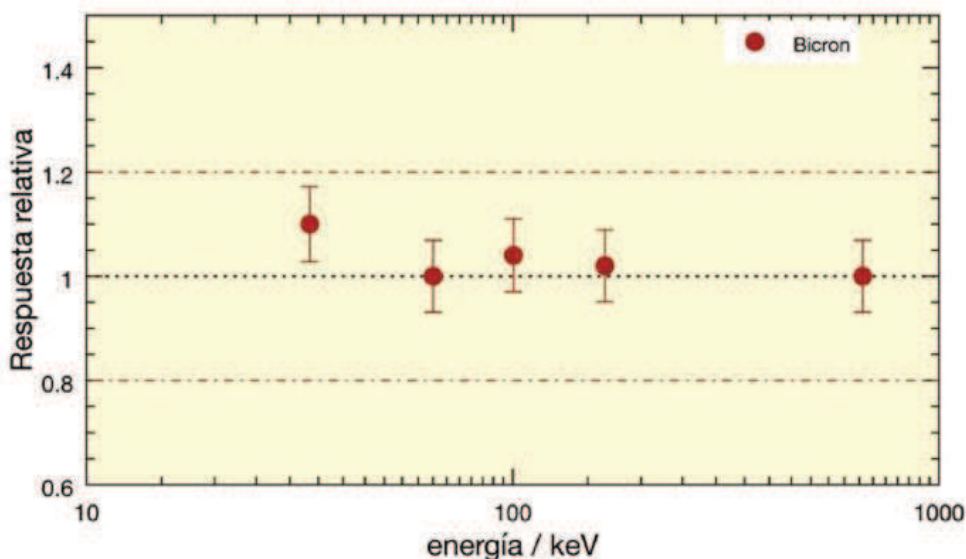


Figura 97 Variación del factor de calibración frente a la energía determinado para el Bicron.

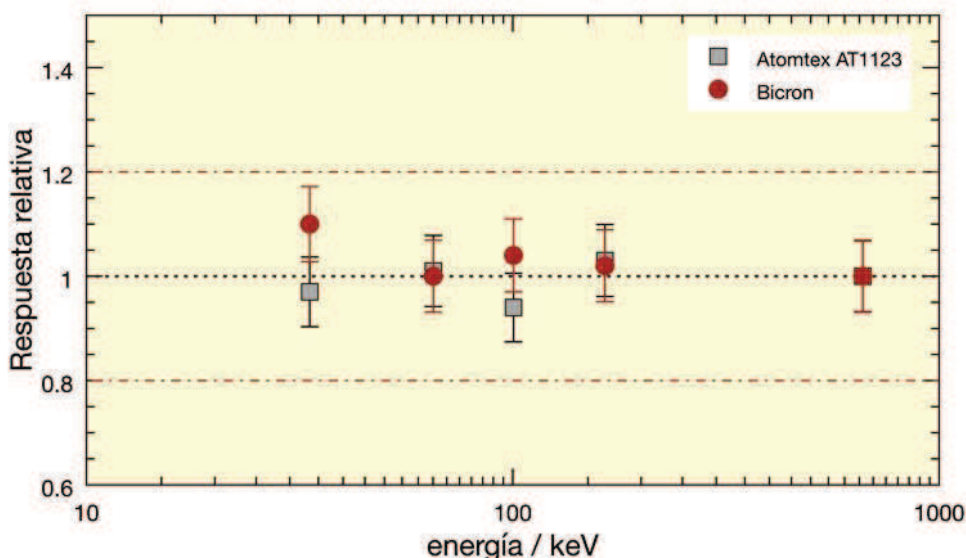


Figura 98: Estudio comparativo de los resultados obtenidos en la calibración en energías del Atomtex y del Bicron.

Si además, se tiene en cuenta que en el caso del trabajo realizado en esta memoria de investigación, es necesario evaluar la dosis recibida procedente de una fuente de rayos X cuya energía puede variar entre 60 – 180 keV, como se observa en la Figura 98 los equipos en el intervalo de energías de interés (65 – 660 keV) muestran un comportamiento prácticamente plano y con una incertidumbre asociada a la medida uniforme y $< \pm 20 \%$. Lo cual ratifica tanto la correcta selección, como el funcionamiento adecuado de los equipos en las condiciones de medida para este trabajo de investigación, con independencia de la configuración del sistema de que se trate, bien 160 o 200 kV, en el caso de considerarse la configuración I o la II, respectivamente.

En el caso de las medidas de $\dot{H}^*(10)$, en este trabajo de investigación, teniendo en cuenta los resultados obtenidos de la calibración se determinó realizarlas siempre con ambos equipos a la vez lo cual permitirá la detección de posibles anomalías en las medidas. Si bien en la mayoría de los apartados los datos utilizados y presentados corresponden con los valores medidos con el equipo Atomtex, la razón de esta decisión se basa en las características propias del equipo y la eliminación de

errores asociados a la medida debidos a las distintas apreciaciones visuales, dado que el equipo seleccionado Atomtex (Figura 101) posee una pantalla de lectura digital, mientras que el Bicron (Figura 95) es una escala con un indicador de aguja.

Siguiendo la misma metodología de análisis, a continuación se presentan los valores obtenidos de la calibración para el caso de los sistemas que se utilizarían en la medida de dosis equivalente personal. En este caso se centrará el estudio en los valores proporcionado en la calibración de los dosímetros "DIS" [127], donde de igual manera se analizará su respuesta en el mismo intervalo de energías que en el caso anterior. Los resultados obtenidos se recopilan en la Tabla XVII y a partir de ellos y para una mejor comprensión del lector se representa la energía de la fuente frente al factor de calibración en la Figura 99, lo que permitirá determinar cual es su repuesta. Como es fácilmente observable en la Figura 99, cuando la energía de la fuente es baja, es decir, < 100 keV la respuesta no es la adecuada, obteniéndose una sobre-respuesta de los dosímetros a esas energías, que puede ser > 30 % en el caso de energías < 66 keV. Hecho que habrá que tener en cuenta en el caso de que la energía a medir se encuentre en dicho intervalo de energías. Sin embargo, cuando la energía a medir se encuentra en el intervalo entre 100 - 660 keV, su comportamiento es plano, valores de factores de calibración muy cercanos a la unidad e incertidumbres asociadas a la medida siempre $\leq \pm 20\%$.

Tabla XVII: Valores determinados durante la repuesta en energía de los equipos DIS-1 [127].

Calidad	Energía del pico (keV)	Factor de calibración	Incertidumbre	Respuesta relativa al ^{137}Cs	Incertidumbre respuesta relativa
N40	33.4	1.31	0.0707	1.32	0.0863
N80	65.1	1.11	0.0555	1.12	0.0744
N120	100.4	0.97	0.0485	0.98	0.0693
N200	164.5	0.96	0.0490	0.97	0.0696
^{137}Cs	662	0.99	0.0495	1.00	0.0700

A partir del análisis de estos datos se tomó la decisión de emplear estos equipos cuando el intervalo de energías a medir estuviera en el intervalo entre 100 – 600 keV.

A modo de resumen, o de conclusión, de este apartado, indicar que si se considera que el criterio de aceptación de la operatividad de un equipo de medida para el fin propuesto es que la respuesta de energía sea uniforme y dentro de $\pm 20\%$ con respecto a un valor promedio, en el intervalo de energía que incluye la radiación a medir, en el caso de esta memoria el escáner de inspección; entonces, a partir de los datos obtenidos en las calibraciones se afirma que los detectores Atomtex y Bicron, seleccionados para la medida de la medida de $\dot{H}^*(10)$, al mostrar un comportamiento que cumple con lo indicado con anterioridad están dentro de este criterio de aceptación. Sin embargo, los dosímetros DIS, muestran un comportamiento muy diferente que habrá que tener en cuenta. Realizando un estudio comparativo gráfico entre estos tres equipos (ver Figura 99 y la Figura 100) se constata el comportamiento diferente de los dosímetros a bajas energías, es decir < 100 keV, donde se demuestra la sobrerrespuesta de estos sistemas, lo que supondrá una significativa limitación en su intervalo de energías de aplicación. Mientras que para valores de energías > 100 keV el comportamiento de los tres sistemas seleccionados es el adecuado, cumpliendo en todos los casos con los criterios comentados.

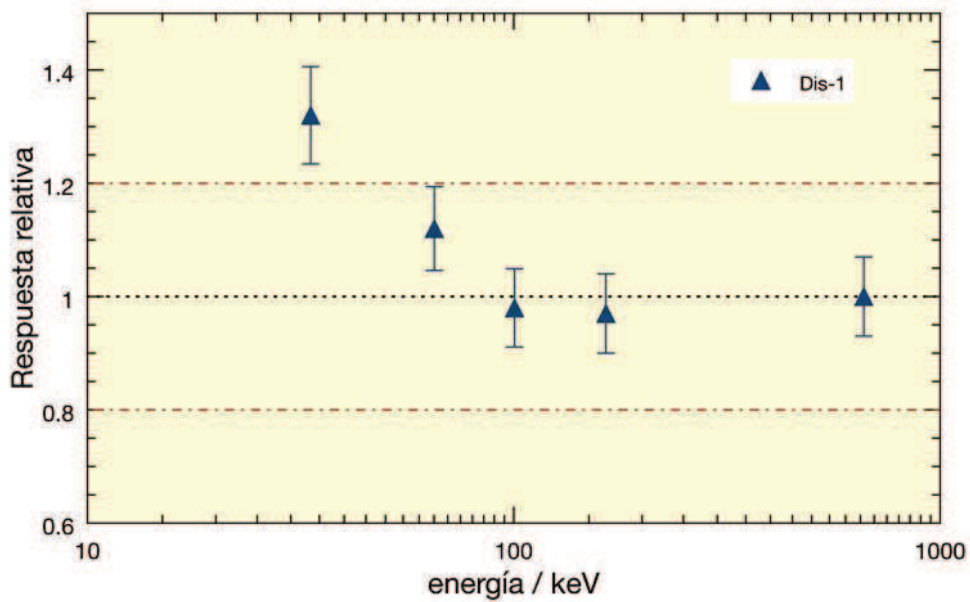


Figura 99: Variación del factor de calibración frente a la energía determinado para los dosímetros DIS-1.

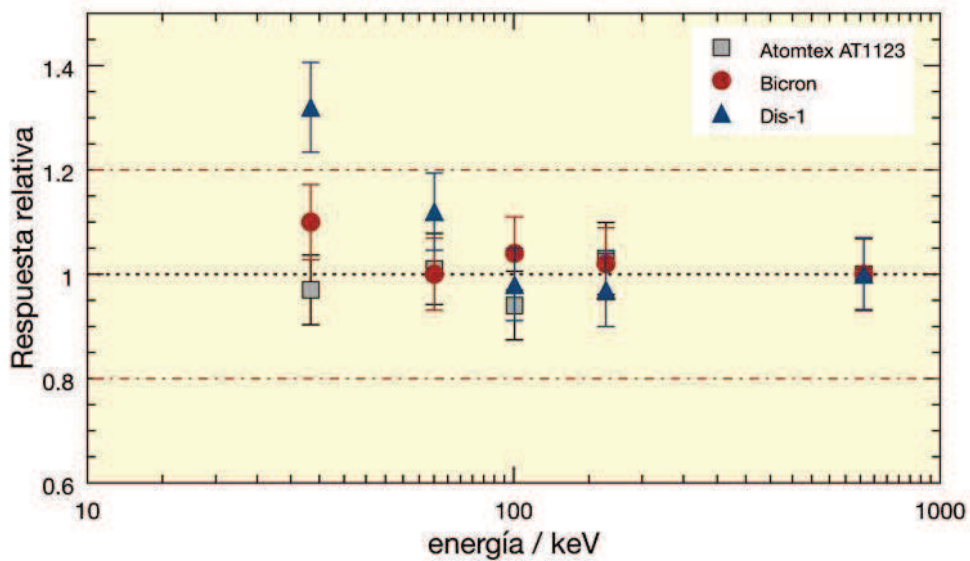


Figura 100: Variación del factor de calibración frente a la energía determinado para los equipos Atomtex, Bicron y DIS-1.

Las calibraciones realizadas de los distintos equipos que se utilizarán para medir los parámetros necesarios para la evaluación del escáner de rayos X corroboran la adecuada selección de los mismos y que cumplirán con los criterios de respuesta lineal uniforme en energía e incertidumbre asociada a la medida $< \pm 20\%$; dado que las medidas se realizarán en las condiciones máximas de diferencia de potencial en el tubo de rayos X, es decir 160 o 200 kV, en función de que se trate de la configuración I o la II, respectivamente.

3.2.3 Dependencia angular de la respuesta del Atomtex

En este trabajo de investigación al evaluar la dosis ambiental, nos enfrentamos a una fuente no puntual en distintas posiciones, aún así, es interesante comprobar si existe o no una anisotropía en el comportamiento de los equipos seleccionados. Además del análisis previo de las capacidades de los equipos se sabe que uno de los equipos estudiados, el Atomtex el fabricante reconoce dicha dependencia con respecto al ^{137}Cs y rayos X enfrentadas a fuentes puntuales.

El Atomtex (Figura 101) es un instrumento portátil con intervalo amplio de medida en energías para dosimetría de radiación γ y rayos X continuos de corta duración y pulsados. Será utilizado para determinar la tasa de dosis en cada punto del área sometida a la radiación ionizante generada por la fuente de rayos X, por lo que una vez calibrado y estudiada su respuesta en energía, se procedió al estudio de la dependencia angular de la respuesta. Como se muestra en la Figura 101, dicho estudio consistió en realizar una serie de medidas a distancias fijas pero con distintos ángulos en relación con la superficie frontal del detector, para ello se dibujó un esquema y un círculo que permitía colocar una fuente, en este caso de ^{137}Cs y de actividad conocida, a diferentes ángulos y medir cual era la lectura en cada uno de estos puntos de manera que se pueda determinar dicha influencia.

Tomando como base del estudio los resultados proporcionados por el fabricante en la documentación del equipo (ver la Figura 102 [100]), en la que se indica en 2D (plano horizontal) la respuesta angular del Atomtex frente a distintas energías de radiación, se observa la existencia de una mayor dependencia de este efecto anisotrópico a energías bajas, por lo que se decidió que para dar una mayor calidad a la evaluación a partir de la fiabilidad de los valores medidos era necesario determinar esta dependencia.

Para ello y con las fuentes disponibles en el CIEMAT, se realizó una réplica del estudio del fabricante al objeto de comparar los resultados con los del equipo utilizado frente a una fuente de ^{137}Cs , que presenta una radiación γ característica a una energía de 662 keV. Donde el valor a 0° corresponde con la situación frente a frente del detector y la fuente (a una distancia de 30 cm), el promedio de la serie de valores medidos en esta disposición (al menos 10) se toma como valor de referencia y los demás valores promedios obtenidos en las distintas posiciones se normalizará respecto de este valor. Los valores normalizados obtenidos se recopilan en la Tabla XVIII. Datos que sirven para la realización de la Figura 103, cuyos valores se indican como ^{137}Cs .

Tabla XVIII: Respuesta angular del Atomtex frente a ^{137}Cs a distintos ángulos, normalizada respecto del valor de 0° .

Ángulo	Tasa de dosis promedio $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	Valor %
0°	1.61 ± 0.08	100
$\pm 30^\circ$	1.61 ± 0.08	100
$\pm 60^\circ$	1.59 ± 0.08	99
$\pm 90^\circ$	1.58 ± 0.08	98
$\pm 120^\circ$	1.37 ± 0.08	85
$\pm 150^\circ$	1.24 ± 0.08	77
180°	0.79 ± 0.08	49



Figura 101: Imágenes del estudio realizado para la determinación de la dependencia anisotrópica del equipo Atomtex

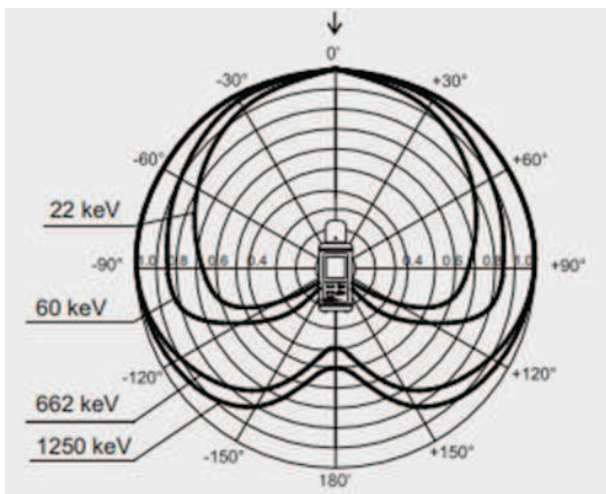


Figura 102: Anisotropía para plano horizontal Atomtex según el fabricante [100].

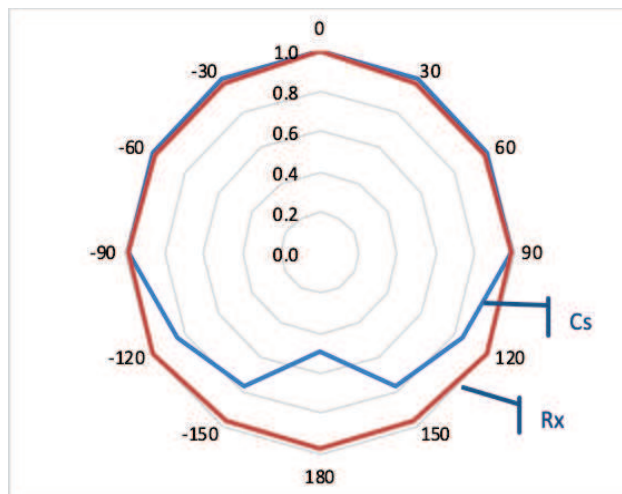


Figura 103: Anisotropía comprobada en ¹³⁷Cs y rayos X.

Los resultados obtenidos demuestran que el equipo utilizado cumple con lo indicado en las especificaciones del fabricante [100], ya que como se puede comprobar si se compara la curva de energía de 662 keV (correspondiente al ¹³⁷Cs) de la Figura 102 con la realizada con el equipo se observa una total coincidencia en el resultado de la Figura 103 para la curva ¹³⁷Cs. Debido a que en este estudio no se mide radiación γ , sino radiación X se consideró conveniente evaluar la dependencia angular de la respuesta frente a radiación X, y esta se realiza en el ensayo real, cuando se determina la dosis recibida por un individuo en el área circundante mientras otro pasa inmóvil por una cinta que le transporta frente a la fuente de radiación X.

Gracias a la disponibilidad que ofrecieron los colegas de la empresa ADANI participantes en el proyecto MESMERISE [2], fue posible realizar este estudio con la fuente de rayos X “sometida a evaluación” siguiendo la misma metodología empleada para el caso de la fuente puntual de ¹³⁷Cs. Los resultados obtenidos se recopilan en la Tabla XIX y la Tabla XXXI. Datos que sirven para la realización de la Figura 103, cuyos valores se indican como rayos X.

Tabla XIX: Respuesta anisotropía del Atomtex frente a la fuente de rayos X del escáner, normalizada respecto del valor de 0°.

Ángulo	Tasa de dosis promedio $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	Valor %
0	1.55 ± 0.08	100.0
30	1.51 ± 0.08	97.6
60	1.51 ± 0.08	97.5
90	1.53 ± 0.08	98.8
120	1.55 ± 0.08	99.8
150	1.50 ± 0.08	96.5
180	1.50 ± 0.08	96.7

Un estudio comparativo del comportamiento del equipo frente a la fuente puntual de ^{137}Cs con respecto de la radiación X (Figura 103), parece indicar que frente a la radiación X este equipo no muestra dependencia angular a la hora de determinar la dosis ambiental $H^*(10)$. Para poder dar como válida dicha afirmación para rayos X en general, se debería haber realizado el test con el equipo enfrentado al haz de radiación, sin embargo, el ensayo, se ha realizado frente a la radiación dispersa en el escenario real de trabajo donde se van a realizar las medidas. Lo que significa que, de que no presente anisotropía en nuestras medidas, no se puede discernir si el equipo presenta o no anisotropía frente a la detección de un haz de una fuente de rayos X.

En las condiciones que hay que evaluar el sistema sujeto a estudio, la radiación que hay que medir es la dispersa generada por la el choque del haz de rayos X con el individuo y por la contribución muy significativa de la radiación dispersa que se produce al chocar con las paredes de la sala. De los resultados obtenidos se puede concluir que, para la determinación con este equipo de la dosis equivalente ambiental, no se encuentran variaciones significativas de los valores obtenidos con el equipo en función del ángulo de éste con respecto a la fuente. Hecho que permitirá establecer simetrías en las dosis en cada punto en función de que no existan diferencias en cuanto a la situación y orientación con respecto a la dirección del haz (siendo el punto 0° el coincidente en orientación y sentido en la dirección del haz incidente) y que ayudarán a la hora de realizar la evaluación del sistema.

3.2.4 Sonda de CeBr₃

En este trabajo de investigación se consideró de interés evaluar la relevancia de utilizar detectores CeBr₃ (monocristal) para la obtención de los espectros generados por la fuente de rayos X en cada una de las condiciones y disposiciones que se evalúan en esta memoria. El principal motivo de la selección de este detector es la novedad de este detector, su uso en esta aplicación sería novedoso pues no hay demasiados estudios de este tipo de cristales con respecto al análisis espectral de rayos X. Para el desarrollo de estas actividades se contó con la colaboración e inestimable ayuda del LMRI del CIEMAT [124].

Según la teoría básica de este tipo de sistemas [81], los fotones que integran el haz de rayos X emitido por el tubo catódico muestran una distribución continua en energías con valores comprendidos, teóricamente, entre 0 y un valor máximo que corresponde al valor de diferencia de potencial o kilovoltaje aplicado al tubo de RX [128] (en esta memoria los valores máximos empleados fueron de 160 kV y 200 kV para la configuración I o la II, respectivamente). El fenómeno físico consiste en la interacción de los electrones cargados con una energía que al colisionar contra el ánodo, parte de su energía, la cederán emitiendo radiación de frenado. Dicha distribución de energías forma un espectro continuo característico, correspondiendo el máximo del espectro a la máxima diferencia de potencial aplicada, y su pico corresponde con la energía del haz.

Por lo tanto, la medida de los espectros de emisión de los equipos de rayos X pueden ser un dato clave para corroborar si han ocurrido cambios de la diferencia de potencial de pico o kilovoltaje, cambios en la intensidad de corriente o en la filtración, parámetros que afectan a la calidad de la imagen radiológica [128].

En estos ensayos la disposición instrumental es la que se muestra en la Figura 104 (que corresponde con una imagen del detector conectado al ordenador que contiene el software para el análisis de espectros Genie 2000 [109]). En la Figura 105 se muestra una imagen del detector en un blindaje, éste se utiliza para minimizar la radiación detectada ajena a las fuentes a medir, lo que se conoce como fondo, que es la radiación generada por la interacción de los rayos cósmicos con la atmósfera y a la presencia de radionúclidos en el entorno del detector. En la Figura 106 se muestra una imagen del sistema empleado para las medidas realizadas en el LMRI.

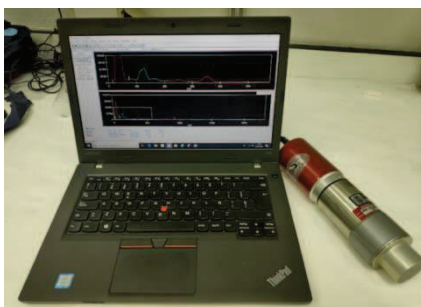


Figura 104 : Espectrometría y detector de CeBr_3 .

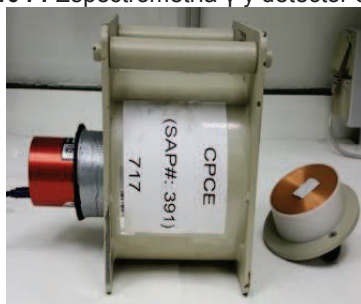


Figura 105: Detector de CeBr_3 con blindaje.

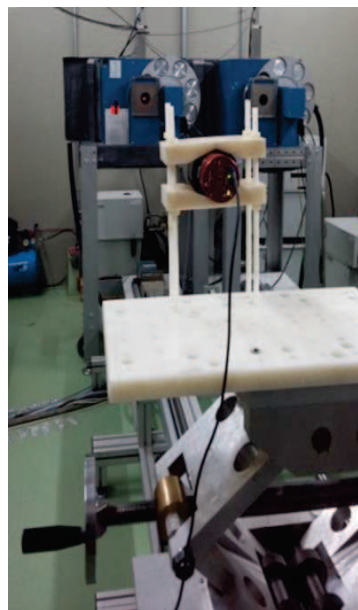


Figura 106: Imagen de la exposición del detector de CeBr_3 a un haz de rayos X en el LMRI del CIEMAT.

En primer lugar se procedió a la caracterización de los espectros de rayos X generados, para tener el conocimiento de como deberían ser el espectro obtenido por el monocristal de CeBr_3 ; la modelación fue realizada por los expertos del LMRI⁸, mediante códigos de Montecarlo que permiten simular el espectro de energías que se obtendría en el detector para la diferencia de potencial de 100 y 80 kV, los resultados obtenidos en cada una de las modelaciones se muestran en la Figura 107 y la Figura 108, respectivamente.

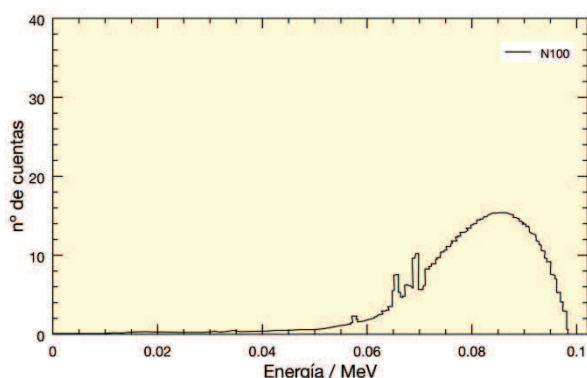


Figura 107 Espectros simulados del CeBr_3 para N100 (cedido por M. Embid).

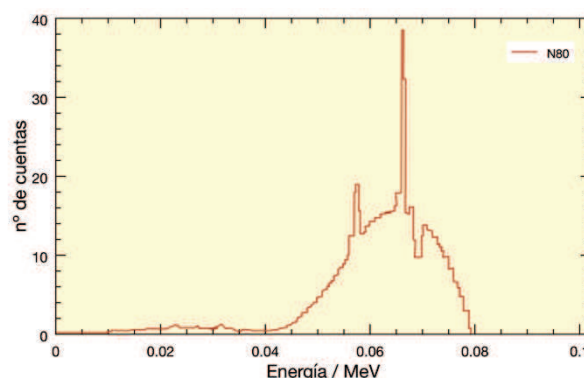


Figura 108 Espectros simulados del CeBr_3 para N80 (cedido por M. Embid).

Una vez se estimó el el espectro teórico obtenido con los parámetros del detector y antes de su utilización, siguiendo con los procedimientos del laboratorio de medidas de protección radiológica metrología (LMPR), se procedió a la calibración en energías del detector de CeBr_3 , para lo cual se

⁸ Cálculos realizados y cedidos por el Dr. Miguel Embid responsable del LMRI (124)

expuso a diversas fuentes de radiación γ . Esta calibración se realiza en todo el intervalo, y en especial en el intervalo de energías bajas (región de RX). En la Tabla XX se muestran los resultados obtenidos en dichas medidas donde se compara tanto el centroide como el ancho del pico (resolución) determinados.

Tabla XX: Isótopos utilizados en la calibración del CeBr₃.

Isotopo	Energía (keV)	Resultados experimentales espectro		
		Energía (keV)	Centroide	FWHM
²¹⁰ Pb	46.54	44.039	46.8	13.4
⁵⁷ Co	122.06	115.88	110.4	27.66
¹⁰⁹ Cd	88.03	82.09	80.49	25.7
²⁴¹ Am	59.54	61.18	61.98	13.58
⁵⁷ Co	122.06	116.09	110.58	15.3
¹³⁷ Cs	661.66	663.69	595.33	33.39
⁶⁰ Co	1173.23	1170.82	1044.25	45.05
	1332.49	1326.31	1181.9	46.8
¹⁵² Eu	121.78	117.94	112.32	23.13
	244.7	242.01	222.03	28.41
	344.28	344.47	312.63	32.23
	411.12 443.97	435.97	393.53	54.99
	778.9	782.59	700.03	40.08
	867.38	873.33	780.26	33.6
	964.08	969.33	865.15	40.81
	1085.84 1112.08	1104.06	984.28	52.75
	1408.01	1406.34	1251.57	50.57

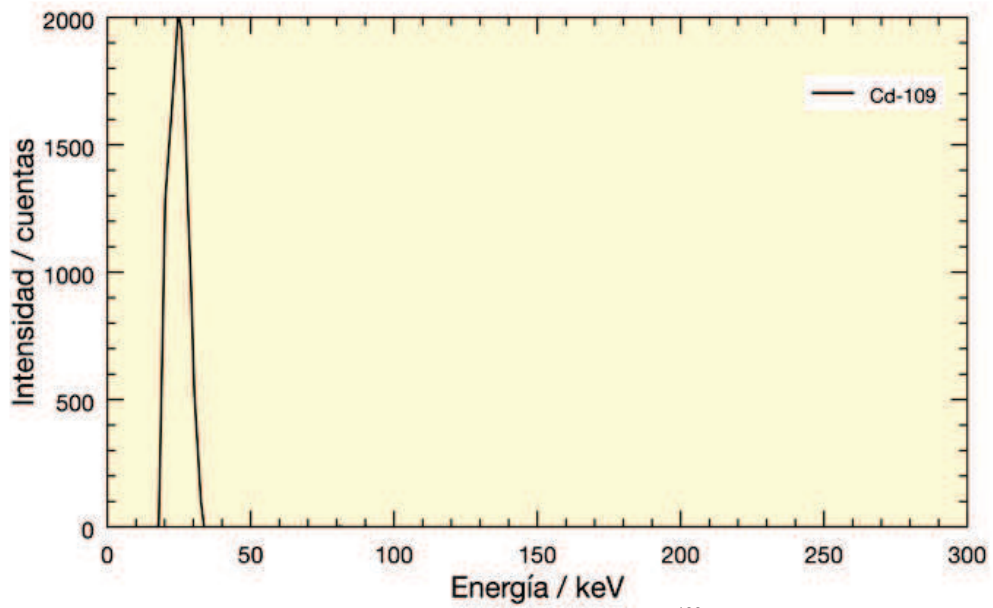


Figura 109: Espectro obtenido de con ^{109}Cd .

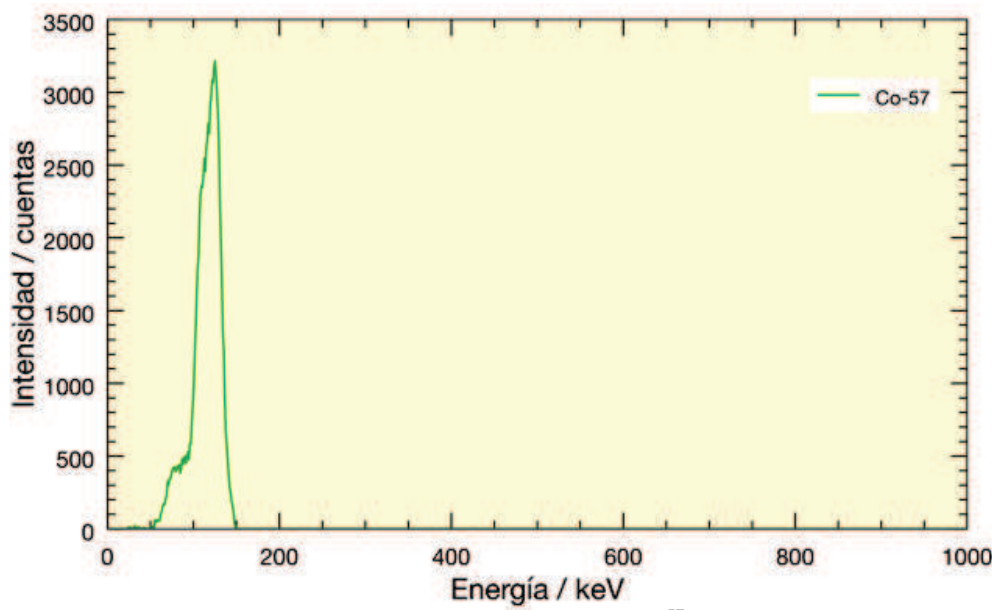


Figura 110: Espectro obtenido con ^{57}Co .

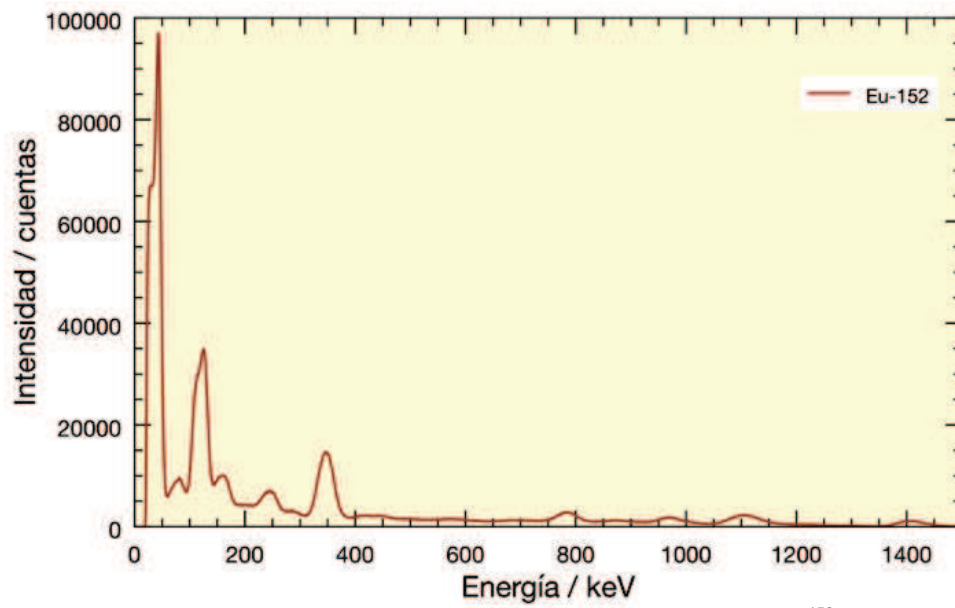


Figura 111: Espectro obtenido de la verificación en energía con ^{152}Eu .

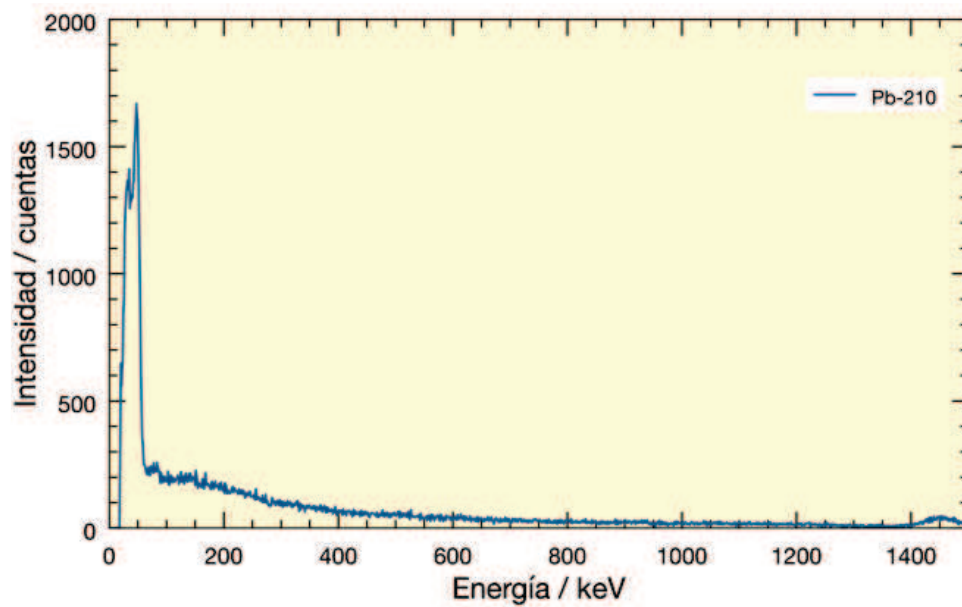


Figura 112: Espectro obtenido de la verificación en energía con ^{210}Po .

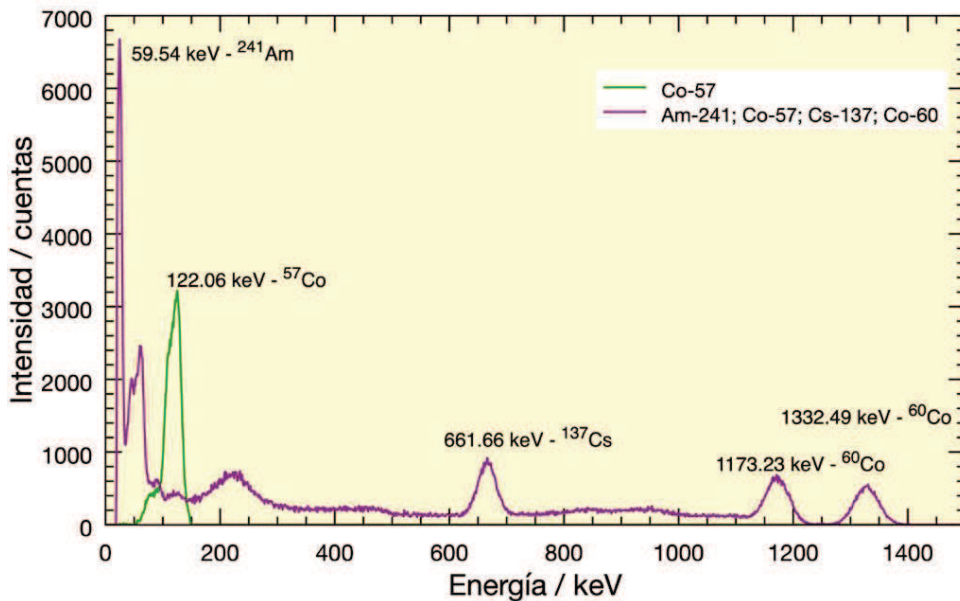


Figura 113: Calibración en energías con diferentes fuentes en el LMPR.

Una vez calibrado en energía el detector y modelada su respuesta, el paso siguiente fue realizar una serie de ensayos que permitieran verificar si la respuesta era la adecuada para poder obtener información acerca del espectro característico de RX de los sistemas sometidos a estudio en esta memoria de investigación, por lo que en el LMRI el detector se expuso a la fuente de rayos X como se muestra en la Figura 106, al objeto de simular el comportamiento que tendría frente al escáner a evaluar, es decir, comprobar si los resultados obtenidos con este detector podrían servir como medidas espectrométricas.

En los ensayos realizados en el LMRI se seleccionó un intervalo de diferencia de potencial que cubriera tanto las modelaciones realizadas como los valores de operatividad del escáner, con independencia de la configuración seleccionada. El intervalo de diferencia de potencial seleccionado fue de 80 – 300 kV.

En primer lugar se realizó un estudio de la influencia de la intensidad de corriente en el espectro obtenido para una diferencia de potencial de 80 kV. Los espectros obtenidos se muestran en la Figura 114. Indicar que durante la realización de la medida se observó la existencia de un tiempo muerto muy elevado para estas condiciones, lo cual podría invalidar los espectros obtenidos por equipo. Se constató que a diferencia de lo indicado en la ISO 4037-1 en su figura 2 [126], el espectro supera los 80 keV cuando se le aplica una potencia a la lámpara de 80 kV, (algo que no deber ocurrir y que indica que las condiciones no son las adecuadas para el detector) junto con un desplazamiento del pico asociado con la intensidad de corriente. Hecho que se demuestra cuando se ajusta la señal obtenida a una función del tipo gaussiana-lorentziana según la ecuación siguiente [129]:

$$y = h * e^{-4 \ln 2 (1-m) \frac{(x-x_0)^2}{FWHM^2}} * \frac{1}{\left[1 + 4m \frac{(x-x_0)^2}{FWHM^2}\right]} \quad <14>$$

A partir de esta ecuación es posible determinar el máximo del pico que es de 151 y 94, para intensidades aplicadas de 0.05 y 0.6 mA, respectivamente, lo que no concuerda con el espectro teórico o esperado.

El paso siguiente fue estudiar el comportamiento cuando se aplica para una intensidad fija un incremento de la diferencia de potencial en la lámpara de 100 y 120 kV a una intensidad de 0.1 mA. Los resultados obtenidos se muestran en la Figura 116 y la Figura 117, respectivamente. Al igual que en el caso anterior se observa que el pico máximo (calculado con la ecuación <14>) y la energía máxima del espectro no coincide con lo esperado, o lo indicado en la norma ISO [126] y también se detectaron los mismos problemas con el tiempo muerto de respuesta del detector que se observó a 80 kV, lo cual confirma que el equipo no se está utilizando de manera correcta o que en esas condiciones no es válido, dado que no cumple con los requerimientos de la norma.

Además en el caso de la Figura 117 se observa que para la intensidad de 0.1 mA se produce un claro fenómeno denominado como apilamiento de picos, por lo que se decidió hacer la misma prueba pero a una intensidad de corriente menor (0.02 Ma), lo que produce un espectro que sigue sin cumplir con la calidad necesaria según norma [126] para ser considerado como espectro de calidad y poder utilizar el resultado como “medida”.

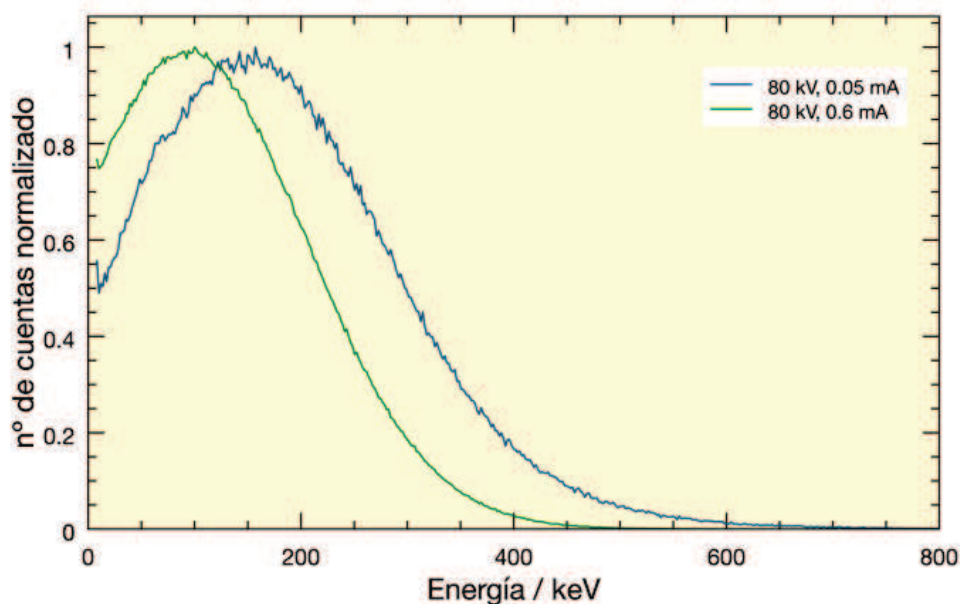


Figura 114: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 80 kV y 0.05 ó 0.6 mA.

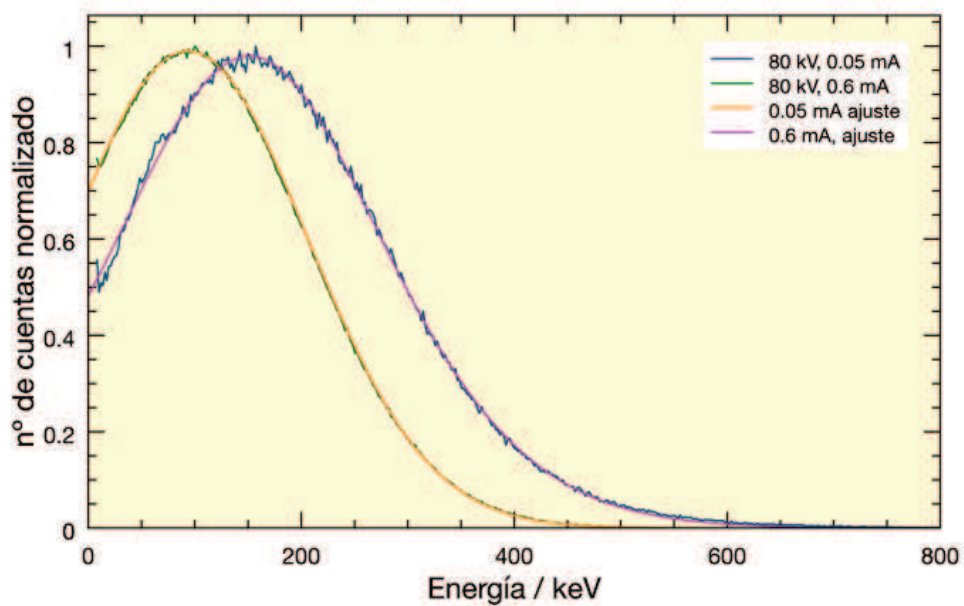


Figura 115: Espectro obtenido por el detector de CeBr₃ de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 80 kV y 0.05 ó 0.6 mA y su modelación.

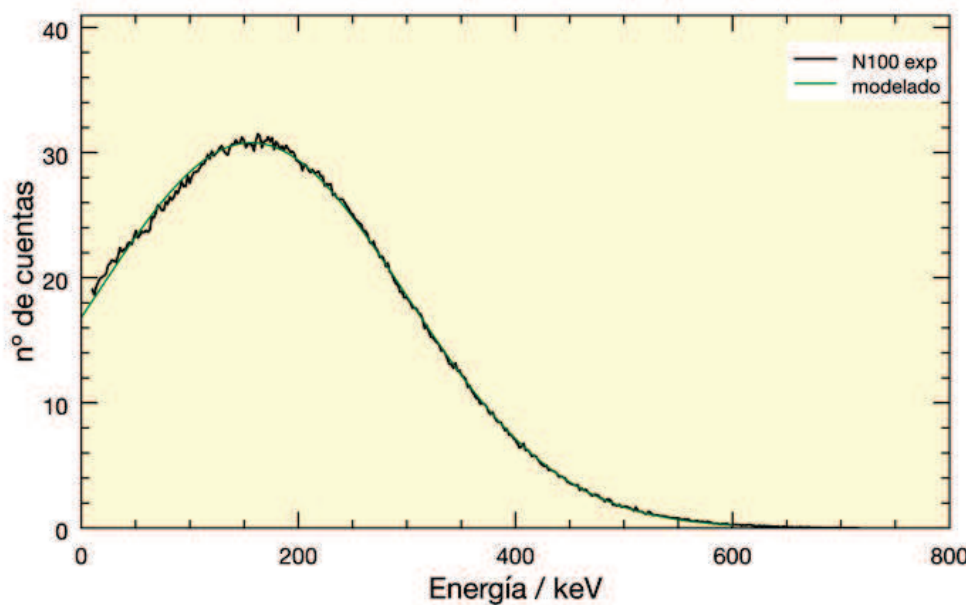


Figura 116: Espectro obtenido por el detector de CeBr₃ de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 100 kV y 0.1 mA y modelación.

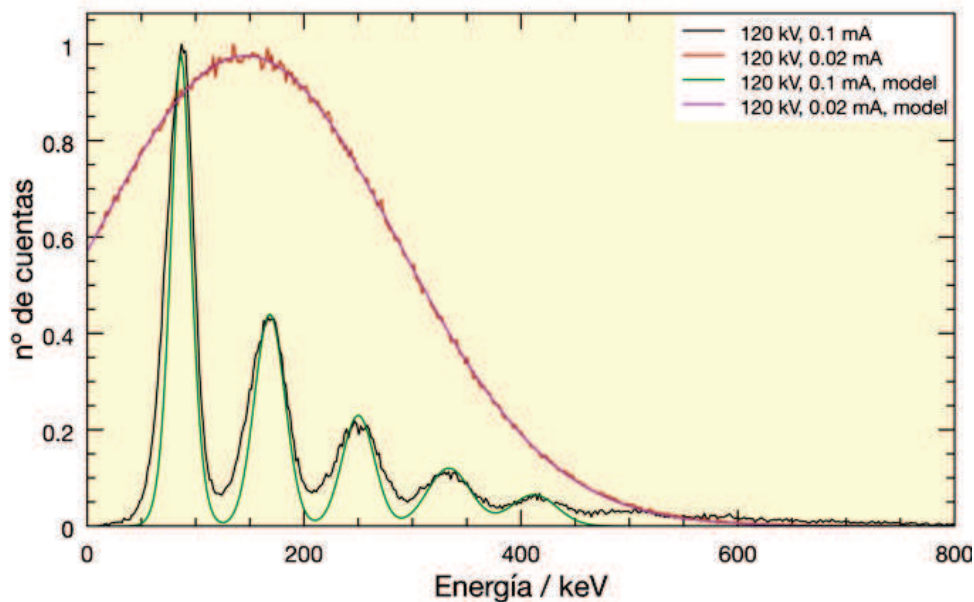


Figura 117: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 120 kV y 0.1 ó 0.02 mA y modelación.

A partir de las condiciones evaluadas, el paso siguiente fue separar el detector de la fuente, disminuir la intensidad y rodear de blindaje el detector, siendo las condiciones óptimas determinadas para una fuente de rayos X generados a 120 kV y 0.01 mA (ver Figura 118), como se puede observar este espectro cumple con las especificaciones indicadas en la norma ISO [126].

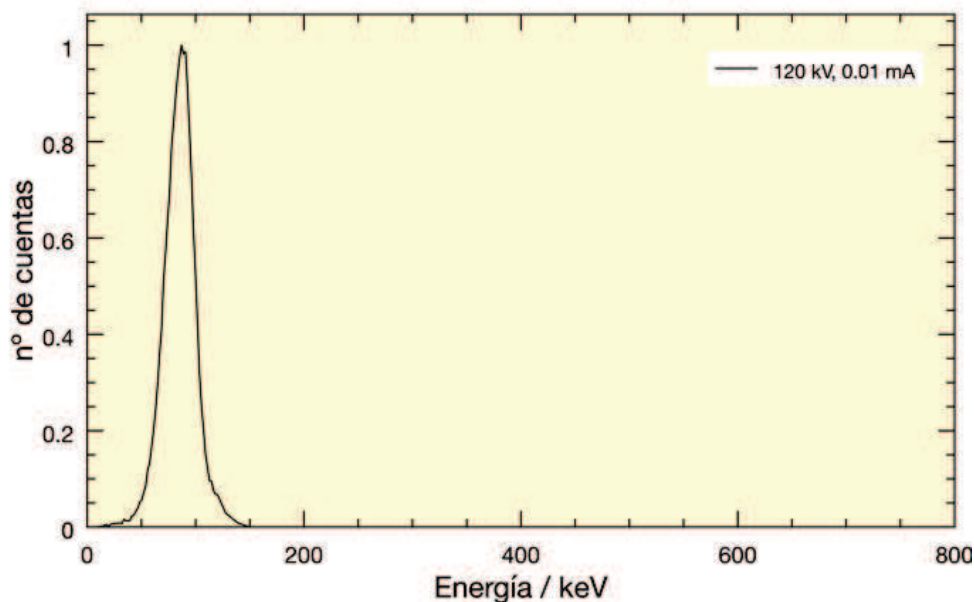


Figura 118: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 120 kV y 0.01 mA.

Una vez optimizado el sistema el paso siguiente fue intentar determinar un intervalo de operatividad del detector para este tipo de radiación ionizante, para lo que manteniendo la misma intensidad de corriente se incrementó la diferencia de potencial aplicada al tubo que varió desde los

200, 250 y 300 kV, cuyos espectros se muestran en la Figura 119, la Figura 120 y la Figura 121. En la Figura 122 se muestran de manera conjunta los distintos espectros obtenidos.

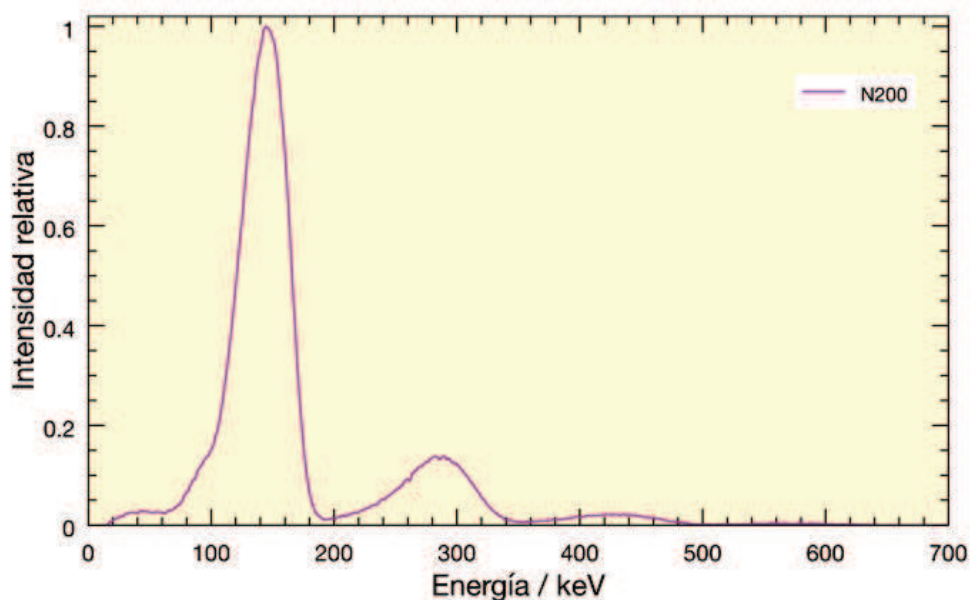


Figura 119: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 200 kV y 0.1 mA.

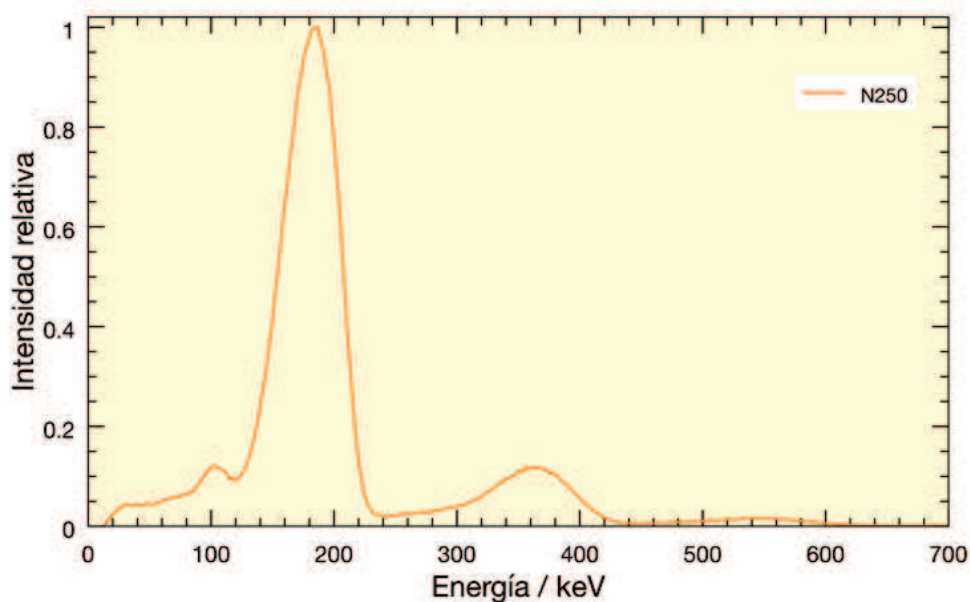


Figura 120: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 250 kV y 0.1 mA.

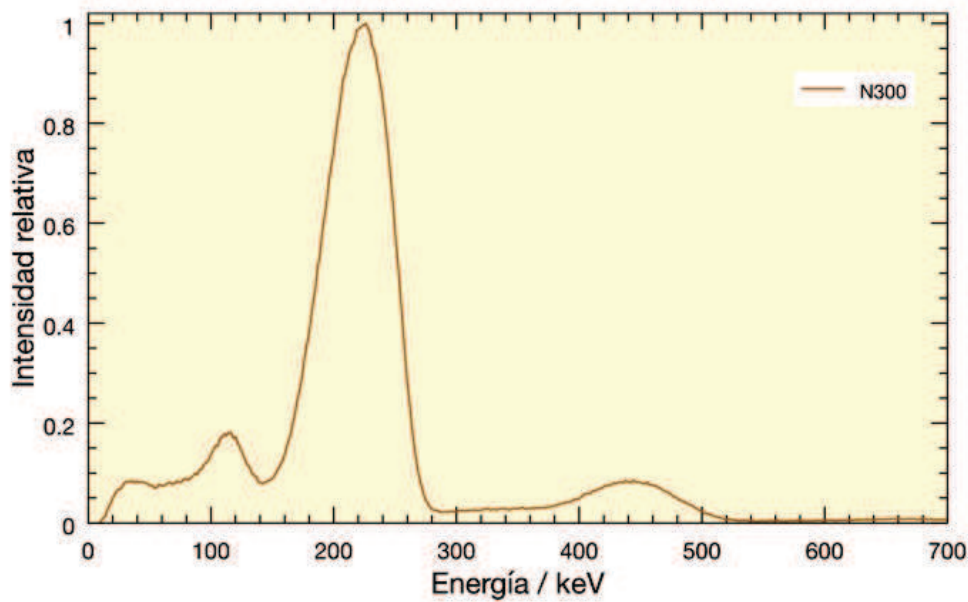


Figura 121: Espectro obtenido por el detector de CeBr_3 de una fuente de rayos X con las condiciones siguientes: 300 kV y 0.1 mA.

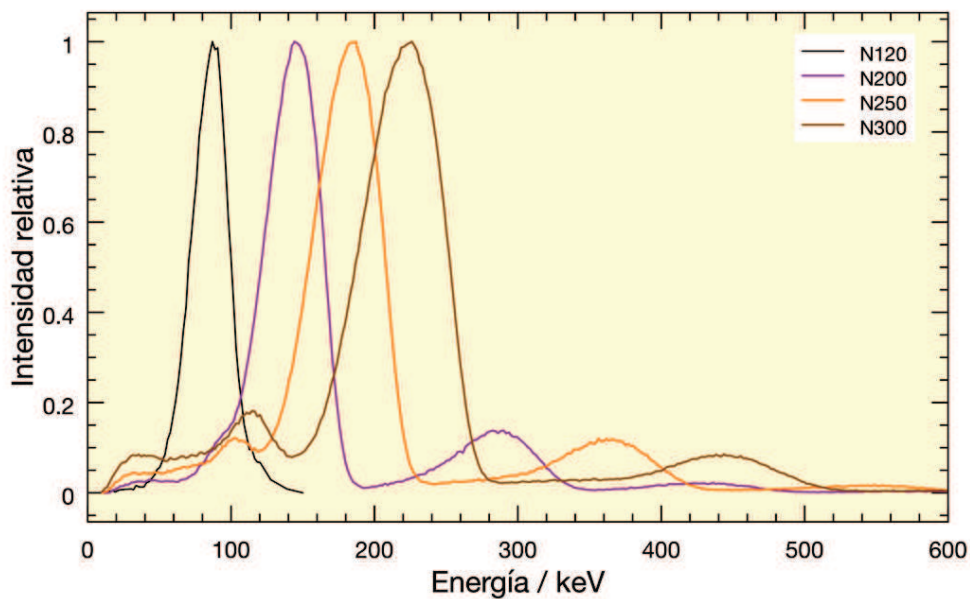


Figura 122: Espectros obtenidos por el detector de CeBr_3 en función de la diferencia de potencial aplicada a la fuente de rayos X.

Como queda demostrado se ha optimizado y evaluado el intervalo de operatividad de este tipo de detectores cuando se intenta medir la radiación generada por un sistema de rayos X. Con los parámetros determinados en la optimización y conocido el intervalo de utilidad de este equipo de detección, se determinó emplearlo para la medida de la radiación dispersa generada por el sistema de inspección. En la Figura 123 se muestra el espectro obtenido en posiciones cercanas al sistema donde se intentaba determinar la radiación dispersa generada por el sistema – configuración II. Como se observa el espectro cumple con los requerimientos exigidos en la norma ISO [126] al no superar los 200 keV.

Como se refleja en apartados posteriores, las medidas de la radiación dispersa generada por el sistema con el detector de CeBr_3 son coincidentes con las obtenidas mediante otros equipos, lo cual sirve de verificación sobre la calidad de los resultados obtenidos.

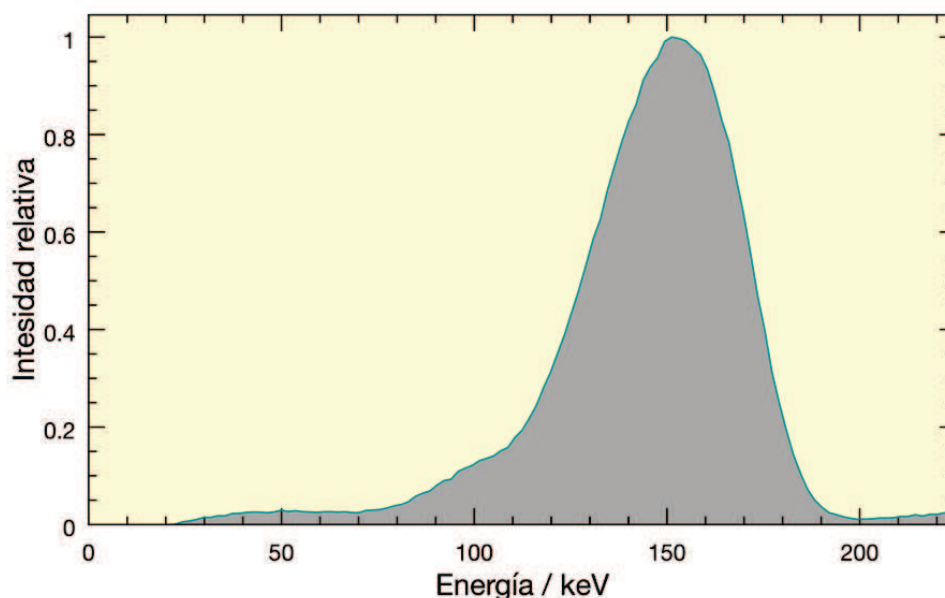


Figura 123: Espectro tomado con el CeBr_3 frente a un haz de rayos X generado con una diferencia de potencial de 200 kV.

Sin embargo cuando se intenta medir en haz directo y con independencia de la configuración del sistema, debido a la intensidad con la que trabaja la fuente de rayos X del escáner (0.2 mA o 2.5 mA), que es muy elevada como se ha reflejado con anterioridad el detector de CeBr_3 presenta los mismos problemas que no se pueden corregir. La conclusión es que la sensibilidad del CeBr_3 es demasiado elevada para este tipo de escáner, aunque sí podría utilizarse con otros sistemas de rayos X que trabajaran a una intensidad de corriente menor.

3.2.5 Medida de la radiación de fuga

El primer paso a realizar, previo a la evaluación de la dosis efectiva, es medir la radiación de fuga. Este ensayo consiste únicamente en comprobar la buena disposición de los blindajes y asegurar que no exista ninguna dosis adicional por la escasez de éstos cuando el sistema esté en funcionamiento. La medición de este parámetro permitirá determinar si el sistema durante su funcionamiento cumple con los criterios establecidos en las normas nacionales [57] e internacionales [52] [53] [75] [98] [116], es decir, este estudio se centrará en comprobar si el blindaje incorporado al sistema de inspección es el adecuado para evitar que durante su funcionamiento el público que se encuentre en las inmediaciones no reciba dosis adicional por esta causa. En su defecto se deberán proponer las medidas que fueran necesarias para asegurar que esto se cumpla.

Para poder cumplimentar esta parte de la evaluación fue necesaria la realización de distintas series de medidas en zonas, perfectamente localizadas, y cercanas al sistema de inspección, más concretamente a la fuente de rayos X y en puntos considerados como críticos por suponer juntas, cavidades, etc. Es importante remarcar, si bien se ha comentado con anterioridad, que para la determinación de la radiación de fuga, durante el proceso de realización de las medidas el sistema de

inspección está operando con el tubo conectado a la diferencia de potencial e intensidad máxima posible a la que puede operar cada configuración.

Durante la realización de las primeras medidas se detectó que para dichas condiciones de operación existían puntos cercanos a la fuente de rayos X cuya tasa de dosis superaba el límite máximo de “ $1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ” en la zona de los ventiladores. Hecho que motivó, que en colaboración con el equipo de investigación de la empresa ADANI (y dentro del proyecto MESMERISE [2]) se modificara el diseño inicial de los blindajes incluyendo un blindaje adicional de plomo en la caja de la fuente de rayos X, con lo que se realizó la primera optimización del diseño inicial del sistema de inspección que produjo una pequeña modificación del blindaje en el proyecto X-MESMERISE.

En esta memoria de investigación se presentan los resultados de medida de la radiación de fuga producida por el sistema para cada una de las configuraciones y con el diseño final del X-MESMERISE. La determinación de la radiación de fuga por sistema generador de rayos X requiere medir las tasas de dosis generadas por la fuente de rayos X en los puntos más críticos del sistema de inspección y a 0.1 m del mismo, por lo que se realizaron una serie de medidas tanto en contacto directo con los blindajes, el obturador (cerrado y abierto), puntos de cercanos a la rendija del colimador cuando el obturador esta cerrado, etc. A modo de ejemplo en la Figura 124 y la Figura 125 se muestran unas imágenes de algunas de las medidas realizadas en las condiciones comentadas con el equipo Atomtex (recordar que todas las series de medidas se realizaron por duplicado con este equipo y con el Bicron), en las que se detalló y perfectamente la localización de los distintos puntos.

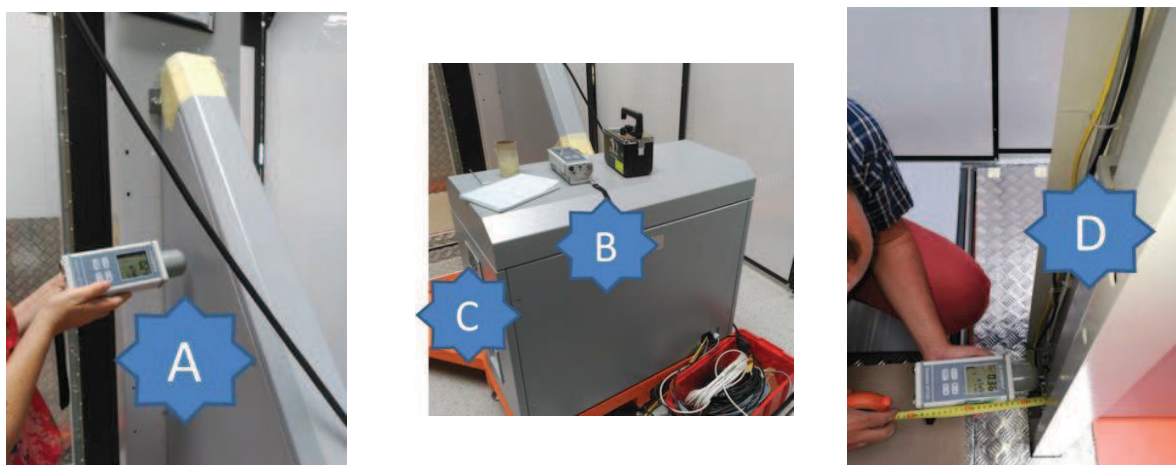


Figura 124: Imágenes de la medida de la tasa de dosis generada por el sistema de inspección en distintos puntos de control en contacto con blindaje de Pb y el obturador abierto.



Figura 125: Imágenes de la medida de la radiación de fuga del sistema de inspección en los puntos de control con el colimador de rendija y el obturador cerrado.

Figura 126: Puntos de control con el colimador de rendija y el obturador abierto.

Las series de medidas de tasa de dosis realizadas en cada uno de los puntos se reflejan en esta memoria por su valor promedio e incertidumbre ($k = 2$). Los datos medidos se presentan en función de las condiciones a las que opera el sistema de inspección. En primer lugar se muestran las medidas realizadas cuando el sistema se encuentra operando con la configuración I. En la Tabla XXI se recopilan las medidas de " $\dot{H}^*(10)$ " en distintas posiciones cercanas a la rendija del colimador y con el obturador abierto y el colimador de rendija y el obturador cerrados con un blindaje, cuando alrededor del tubo de la fuente de rayos X existe una lámina de Pb de 35 mm de espesor⁹; mientras que en la Tabla XXII se muestran las medidas de $\dot{H}^*(10)$ con el colimador de la rendija y el obturador abiertos detrás del blindaje del haz ubicado en la parte vertical del detector, como se muestra en la Figura 124.

Tabla XXI: Medidas de $\dot{H}^*(10)$ en contacto y a 0.1m en distintos puntos de control (ver la Figura 124 y la Figura 125) del sistema de inspección para la configuración I.

Descripción	Punto de control	$\dot{H}^*(10)$ en contacto / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	$\dot{H}^*(10)$ a 0.1 m / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$
Con la lámina de Pb y el obturador abiertos	A	0.56 ± 0.03	0.22 ± 0.01
	B	0.68 ± 0.03	0.29 ± 0.01
	C	0.38 ± 0.02	0.25 ± 0.02
	D	1.4 ± 0.1	0.43 ± 0.07
Con el colimador de rendija y el obturador cerrados	A (lado derecho)	0.66 ± 0.04	0.30 ± 0.02
	B (lado derecho)	0.76 ± 0.03	0.53 ± 0.02
	C (lado izquierdo)	0.63 ± 0.05	0.36 ± 0.012

⁹ Chapa sándwich en la que 5 mm de Pb se encuentran recubiertos por 15 mm de acero.

Como se puede observar en los resultados mostrados en la Tabla XXI, a 0.1 m no se encontró ningún punto donde se superara el valor umbral de tasa de dosis de $1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$, en la parte inferior de la caja que alberga el tubo generador de rayos X. Además también se comprobó como para esta configuración I influía en el punto más crítico para el público el cambio de la intensidad (ver la Tabla XXII). Como se puede ver una modificación en la intensidad produce una disminución muy significativa de la tasa de dosis recibida en ese punto.

Tabla XXII: Medidas de $\dot{H}^*(10)$ en distintos puntos de control (ver la Figura 124 y la Figura 125) del sistema de inspección en función de la configuración I.

Descripción	Punto de control	$\dot{H}^*(10) / \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$
Con el colimador de rendija y el obturador abiertos (160 kV – 1.2 mA)	A (en contacto)	1.32 ± 0.07
	A (a 0.1 m)	0.47 ± 0.02
Con el colimador de rendija y el obturador abiertos (160 kV – 0.2 mA)	A (en contacto)	0.27 ± 0.01
	A (a 0.1 m)	0.14 ± 0.01

Una vez constatadas y medidas en los puntos críticos, se discutió con el fabricante, dentro del proyecto MESMERISE, las observaciones detectadas en la evaluación con respecto a la radiación de fuga generada por el sistema de inspección, se decidió tomar de base de referencia la norma ANSI [76]. Dicha norma explícitamente indica que la radiación de fuga en cualquier punto detrás de la lámina que blinde el haz y una distancia de 10 cm a la superficie exterior del portal, no puede exceder el valor de $2.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$, como se puede comprobar de las medidas recopiladas en la Tabla XXI y la Tabla XXII el sistema con la configuración I cumple perfectamente con este requerimiento. Sin embargo, en el caso de la legislación europea [52] [53] [98], es mucho más restrictiva en este sentido, siendo el valor máximo permitido para radiación de fuga el de $1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. Como en el caso anterior para cumplir con el requerimiento lo que se realizó fue incrementar el espesor del Pb contenido en las láminas de blindaje. Hecho que ya se preveía cuando se realizó el diseño de la configuración II.

Siguiendo el mismo procedimiento que el caso anterior y con la misma metodología empleada en la Tabla XXIII y la Tabla XXIV, como se puede comprobar con las nuevas modificaciones respecto de la configuración anterior el sistema cumple perfectamente con el requisito del valor máximo permitido para radiación de fuga de $1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$, en el caso de la legislación más restrictiva [52] [53] [98].

Tabla XXIII: Medidas de $\dot{H}^*(10)$ en contacto y a 0.1m en distintos puntos de control (ver la Figura 124 y la Figura 125) del sistema de inspección para la configuración II.

Descripción	Punto de control	$\dot{H}^*(10)$ en contacto / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	$\dot{H}^*(10)$ a 0.1 m / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$
Con la lámina de Pb y el obturador abiertos	A	0.60 ± 0.03	0.25 ± 0.01
	B	0.60 ± 0.03	0.25 ± 0.01
	C	0.60 ± 0.03	0.25 ± 0.02
	D	0.60 ± 0.04	0.25 ± 0.03
Con el colimador de rendija y el obturador cerrados	A (lado derecho)	0.60 ± 0.04	0.25 ± 0.02
	B (lado derecho)	0.60 ± 0.03	0.25 ± 0.02
	C (lado izquierdo)	0.60 ± 0.04	0.25 ± 0.02

Tabla XXIV: Medidas de $\dot{H}^*(10)$ en distintos puntos de control (ver la Figura 124 y la Figura 125) del sistema de inspección en función de la configuración II.

Descripción	Punto de control	$\dot{H}^*(10)$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$
Con el colimador de rendija y el obturador abiertos (250 kV – 2.5 mA)	A (en contacto)	0.60 ± 0.03
	A (a 0.1 m)	0.25 ± 0.01
Con el colimador de rendija y el obturador abiertos (250 kV – 0.2 mA)	A (en contacto)	0.25 ± 0.02
	A (a 0.1 m)	0.14 ± 0.02

Como queda demostrado de los resultados presentados en este apartado de la memoria y a modo de conclusión indicar que: las medidas realizadas de la radiación de fuga han permitido implementar mejoras en el diseño del sistema de inspección, que devienen en la mejora de las condiciones desde el punto de vista de la protección radiológica de las personas que pudieran estar en las inmediaciones al sistema de inspección sin menoscabo de la calidad de la imagen generada por el sistema, es decir, de la capacidad de detección de materiales susceptibles de uso malintencionado que pudieran ser una amenaza para la población.

3.2.6 Influencia de la modificación de los parámetros en el escáner

En este apartado se presentan las medidas realizadas para la evaluación de las dosis efectivas recibidas durante la utilización del sistema de inspección de rayos X; reiterar que los trabajos experimentales que se presentan están enmarcados en el desarrollo, optimización e implementación del equipo, pero nunca se ha participado en las etapas de diseño de éste.

Hay que tener en cuenta que el sistema emplea rayos X de alta energía (relativamente comparado con los equipos médicos) para la obtención de imágenes que permiten diferenciar la existencia de materiales con densidad diferente, por lo que será necesario optimizar el sistema al objeto de conseguir una imagen con un gran contraste de densidades y así detectar los materiales, siempre teniendo en cuenta la aplicación de los criterios ALARA de minimización de dosis tanto para el individuo inspeccionado como para operadores, transeuntes, pasajeros frecuentes, ...

Por lo que será necesario optimizar o actuar sobre aquellos parámetros del sistema que gobiernan la intensidad del haz y que van a determinar la calidad de imagen y la radiación emitida. Estos son la intensidad de corriente del tubo "I", la diferencia de potencial "V" y el uso de filtros para la radiación. Este estudio se planteó al objeto de optimizar estos parámetros y determinar cuál es la combinación óptima de estos teniendo en cuenta la seguridad de los individuos (prevención y detección de sucesos peligrosos potenciales), y también desde el punto de vista de protección radiológica.

Dicho esto, hay que tener en cuenta como la imagen se puede ver afectada con los cambios en los parámetros, por ejemplo, si se incrementa la filtración del haz en el sistema será necesario un tubo de rayos X de mayor potencia para producir radiación suficiente que permita traspasar los filtros y conseguir una buena calidad de imagen de la persona inspeccionada. Otra de las consideraciones a tener en cuenta es que si se mantienen las mismas condiciones pero la distancia entre el detector y la persona disminuye la calidad de imagen es mejor y siempre que aumente la distancia entre el individuo y la fuente de la radiación, la dosis absorbida en las mismas condiciones será menor (la dosis es inversamente proporcional al cuadrado de la distancia). La optimización del sistema es necesario realizarla teniendo en mente estos dos conceptos, por lo que la plataforma del sistema deba estar lo más alejada posible de la fuente haciendo pasar al individuo lo más cerca posible del detector.

Por lo tanto, el estudio que se presenta a continuación tiene la finalidad de analizar la influencia de los parámetros de intensidad de corriente y diferencia de potencial, para lo que se fija uno de ellos y se va modificando el otro dentro del intervalo de operación. Esto permitirá el conocimiento de como varía la dosis en función a como lo hacen estos dos parámetros que influyen en ella. El procedimiento empleado es el siguiente: en primer lugar se analizó la relación de la dosis recibida por el individuo en función de la intensidad de corriente (mA) aplicada al tubo generador de rayos X, fijando: la diferencia de potencial aplicada Kv, el tiempo de exposición, las distancias al detector y a la fuente y utilizando el mismo filtro y las mismas condiciones en la sala (paredes, distancias, etc), variando aquí la intensidad de corriente (mA). Otra serie de ensayos se realizó fijando la intensidad de corriente (mA), tiempo de exposición, distancias al detector y a la fuente, filtro, etc, y variando la diferencia de potencial (kV).

En todos los casos estas series de medidas se realizaron a una altura de 100 cm del suelo con independencia de la configuración del sistema de la que se trate. Recordar que todas las medidas que se presentan en esta memoria utilizan como medida de referencia la determinada con una cámara de ionización de 10 dm³.

Los resultados promedios medidos junto con las incertidumbres asociadas considerando un factor de cobertura de $k = 2$ para cada una de estas series de medidas se recopilan en la Tabla XXV, la Tabla XXVI, la Tabla XXVII y la Tabla XXVIII, las dos primeras corresponden con la configuración I y las 2 últimas con la configuración II del sistema de inspección.

Tabla XXV: Evaluación de dosis en el escáner con la configuración I cuando se varía la intensidad de corriente y se fija una diferencia de potencial de 160 kV.

Intensidad de corriente / mA	Hp / μSv	Incertidumbre / μSv
0.2	0.092	0.030
0.8	0.369	0.002
1	0.462	0.001
1.2	0.554	0.002

Tabla XXVI: Evaluación de dosis en el escáner con la configuración I cuando se varía la diferencia de potencial y se fija una intensidad de corriente de 0.2 mA.

Diferencia de potencial / kV	Hp / μSv	Incertidumbre / μSv
80	0.033	0.001
100	0.062	0.003
120	0.092	0.003
140	0.125	0.003
160	0.163	0.005

Tabla XXVII: Evaluación de dosis en el escáner con la configuración II cuando se varía la intensidad de corriente y se fija una diferencia de potencial de 200 kV.

Intensidad de corriente / mA	Hp / μSv	Incertidumbre / μSv
2.5	3.349	0.002
2	2.769	0.001
1.5	2.118	0.002

Tabla XXVIII: Evaluación de dosis en el escáner con la configuración II cuando se varía la diferencia de potencial y se fija una intensidad de corriente de 1.2 mA.

Diferencia de potencial / kV	Hp / μSv	Incertidumbre / μSv
120	1.160	0.001
170	2.320	0.003
190	2.900	0.003
160	2.140	0.003
180	2.737	0.004
200	3.349	0.005

Al objeto de poder discutir mejor la dependencia entre cada una de las variables y como estas afectan a la dosis final recibida por el individuo, los resultados obtenidos se han recopilado en la Tabla XXV, la Tabla XXVI, la Tabla XXVII y la Tabla XXVIII, y se representan gráficamente en las figuras que a continuación se detallan. En primer lugar se evalúa la dependencia de la dosis con la diferencia de potencial aplicada al tubo de rayos X a una intensidad de corriente fija, como se puede observar en la Figura 127, para el caso de la configuración I se observa que al ser la $I = 0.2 \text{ mA}$ y el intervalo de diferencia de potencial de 80 – 160 kV se observa un crecimiento de la dosis recibida que se puede ajustar una función polinomial de 2º orden, mientras que cuando se comparan estos resultados con los obtenidos con el sistema en la configuración II (ver la Figura 128) se constata como el incremento de la intensidad ($I = 2.5 \text{ mA}$) y diferencia de potenciales en el intervalo de 120 – 200 kV produce un significativo incremento en la dosis que recibiría el mismo individuo situado en la misma posición, posiblemente en este caso también la imagen obtenida tenga una calidad mucho mayor. Si bien el incremento en la dosis se puede modelar también a una curva polinomial de 2º orden (crecimiento parabólico), es importante resaltar que para la misma tensión se producen incrementos en las dosis recibidas de más de 1 orden de magnitud, hecho que deberá tenerse en cuenta a la hora de optimizar el sistema.

Cuando se estudia la influencia de la intensidad de corriente (ver la Figura 129 y la Figura 130) se observa que en el caso de la configuración I se observa un incremento directamente proporcional de la dosis recibida con la intensidad (ver la Figura 129), fenómeno que se observa también en el estudio realizado en el sistema con la configuración II (la Figura 130). Los resultados obtenidos demuestran la existencia de una relación proporcional de la dosis y la intensidad de corriente, donde la pendiente es el factor multiplicativo para obtener el valor de $H_p(10)$ cuando se modifique la intensidad respecto de otro valor de referencia, esto siempre y cuando el resto de los demás parámetros permanezcan constantes.

A partir de las medidas presentadas en esta memoria es posible conocer y modelar la variación de la dosis recibida en un determinado punto cuando se modifica uno de estos parámetros, siempre que las demás variables permanezcan constantes en el sistema de escáner, es decir, se utilice el mismo filtro, las distancias a las paredes sean las mismas, los materiales de la sala en la que se ubique, la disposición de los objetos alrededor, blindajes, etc. Luego, como queda demostrado, se ha alcanzado uno de los objetivos de la tesis al ser capaces de analizar el sistema de inspección y con independencia de la configuración elegida y para intervalo de parámetros de operación ser capaces de establecer un modelo que permita predecir cual será la dosis de un determinado individuo en un punto y condiciones determinadas.

Es decir, siempre que todo permanezca constante, cuando cambiamos la intensidad de corriente o el tiempo, la dosis se podría calcular con la ecuación <6>. Para un filtro dado, siempre se puede tabular la dosis efectiva a cada intensidad de corriente en función de la diferencia de potencial. El trabajo consistiría en realizar una serie de medida con todos los filtros posibles, y si cambiamos mucho la ubicación, blindajes alrededor, materiales, ect, lo más adecuado sería volver a reevaluar la dosis.

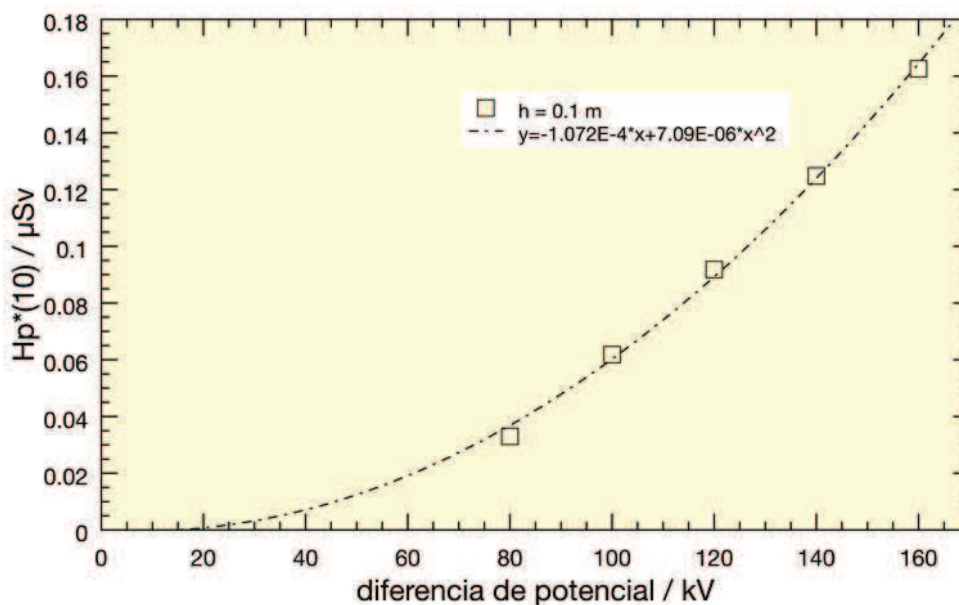


Figura 127: Respuesta del escáner (configuración I) a intensidad de corriente fija con respecto a la diferencia de potencial.

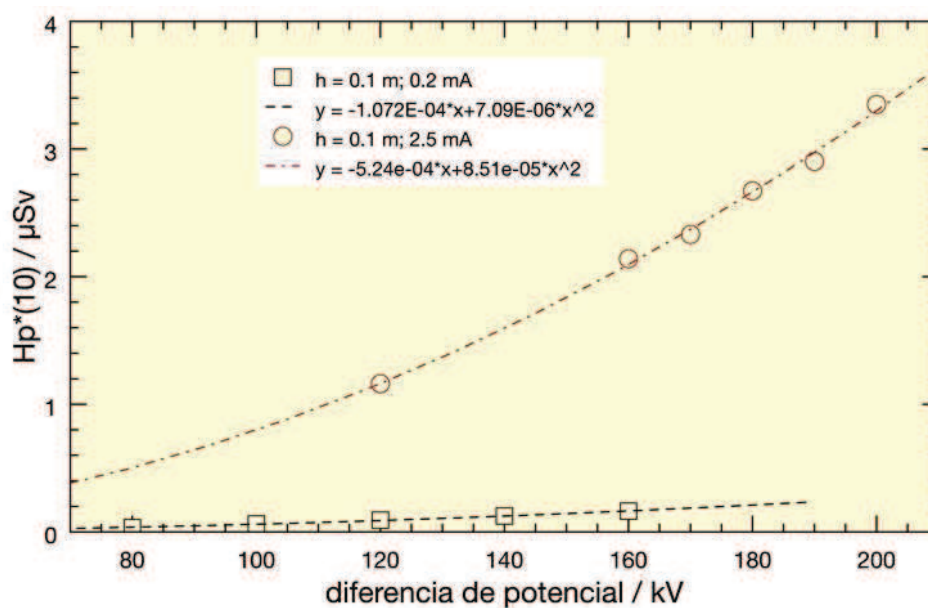


Figura 128: Respuesta del escáner (configuración II) a intensidad de corriente fija con respecto a la diferencia de potencial.

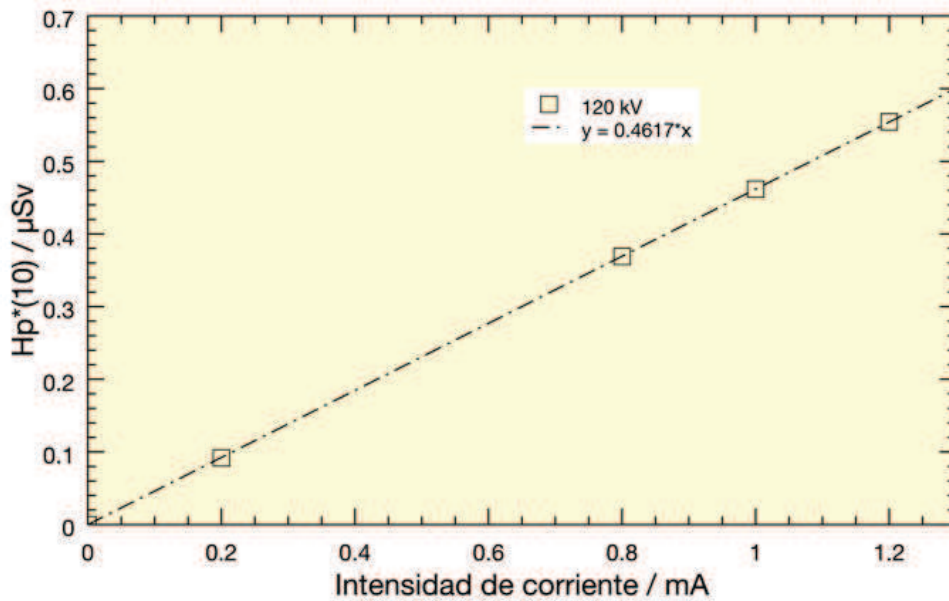


Figura 129: Respuesta del escáner (configuración I) a una diferencia de potencial fija con respecto a la intensidad de corriente.

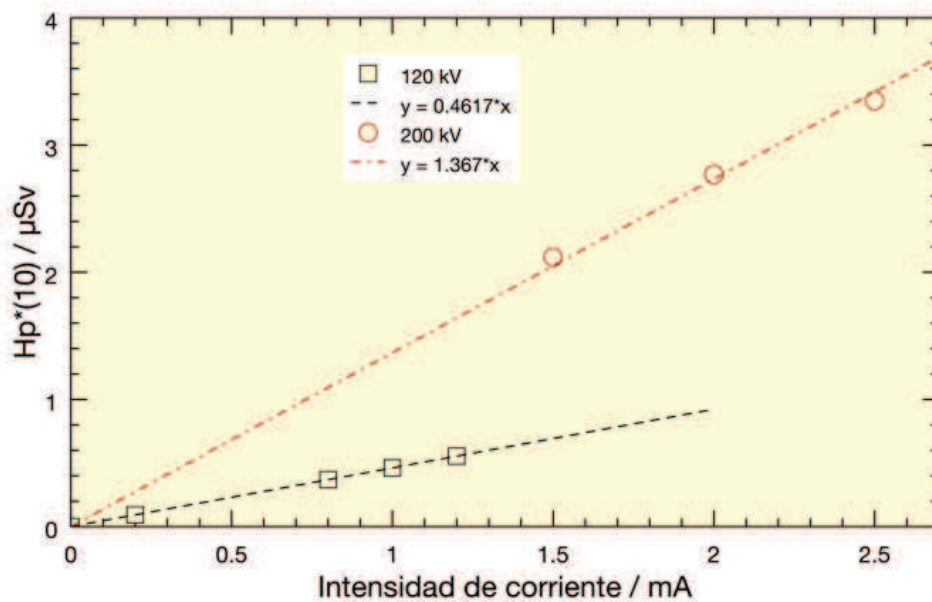


Figura 130: Respuesta del escáner (configuración I y II) a una diferencia de potencial fija con respecto a la intensidad de corriente.

Es decir, siempre que todo permanezca constante, cuando cambiamos la intensidad de corriente o el tiempo, la dosis se podría calcular con la ecuación <6>. Para un filtro dado, siempre se puede tabular la dosis efectiva a cada intensidad de corriente en función de la diferencia de potencial. El trabajo consistiría en realizar una serie de medida con todos los filtros posibles, y si cambiamos mucho la ubicación, blindajes alrededor, materiales, ect, lo más adecuado sería volver a reevaluar la dosis.

3.2.7 Medida de la dosis recibida por el individuo inspeccionado

Una vez se realizó la evaluación de la radiación de fuga en las inmediaciones de la fuente y comprobándose que las medidas cumplen con la legislación nacional e internacional, el paso siguiente fue medir la dosis que recibe el individuo por inspección. En los apartados siguientes se muestra la evaluación de la dosis realizada para el sistema X-MESMERISE en función de la configuración que se utilice.

Con independencia del tipo de configuración, la determinación de la dosis recibida por el individuo dependerá de muchos factores, no solo de los asociados al propio sistema de inspección (es decir, diferencia de potencial, intensidad de corriente, tiempo de irradiación para generar la imagen, etc) sino que también la dosis varía en función de la distancia a la que se encuentre de la fuente u del entorno. Ya que la el haz de rayos X se sitúa en la base del sistema, se espera que, con esta disposición, la dosis a distancia más cortas a la fuente sea mayor (a menos altura), y a medida de que la altura aumenta, la dosis vaya disminuyendo, ya que la distancia a la fuente es mayor (como ya se ha ido comentando a lo largo de esta memoria). Por ello, para realizar la evaluación de la dosis recibida por el individuo inspeccionado, las series de medidas de la tasa de dosis tendrán que tener en cuenta este parámetro y realizarse a alturas diferentes.

Las condiciones en las que se realizó la evaluación fueron las siguientes:

- Configuración I: 160 kV, 0.2 mA y 7 s de inspección.
- Configuración II: 200 kV, 2.5 mA y 7 s de inspección.

3.2.7.1 Configuración I

Antes de comenzar a detallar y discutir como se realizaron las medidas necesarias para la evaluación de la dosis recibida por inspección, es conveniente recordar un concepto básico que se utilizará de ahora en adelante en esta memoria:

La magnitud operacional recomendada para la estimación de dosis por exposición externa es la dosis equivalente personal, definida como la dosis equivalente en tejido blando a una profundidad d por debajo de un punto determinado del cuerpo, para una profundidad de 10 mm, $H_p(10)$.

La dosis equivalente personal a 10 mm de profundidad, $H_p(10)$, es una estimación razonablemente conservadora de la dosis efectiva (E). El cálculo de la dosis efectiva recibida por un cierto individuo durante una determinada exposición se considera que es la suma de las contribuciones externa e internas (ingestión e inhalación), según se indica en la ecuación <15>, pero teniendo en cuenta que estamos considerando la dosis recibida por una exposición a un haz de rayos X, donde la contribución interna es 0, la ecuación será como se expresa en <16>.

$$E = E_{ext} + E_{int} \quad <15>$$

$$E = E_{ext} \leq H_p(10) \quad <16>$$

Siguiendo los procedimientos indicados con anterioridad en el apartado 2.3.3, se han realizado las series de medidas para la determinación de la dosis recibida por el individuo inspeccionado, que

servirán de base para la realización de la evaluación. Evaluación que, además de las medidas, deberá tener en cuenta una restricción de dosis con el objetivo de la no superación de la misma, en ninguno de los escenarios que pudieran aparecer como consecuencia de la utilización indiscriminada de este sistema de seguridad en un futuro.

Para la determinación de este parámetro se utiliza como sistema de referencia la cámara de ionización (ver el apartado 2.3.3), lo que permite medir Hp(10) en cada una de las alturas preseleccionadas a partir del kerma y según la fórmula <4>. Los resultados obtenidos en las distintas medidas y sus incertidumbres asociadas se encuentran recopilados en la Tabla XXIX.

Además de realizar la evaluación de dosis a varias alturas, también se realizaron en distintos espacios, uno de ellos era zona abierta y otro en zona cerrada rodeado de blindaje, con ello se determinó también la influencia del cerramiento del escáner en la dosis efectiva final recibida por la persona inspeccionada.

- Zona diáfana (espacio abierto), donde la influencia de la radiación de dispersión ha sido mínima.
- Zona cerrada, es decir un espacio rodeado de paneles móviles donde la radiación dispersa hace incrementar la dosis.

Tabla XXIX: Medidas de Hp (10) recibidas durante la inspección con el sistema en la configuración I a distintas alturas y en ubicaciones diáfanas o rodeadas de paredes.

altura / cm	Zona cerrada		Zona diáfana	
	Hp(10) / μ Sv	Desv. Stand/ μ Sv	Hp(10) / μ Sv	Desv. Stand. / μ Sv
20	0.303	0.003	0.220	0.002
40	0.315	0.004	0.244	0.002
60	0.291	0.004	0.231	0.002
80	0.253	0.003	0.210	0.002
100	0.215	0.003	0.183	0.002
120	0.186	0.002	0.162	0.002
140	0.165	0.003	0.147	0.002
160	0.145	0.002	0.124	0.002
180	0.118	0.002	0.079	0.002

Como se puede observar de las medidas recopiladas en la Tabla XXIX existe una mayor contribución de la radiación dispersa en la zona cerrada, donde la existencia de los paneles móviles produce un incremento de la radiación dispersa que incrementan la dosis recibida por el individuo en más de un 30 % para la configuración I del sistema (160 keV, 0.2 mA, 7 s).

Con las medidas reflejadas en esta Tabla XXIX se constata que todos los valores obtenidos, cuando el escáner esta situado en la zona diáfana, son menores que 0.3 μ Sv por inspección y con una incertidumbre asociada a la medida muy baja. Además, desde el punto de vista de implementación del sistema, estos resultados son de gran relevancia a la hora de decidir donde y como se debe de situar el escáner, dado que la interacción del haz de rayos X con los materiales de construcción de la

habitación donde éste se encuentra produce radiación dispersa que contribuye al aumento de la dosis recibida por el individuo inspeccionado. Esta contribución, la radiación dispersa provoca un aumento a la dosis equivalente personal de la persona inspeccionada, que dependerá de las dimensiones de la sala, siendo su contribución inversamente proporcional a la distancia de las paredes (blindajes) más cercanas, como se observa en las medidas de la Tabla XXIX. La radiación dispersa dependerá, tanto de la naturaleza de los materiales como de la distancia a la fuente de rayos X, lo que significa que en la decisión de la implementación este aspecto se deberá considerar.

Si bien es cierto que se podría tomar la opción de su implementación en zonas más cerradas, donde las paredes de alrededor sirvan como blindaje para optimizar la protección radiológica de las personas de alrededor, operadores, etc., esta decisión tiene el perjuicio de que se producirá un incremento de la dosis por retrodispersión que recibe la persona en inspección.

Como toda decisión a tomar por el responsable de las actuaciones y de la operación del sistema se tendrán que valorar los pros y los contras de cada opción en función de los valores obtenidos y de los beneficios para la sociedad o desventajas que para ésta presenta (chequeo generalizado o selectivo), pero no se debe olvidar que es recomendable, mejor dicho imprescindible, realizar una valoración de estas medidas en el emplazamiento definitivo del sistema, lo cual servirá de gran ayuda a la hora de tomar las distintas decisiones operativas. Puesto que los resultados que se presentan en esta memoria se refieren a unas condiciones muy concretas, que pueden diferir en gran medida de los sistemas de operación normal, tanto en los parámetros de diferencia de potencial e intensidad aplicados para generar el haz como por la composición de los materiales circundantes, que al ser este un sistema aplicado en seguridad, podrán ser de distinta naturaleza en función de las condiciones de aislamiento que se busquen, lo cual influirá en la contribución de la radiación dispersa a la dosis final recibida por inspección.

Otro factor que influirá también de manera determinante en la calidad final de la imagen generada, que el operador tendrá que tener en cuenta, es la masa corporal de la persona inspeccionada, es decir, estos datos de dosis se calculan en base a una persona promedio, si se necesitara variar bien la intensidad del haz o seleccionar otro filtro distinto, por ejemplo porque la persona fuera más gruesa, la dosis cambiaría. Por tanto, las medidas de dosis presentadas en esta memoria son un valor promedio de dosis, que puede servir de orientación para el regulador nacional en donde el sistema se encuentre instalado.

Una vez se ha explicado el procedimiento, conviene recordar que las medidas reflejadas en la Tabla XXIX corresponden a un individuo con una altura de 180 cm, pero como se ha indicado no se recibe la misma dosis a todas las alturas debido a la propia configuración geométrica del sistema y el ángulo de incidencia del haz de rayos X, por lo que para realizar una evaluación precisa será necesario determinar cómo depende la dosis recibida por inspección en función de la altura. Los promedios de las medidas realizadas con el sistema en la configuración I se muestran en la Figura 131, donde aquí también se encuentran reflejadas las incertidumbres de las medidas que siguen siendo del mismo orden de magnitud que en cualquiera de las alturas, que se reflejan en la Tabla XXIX, por lo que las barras de incertidumbre no se visualizan cuando se representa en la Figura 131. En esta figura se indican las medidas realizadas con blindaje y sin blindaje que corresponden con el término de zona cerrada y zona diáfana de la Tabla XXIX, respectivamente.

De la representación de las medidas realizadas de dosis por inspección (ver Figura 131) se observa una clara dependencia de la dosis recibida con la altura. A menor altura (más cerca de la fuente) la dosis se incrementa. Además, se observa que, exceptuando las dosis medidas a 40 cm de

altura, todos los puntos están de acuerdo con el nivel de restricción de dosis establecido como de referencia de $0.3 \mu\text{Sv}/\text{inspección}$, es decir, con esta configuración y tomando como referencia dicha restricción de dosis (que es la establecida en otras prácticas por ejemplo en las industrias NORM [57] [75]), el sistema X-MESMERISE podría utilizarse de forma generalizada, aunque esta decisión debe ser política y no científica, ya que entran en juego otras componentes que otorgan mucho más peso.

Las medidas realizadas sobre la dependencia de la dosis con la altura, proporcionan nuevas opciones de modificaciones de diseño del sistema de inspección propuesto, estas podrían incluso mejorar la calidad de la imagen generada. La altura con mayor dosis efectiva es la de 40 cm (en una persona de altura media, las rodillas); aunque también es cierto que esta zona no es la más sensible a la radiación por no haber órganos vitales en ella, desde el punto de vista de la protección radiológica, no podría justificarse este extra de de irradiación, ya que no se va a obtener ningún beneficio con ello, luego salvo que esté justificado por otros motivos, se podría proponer soluciones para una distribución más óptima del haz de rayos X, como por ejemplo, el cambio de altura de la fuente de rayos X o bien la utilización de filtros de Al con otro diseño que permitan una distribución más óptima del haz, etc.

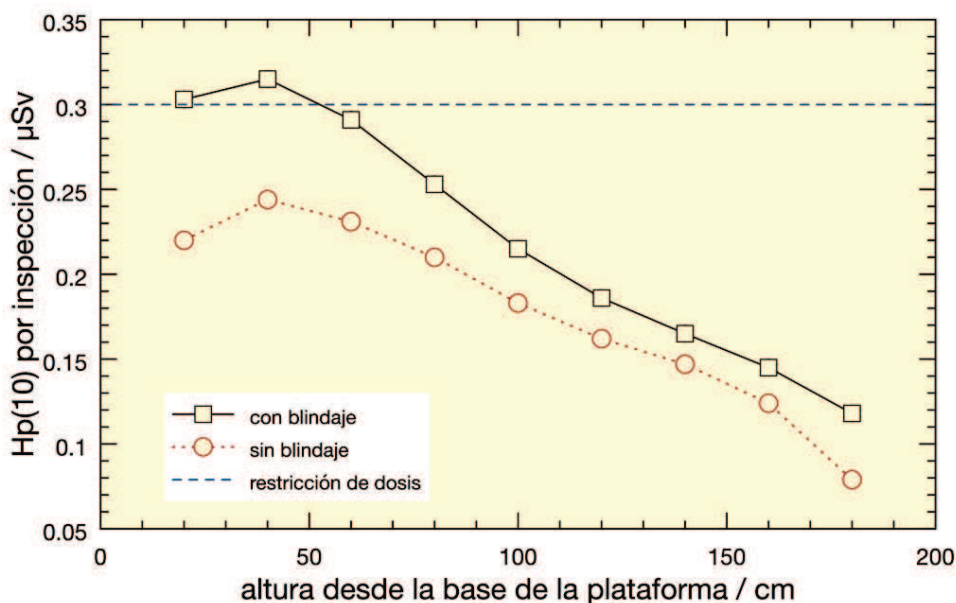


Figura 131: Evaluación de la dosis a los individuos inspeccionados en distintas condiciones y a distintas alturas configuración I.

Como conclusión de este apartado, indicar que los sistemas seleccionados han permitido medir la dosis recibida por el individuo durante su inspección, a partir de lo cual se ha demostrado que el sistema cumple con los requisitos internacionales exigidos desde el punto de vista de protección radiológica. Además, se constató la necesidad de realizar una evaluación previa en la ubicación donde se va a colocar el sistema, puesto que la radiación dispersa podrá tener una influencia determinante en la dosis final por inspección. Por último pero no menos importante, las medidas realizadas permiten proponer vías de optimización a los diseñadores del sistema.

3.2.7.1.1 Validación de los dosímetros DIS-1 Configuración I

Como ya se ha comentado en apartados anteriores de esta memoria, las cámaras de ionización esférica de gran volumen (10 dm^3) son frágiles y sensibles a los cambios de las condiciones

ambientales (temperatura, presión), a los golpes, etc, muchas veces pueden sufrir desajustes en la calibración dejándola inutilizable para la medida, por ejemplo después de un transporte. Al objeto de tener un segundo sistema de medida, en este apartado se va a comparar los resultados obtenidos a partir de los dosímetros DIS con los considerados como de referencia (cámara de ionización) y cuya versatilidad permita su utilización sencilla en un futuro para verificar la evaluación de dosis del sistema durante su utilización rutinaria. Si los resultados son buenos, se podría medir la dosis recibida con estos sistemas de medida que son más robustos y de fácil acceso para cualquiera dada su difusión comercial y que su lectura es, incluso, utilizada en varios países¹⁰ en servicios de dosimetría oficial. Por tanto, en este apartado de la memoria se pretende validar la dosimetría realizada con DIS-1 mediante un análisis comparativo de las medidas determinadas con este equipo frente al tomado como de referencia en esta memoria, que es la cámara de ionización de 10 dm³.

Al inicio de dicha comparativa será necesario establecer unos criterios de aceptación y rechazo (citados en el apartado 2.3.3.3), con los que, en base a las medidas experimentales se pueda decidir si son o no comparables, es decir validar la medida de los dosímetros DIS-1 con la cámara de referencia.

Tomando como punto de partida las capacidades que el fabricante declara de sus sistemas de dosimetría DIS-1, se puede observar que; 1) El valor mínimo que el dosímetro puede leer es de 1 μSv , luego el valor de 0.3 μSv obtenido por la cámara está por debajo de su límite de detección, 2) cuando trabajan a 1 μSv (0.001 mSv) (ver Tabla XXX) [130], presentan una incertidumbre asociada a la medida y una respuesta relativa bastante elevada, 123% y 28 % respectivamente, ésta depende de la dosis y disminuye cuando ésta aumenta. Teniendo esto en cuenta, se deben cambiar las condiciones del escáner para obtener más dosis, y para que la incertidumbre relativa para esta medida sea menor; como se observa en la Tabla XXX. A partir de este análisis, es clara la necesidad de incrementar la dosis medida por los dosímetros para lo que será necesario bien aumentar el tiempo, o número de barridos y/o trabajar en las condiciones de mayor intensidad de corriente. Se intenta alcanzar el valor de dosis entre 4 y 20 μSv para tener una buena respuesta relativa y una baja desviación estándar.

Tabla XXX: Descripción de las características de funcionamiento del dosímetro DIS-1 certificadas por el fabricante [130].

Dosis / μSv	Respuesta relativa % (DIS-1)	Desviación estándar %	Incertidumbre %
1	1.230	28.24	27.66
2	109.9	13.12	12.90
4	110.27	7.87	7.73
20	101.61	2.48	2.43
40	100.64	1.79	1.76

¹⁰ Se comprobó que al menos en los países de los participantes en el proyecto MESMERISE y resto de la UE era posible su adquisición y lectura de manera sencilla.

Dado que para reducir la propia incertidumbre asociada al sistema de medida es necesario acumular una cantidad de dosis mayor que la resultante del funcionamiento del escáner por una única inspección en condiciones normales de operación del sistema, se decidió realizar la serie de medidas cambiando los parámetros de intensidad de corriente en la configuración I, es decir, se trabajó a 160 keV, 1,2 mA y 70 s mientras se trabajaba con los dosímetros DIS-1. Para conseguir los 70 s, se realizaron 10 inspecciones continuas acumulando así la dosis de todas ellas, esto se realizó de esta manera por las razones siguientes: 1) la configuración de seguridad de operación del propio sistema impide tener 70 s abierto el obturador; 2) la metodología empleada permite que en un futuro y cuando se definan los parámetros de operación para el control de calidad del funcionamiento del equipo sólo sea necesario la realización de un procedimiento donde se establezcan el número de medidas “n” a las que tiene que estar expuesto el dosímetro DIS.

En la Figura 132 y la Figura 133 se muestra una imagen de la disposición de los distintos sistemas de medida expuestos a la radiación generada por el sistema en operación, recordar que como se muestra en la Figura 133 para la determinación de la dosis efectiva con los dosímetros DIS es necesario el uso de un maniquí. Los resultados de las dosis efectiva por inspección determinados en las series de medidas utilizando los dosímetros DIS y la cámara de ionización se presentan en la Tabla XXXI y en la Tabla XXXIII.

Para una mayor comprensión del lector indicar que cada medida reflejada en las tablas posteriores corresponde con el promedio de la serie de medidas (5) para la cámara de ionización, lo que permite obtener el valor promedio correspondiente a una inspección, reflejándose éste en la tabla, en cambio, para los dosímetros DIS, los valores provienen de la acumulación de 10 inspecciones (70s) y divididos estos valores por 10 para poder compararlos con los de la cámara. El promedio y la desviación de los dosímetros DIS, se ha realizado únicamente con 3 series de medidas



Figura 132: Medida de la dosis con la cámara de ionización a distintas alturas.

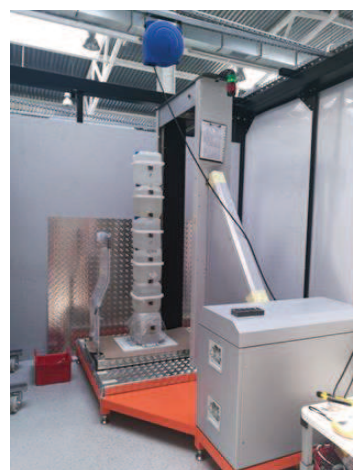


Figura 133: Medida de la dosis con DIS-1 con maniquí.

Tabla XXXI: Medida de la dosis recibida por inspección, exactitud y precisión con el sistema X-MESMERISE en la configuración I (160 kV, 1.2 mA y 7 s) con los dosímetros DIS-1 y la cámara de ionización (utilizando maniquí).

altura / cm	DIS-1		Cámara de Ionización (valores de referencia)		DIS-1	
	Hp(10) / μSv	Desv. Stand/ μSv	Hp(10) / μSv	Desv. Stand/ μSv	Exactitud (error relativo) / %	Precisión / %
20	1.7	0.5	1.500	0.031	13.3	39.1
40	1.9	0.2	1.627	0.023	16.8	46.8
60	2.1	0.3	1.521	0.024	38.1	35.4
80	1.6	0.6	1.368	0.019	18.7	39.4
100	1.4	0.6	1.188	0.016	19.3	37.2
120	1.3	0.4	1.030	0.020	0.3	20.0
140	0.8	0.4	0.930	0.010	11.5	15.2
160	0.8	0.3	0.800	0.010	0.1	29.2

Teniendo en cuenta que desde el punto de vista de calidad se establece que para validar un método es necesario establecer un procedimiento que sirva de referencia, en esta memoria el proceso de validación se realizará por la comparación de las medidas con el equipo de referencia, cámara de ionización, y como se ha comentado con anterioridad se acotan y precisan los criterios con los que se decide si este procedimiento sería adecuado o no. Siendo los criterios de aceptación y rechazo de partida definidos como sigue: que el valor de la exactitud de las medidas sea $< 25\%$ y su precisión $< 30\%$.

Como se puede observar de las medidas realizadas recopiladas en la Tabla XXXI, los dosímetros presentan una mayor desviación estándar que la cámara de ionización, fenómeno que era de esperar y motivo por lo que inicialmente se seleccionó la cámara como medida de referencia. La gran dispersión de las medidas realizadas con los DIS-1 está asociada a la propia geometría del detector, mucho más pequeño que el de la cámara, lo que justifica las diferencias de las medidas respecto de la cámara que a veces pueden llegar al 47% en el valor de precisión. Además, se constata que la exactitud de las medidas tienen una gran concordancia con los resultados determinados con la cámara, si bien la desviación asociada al promedio de serie de medidas es mucho mayor. Es obvio que la cámara de ionización de 10 dm^3 , con un mayor volumen sensible y forma esférica, presente una respuesta mucho más uniforme para la radiación incidente de acuerdo a la configuración del haz de rayos X y los parámetros de operación del escáner. Mientras que la propia geometría de los dosímetros DIS determina que la desviación en las medidas sea mayor al ser mucho más puntual el área, o volumen sensible del dosímetro, lo que genera desviaciones de $\approx 40\%$ (respecto del promedio). Hecho que no indica que el procedimiento utilizado para los dosímetros DIS no quede validados, al menos en todas las alturas, por que se observa que en ciertas alturas estos requisitos si se cumplen, es decir que quizá el pocedimiento solamente sea correcto aplicarlo en ciertas condiciones, a ciertas dosis, hito que se podría seguir investigando en el futuro.

Otro de los ensayos que se realizó, debido al costoso tiempo necesario para realizar 3 repeticiones de 10 escaneados cada una de ellas, fue agrupar 2 dosímetros en lugar de realizar el ensayo con los dosímetros individuales. A tal fin se realizaron una serie de medidas en las mismas

condiciones y cuyos resultados se recopilan en la Tabla XXXII y la Figura 134, donde se puede observar que cuando las medidas se realizan en , éstas no cumplen con los principios de validación que se habían propuesto al principio del apartado al superar los valores de precisión en algunos de los puntos (superiores a 120 cm).

De las medidas obtenidas con los dosímetros DIS-1 y el estudio comparativo respecto de las medidas realizadas por la cámara de ionización, se demuestra la validez de estos sistemas para determinar la dosis recibida por inspección si estos dosímetros se emplean a alturas de 120 cm, esto corrobora lo mencionado anteriormente, los dosímetros quedarían validados por cumplir con los criterios de partida lo cual permite validar la calidad de los mismos y proponer su empleo como sistema de control rutinario para el sistema en operación.

El valor de referencia en alturas que se pueden considerar críticas ($h > 120$ cm), valores de altura en los que se encuentra más del 90 % de la población mundial [131]. En consecuencia, en el procedimiento de medida rutinario habrá que indicar el uso de un maniquí como imprescindible en la medida.

Tabla XXXII Valores de la exactitud y precisión de la dosis medida por el dosímetro DIS-1 (grupo de 2) respecto de la cámara de ionización en el sistema X-MESMERISE en la configuración I (160 kV, 1.2 mA y 7 s).

Altura /cm	Exactitud / %	Precisión / %
20	0.07	28.67
40	11.49	12.5
60	9.27	9.45
80	0.44	43.06
100	4.04	18.19
120	18.53	18.05
140	15.68	88.08
160	5	61.43

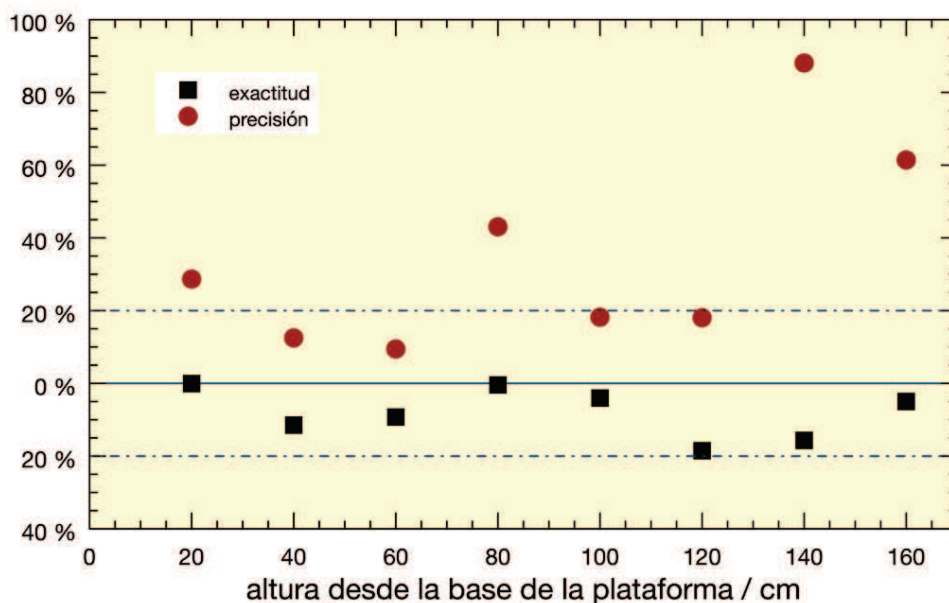


Figura 134: Exactitud y precisión de las medidas realizadas con los dosímetros DIS-1 (grupo de 2) comparado con las medidas realizadas con la cámara de ionización con el sistema en la configuración I.

El ensayo se repite en las mismas condiciones agrupando los dosímetros de cuatro en cuatro, los resultados se presentan en la Tabla XXXIII y en la Figura 135.

Tabla XXXIII: Medida de la dosis recibida por inspección con el sistema X-MESMERISE en la configuración I (160 kV, 1.2 mA y 7 s) con los dosímetros DIS-1 (grupo de 4) y la cámara de ionización, con una única repetición.

altura / cm	DIS-1		Cámara de Ionización (valores de referencia)	
	Hp(10) / μSv	Desv. Stand / μSv	Hp(10) / μSv	Desv. Stand / μSv
20	1.5	0.5	1.50	0.03
40	1.5	0.7	1.63	0.02
60	1.4	0.2	1.52	0.02
80	1.4	0.2	1.37	0.02
100	1.1	0.6	1.19	0.02
120	0.8	0.1	1.03	0.02
140	0.8	0.2	0.93	0.01
160	0.8	0.4	0.80	0.01

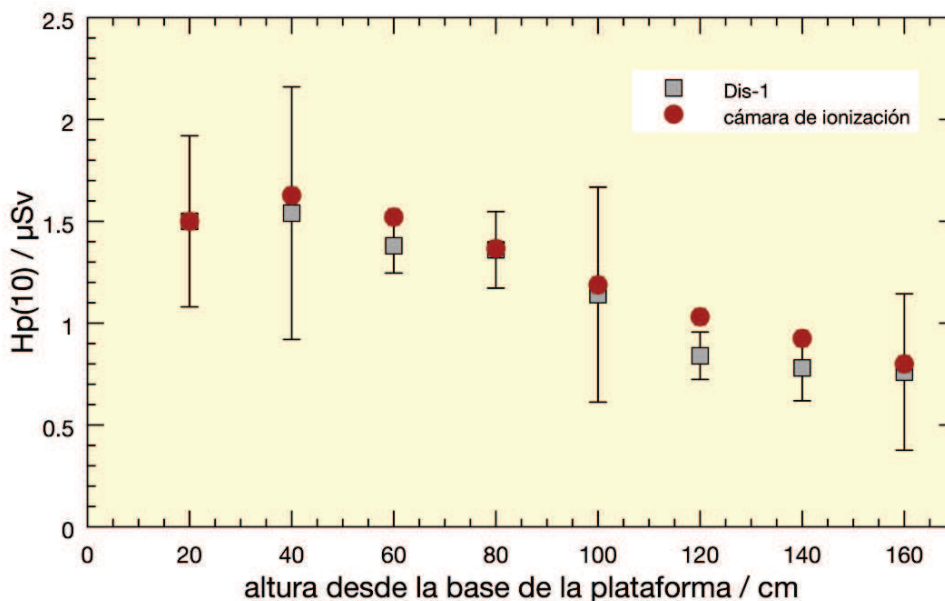


Figura 135: Comparación de los dosímetros DIS-I agrupados en 4 y la cámara de ionización.

Con las medidas presentadas en este apartado se comprueba que los dosímetros DIS cumplen con el requisito de exactitud, pero no con el de precisión, a excepción de las alturas de 120 cm, donde se da el cumplimiento de los dos parámetros, estos dosímetros podrán ser utilizados con otras exigencias de precisión, o a alturas mayores de >120 cm, siempre con maniquí. En este caso podría plantearse como sistema de control de calidad, donde se chequee el correcto funcionamiento del sistema de inspección X-MESMERISE. También se puede deducir que cuando los ensayos se realizan agrupando dosímetros, los resultados obtenidos son mejores.

3.2.7.1.2 Distribución de la dosis/tiempo en plataforma

Por último pero no menos importante, hay que destacar que durante los 7 segundos que la persona está siendo transportada por la plataforma, la dosis no la recibe de manera homogénea, sino que varía en función del tramo en que la persona se encuentre, siendo máxima en el momento en el que justo esté atravesando el haz.

Si se observa, por ejemplo la Figura 132 y la Figura 133, se ve que el sistema consta de un arco en el que existe una rendija por la que se está emitiendo el haz de rayos X de forma continua y una plataforma móvil, en la que se colocaría la persona, la plataforma mide 80 cm y tarda 7 s, periodo en el que se ve expuesta al haz de rayos X. La dosis irá aumentando a medida que se realiza la inspección hasta llegar a un máximo cuando está atravesando el haz y después disminuye hasta 0.

Para determinar como se produce dicho incremento, se realizaron una serie de medidas puntuales en distintas posiciones de la cinta y la altura de 80 cm.

Los resultados obtenidos se muestran en la la Figura 136, donde se observan las dosis puntuales recibidas a cada una de las distancias y cómo es la evolución del valor de dosis recibida durante la inspección. Como se puede observar se determinó la existencia de un pico desde el inicio del barrido que es justo cuando la persona pasa por delante del haz de rayos X, éste es el intervalo comprendido entre 2.5 - 4.5 s, con un máximo a los 3.5 s. Después se observa un decrecimiento de la dosis recibida como consecuencia de que la rendija se cierra. Esto sirve para que no se cometa el error de decir que

la dosis que se recibe por inspección, al ser la inspección de 7 s, se puede hablar en términos de tasa de dosis es decir $1 \mu\text{Sv}$ en 7 s, dado que sería un error puesto que la dosis se recibe en 2 s, luego es más correcto referirse a dosis por inspección en μSv .

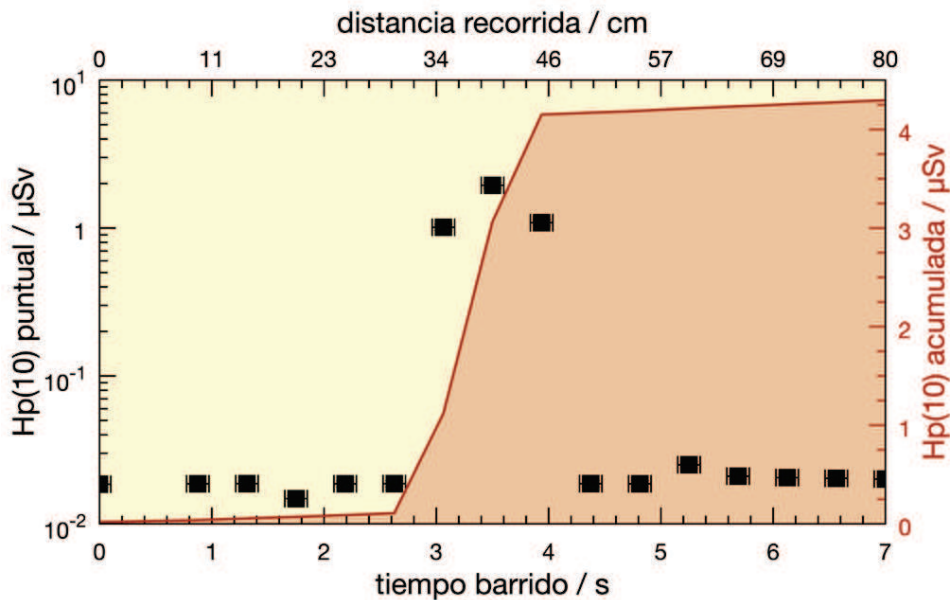


Figura 136: Evolución de la dosis por inspección y tasa de dosis puntual en cada punto de la plataforma.

3.2.7.2 Configuración II

La evolución del proyecto MESMERISE [2] y desarrollo a partir de las modificaciones propuestas por los diseñadores y participantes en el proyecto (algunas de ellas ya mencionadas en esta memoria) supusieron cambios en la configuración del sistema que implicaban modificación del tubo y/o del filtro, lo que a las dosis asociadas produciendo una variación respecto de la primera evaluación. Esto exigió tener que realizar una nueva evaluación siguiendo la misma metodología anterior.

Las modificaciones en el sistema tenían como objeto la mejora de la calidad de la imagen; para lo que en esta segunda configuración la diferencia de potencial y la intensidad de corriente aplicadas al tubo eran mayores, por lo que es de esperar una dosis efectiva mayor para la persona inspeccionada y para las personas en el área alrededor del escáner. Como se demostrará en esta memoria, si los cambios en el sistema hubieran consistido únicamente en los parámetros de diferencia de potencial e intensidad de corriente, estos se podrían extrapolar de las medidas realizadas al primer escáner, pero al cambiar también otros elementos, la correcta determinación de la dosis exigía la necesidad de la realización de una nueva serie de medidas para la evaluación de la dosis debida a la operación del sistema, lo cual no significa que cuando se realice su implementación definitiva, no sea necesaria una nueva medida, pues como se ha demostrado para el caso de la configuración I los materiales circundantes al sistema (paredes, blindajes, etc.) tendrán una influencia relevante en la dosis recibida por la persona inspeccionada y las personas implicadas alrededor, es decir, será necesaria la evaluación de dosis en el punto donde se ubique el sistema de seguridad; si bien serán las autoridades reguladoras de cada país las que determinen las exigencias documentales para la operación del sistema de seguridad.

La evaluación de la nueva configuración del sistema fabricado por la empresa ADANI, se realizará de la misma manera que en el caso anterior, utilizando como sistema de referencia la cámara de ionización de 10 dm^3 , pero en esta ocasión en lugar de emplear los dosímetros DIS-1, se emplearon dosímetros TLDs.

Todas las series de ensayos necesarios para la medida de los parámetros de dosis se realizaron aplicando al sistema de inspección, más concretamente al tubo de rayos X, una diferencia de potencial de 200 kV y una intensidad de corriente de 2.5 mA, el tiempo en que la persona se ve expuesta al haz durante la inspección es el mismo que en la configuración I, 7 s. Al objeto de determinar la influencia de la diferencia de potencial en la dosis recibida por la persona inspeccionada, se realizaron series de ensayos para la medida con el sistema trabajando en dos posiciones y a una diferencia de potencial de 180 y 160 kV, ver Tabla XXXV y Tabla XXXVI, respectivamente. En todo momento se mantuvo la misma metodología de análisis de las medidas que en los apartados anteriores.

A modo de resumen se presenta en la Figura 137, un esquema del sistema de inspección en la configuración II. En base a los resultados anteriores, se considera de gran relevancia la inclusión de este esquema para la discusión y correcta comprensión de los resultados obtenidos, ya que como se discutió para el caso de la configuración I, la radiación dispersa generada por los materiales circundantes tendrá una gran influencia en la dosis final recibida por la persona inspeccionada. En el caso de este sistema se observa la existencia de materiales de distinta naturaleza en las cercanías al sistema que podrían tener cierta importancia, pero no tanto como cuando se evaluó la configuración I en el área cerrada pues la distancia a las paredes de Pb con respecto al sistema de seguridad entonces era inexistente.

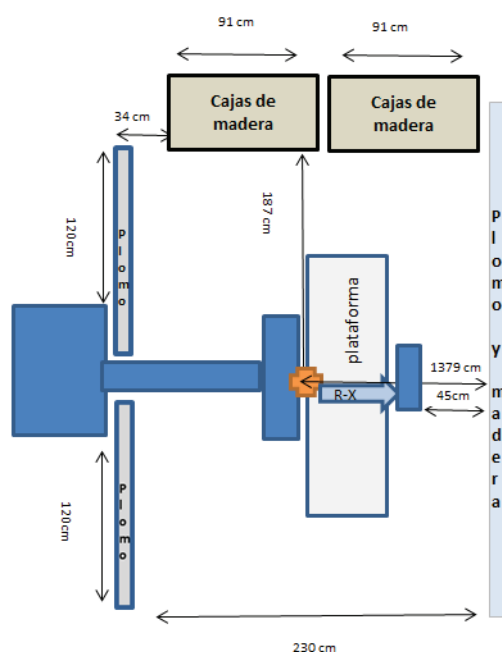


Figura 137: Distancias a las que se ha llevado a cabo la evaluación de dosis por inspección con la configuración II.

Los valores obtenidos de la evaluación de dosis, realizada en la localización que se representa en la Figura 137 con la configuración II, se encuentran recopilados en la Tabla XXXIV, la Tabla XXXV y la Tabla XXXVI. Al objeto de facilitar la comprensión de las medidas realizadas, en la Figura 138 se

encuentran compilados dichos resultados. Un análisis sencillo de estas medidas revela, como era de esperar, que el incremento de la diferencia de potencial y de la intensidad de corriente aplicada al tubo de rayos X produce un aumento de la intensidad del haz y por ende de la dosis recibida por la persona inspeccionada. Además, a partir de las medidas realizadas se constató que el sistema de inspección (en las condiciones máximas de operación) implica unas dosis por inspección que supera el valor de restricción de dosis reglamentada para esta actividad (marcada como una línea punteada en azul en la Figura 138). Como se observa y sobre todo si se considerara su empleo generalizado y se considera el caso de una persona que pudiera realizar 1000 inspecciones/año (por ejemplo los viajeros frecuentes o tripulación), en ese caso es necesario cumplir con la restricción de dosis de $0.3 \text{ mSv}\cdot\text{año}^{-1}$ (es decir, $\frac{1}{3}$ del límite de dosis al público), valor ampliamente superado, en más de un orden de magnitud por las medidas determinadas con el sistema de inspección para estos valores de intensidad de corriente y diferencia de potencial utilizados. Además, y como ocurría en el caso de la configuración I se observa una proporcionalidad entre la diferencia de potencial aplicada al tubo de rayos X y la dosis debida a la operación del sistema en la inspección. En ninguno de las 3 condiciones de ensayo realizados con la configuración II se cumple con la restricción de dosis de $0.3 \mu\text{Sv}$ / inspección, por lo que será necesario bajar la intensidad de corriente conjugado con la diferencia de potencial para que la dosis recibida por inspección cumpla con el criterio de restricción de dosis antes comentado (esto puede comprometer a la calidad de imagen requerida).

Tabla XXXIV: Medidas de la dosis Hp(10) recibida en el sistema de inspección en la configuración II (200 kV, 2.5 mA y 7 s, ver Figura 137) a distintas alturas.

Altura / cm	Hp(10) / μSv	Desv. Stand / μSv	u (k = 2) / μSv
20	3.920	0.010	0.020
40	4.150	0.010	0.010
60	3.862	0.020	0.010
80	3.656	0.007	0.006
100	3.349	0.007	0.006
120	2.814	0.007	0.006
140	2.347	0.005	0.004
160	1.921	0.007	0.006
180	1.201	0.004	0.004

Tabla XXXV: Medidas de la dosis Hp(10) recibida durante la inspección por el sistema en la configuración II (160 kV, 2.5 mA y 7 s, ver Figura 137) a distintas alturas.

Altura / cm	Hp(10) / μSv	Desv. Stand / μSv	u (k = 2) / μSv
40	2.740	0.010	0.010
100	2.140	0.002	0.002

Tabla XXXVI: Medidas de la dosis Hp(10) recibida en el sistema de inspección en la configuración II (180 kV, 2.5 mA y 7 s, ver Figura 137) a distintas alturas.

Altura / cm	Hp(10) / μSv	Desv. Stand / μSv	u (k = 2) / μSv
40	3.510	0.010	0.010
100	2.737	0.004	0.004

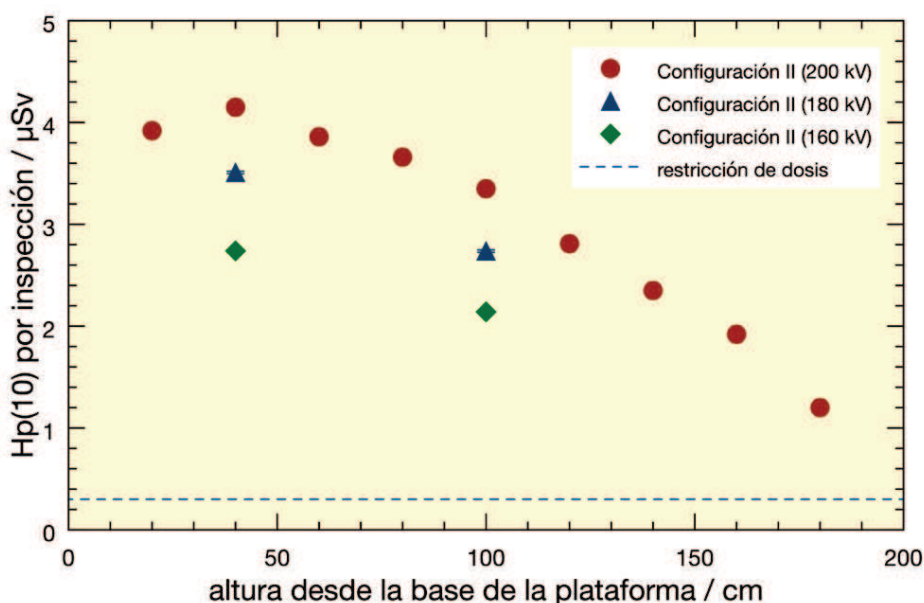


Figura 138: Medidas de la dosis Hp(10) recibida en el sistema de inspección en la configuración II (2.5 mA y 7 s, ver Figura 137) en función de la altura y la diferencia de potencial aplicada.

De estas medidas se deduce que si se establecen estos parámetros como los de utilización para inspección de pasajeros en el sistema X-MESMERISE con la configuración II, únicamente podría ser inspeccionado cada pasajero un máximo de 72 inspecciones/año, número que se obtiene como cociente $\frac{1}{3}$ del límite de dosis al público (es decir, $300 \mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$) entre la dosis por inspección - $4.151 \mu\text{Sv}/\text{inspección}$. No obstante, habría que tener en cuenta otros factores aún no determinados como: la contribución de la radiación dispersa, si las personas en espera están en una área donde pueden recibir dosis,..., con independencia de que el nuevo sistema de inspección esté ya dotado con nuevos blindajes, lo que será necesario, debido a que la alta intensidad del haz de rayos X producirá una mayor tasa de dosis en las inmediaciones al sistema a la que habrá que añadir el efecto de retrodispersión de las paredes del blindaje de alrededor.

Llegados a este punto es necesario recordar, que al ser parte del proyecto de investigación MESMERISE [2], la evaluación de la dosis efectiva, en estos estadios se puede tomar como un parámetro que sirva para el diseño de la configuración del sistema, y que al evaluarse en las condiciones máximas la dosis es muy elevada, lo cual no significa que el sistema no pueda operar en condiciones menores de kV o mA, lo que serviría para reducir la dosis recibida por la persona inspeccionada.

Si se comparan las medidas de dosis recibidas obtenidas con el mismo sistema con cada una de las configuraciones (ver la Figura 139, el tiempo de inspección es el mismo 7 s y se representa con una

línea el valor de restricción de dosis) se observa que, mientras que en la configuración I se cumple con la restricción de dosis de la persona inspeccionada, en la configuración II se supera dicha restricción. Otro hecho que se constata es que hay una distribución proporcionalmente idéntica de las dosis en altura, efecto claramente ligado a la geometría del sistema de inspección.

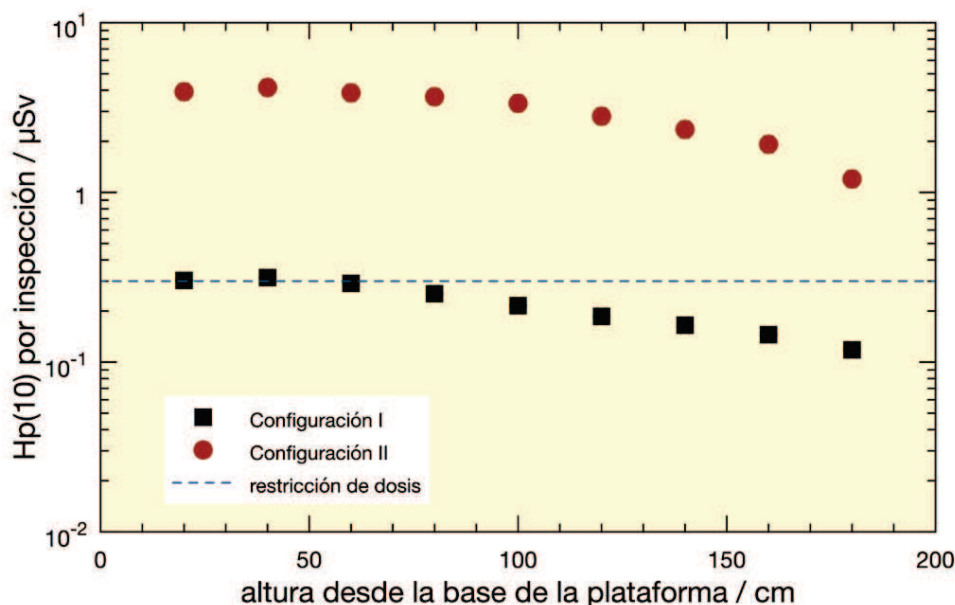


Figura 139: Comparación de los valores de Hp(10) en función de la distancia a la fuente considerando el escáner con la configuración I y II.

3.2.7.2.1 Validación TLD Configuración II

El objetivo de esta parte de la memoria de investigación es, al igual que en el apartado 3.2.7.1.1, realizar la validación de un sistema de dosímetros TLD de la firma Panasonic. En este caso se estudió, si el contratar a una firma que proporcione la lectura en bruto podría ser de utilidad, para la evaluación del sistema durante la optimización y la explotación. Al igual que en el caso anterior, las medidas que se obtuvieran de la evaluación de los datos suministrados por la firma comercial, serán comparados con los de referencia obtenidos con la cámara de ionización. Es importante mencionar que en todos las series de ensayos de irradiación de los TLD se utilizó un maniquí cúbico de metacrilato de 50 x 50 x 20 cm (Figura 140) relleno con agua desionizada. Con la experiencia de los dosímetros DIS, los siguientes ensayos se realizarán en grupo para obtener mejores resultados de exactitud y precisión.



Figura 140: Imagen de los TLD en maniquí y durante la evaluación de Hp(10) en sistema de inspección con la configuración II.

Una vez se han analizado las series de datos suministrados por el servicio de dosimetría y siendo estos evaluados, se comparan con las medidas realizadas con la cámara de ionización. Los valores promedio junto con las desviaciones obtenidas para esta serie de datos se encuentran recopilados en la Tabla XXXVII. Para el análisis de los datos conviene indicar que éstos son los promedios de series distintas emparejadas con los de la cámara de ionización para esas mismas irradiaciones. Si se evalúan en primer lugar las medidas realizadas con la cámara de ionización, se pone de manifiesto la estabilidad del haz, que produce, con independencia de los ajustes mecánicos de los distintos sistemas que constituyen el escáner, la Hp(10) de la persona inspeccionada para las series de ensayos, dado la homogeneidad de las medidas con sus incertidumbres, son indicativo de la gran estabilidad de la cámara, pudiéndose considerar como idénticas ($\approx 3.85 \mu\text{Sv}/\text{inspección}$), siendo en todos los casos la incertidumbre asociada a la medida muy baja $< 5 \%$.

El estudio comparativo de las medidas realizadas con TLD respecto de las de la cámara denotan en primer lugar, y al igual que ocurría en el caso de los DIS-1, una mayor incertidumbre asociada a la medida que en el caso de la cámara. Como se puede observar en la Figura141 (datos de la Tabla XXXVII), desde el punto de vista operativo práctico el valor determinado con los TLD \pm su incertidumbre con los valores determinados por la cámara de ionización. También se observa que, en el caso de los TLD, podría parecer que existe una mayor inestabilidad en la medida, por lo que para establecer la incertidumbre asociada se decidió realizar una serie de medidas a partir de las cuales se pudiera validar el sistema con TLDs para ser empleado éste como sustituto de la cámara, o como de control rutinario adicional sin necesidad de desplazar la cámara de ionización al lugar del emplazamiento del escáner. Para ello se realiza la validación de los TLDs.

Los valores de la Tabla XXXVII corresponden al promedio de los 10 TLDs colocados en el maniquí.

Tabla XXXVII Medidas de la Hp(10) durante la inspección durante la operación del sistema X-MESMERISE con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s) determinadas con la cámara de ionización y TLD a 40 cm.

Cámara de ionización		TLD	
Hp(10) / μ Sv	Incertidumbre / μ Sv	Hp(10) / μ Sv	Incertidumbre / μ Sv
3.89	0.05	2.81	0.75
3.83	0.06	3.98	0.79
3.92	0.07	4.76	0.79
3.93	0.05	2.71	0.82
3.94	0.05	3.66	0.84

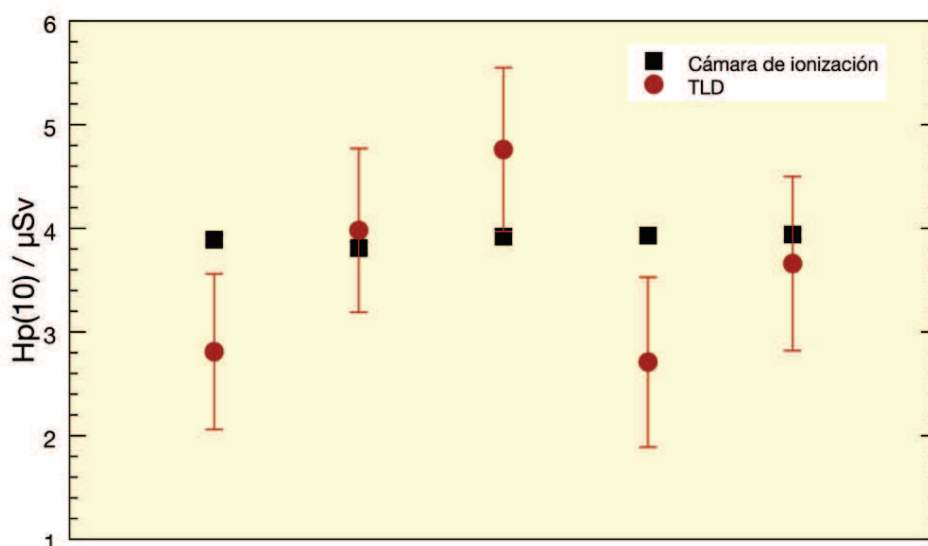


Figura141: Hp(10) por inspección en el sistema X-MESMERISE con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s) determinadas con la cámara de ionización y TLD a 40 cm.

Para la validación de los equipos TLD se realizaron unas series de medidas a distintas alturas (20, 40 y 60 cm) y con el sistema de inspección en la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s). Las medidas promedio de las series obtenidas con la cámara de ionización y con los TLD (cada uno de los ensayos se realizan con grupos de 10 unidades) junto con sus incertidumbres se presentan en la Tabla XXXVIII (ver Figura142). El análisis de las medidas y datos mostrados en la Tabla XXXVIII (ver Figura142) vuelve a confirmar el mismo comportamiento antes observado, la coincidencia de las medidas, si bien la cámara de ionización muestra una menor incertidumbre en la medida, los resultados demuestran cierta concordancia con las medidas realizadas con los TLD. Se confirma la validez de las medidas con independencia de la altura, siendo la incertidumbre asociada a la medida < 30 %.

Tabla XXXVIII Medidas de Hp(10) por inspección en el sistema X-MESMERISE con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s) y distintas alturas determinadas con la cámara de ionización y TLD.

Altura/cm	Cámara / μSv	Incertidumbre / μSv	TLD/ μSv	Incertidumbre / μSv
20	3.90	0.08	3.65	1.12
40	3.83	0.08	4.45	1.02
60	3.66	0.07	3.76	0.78

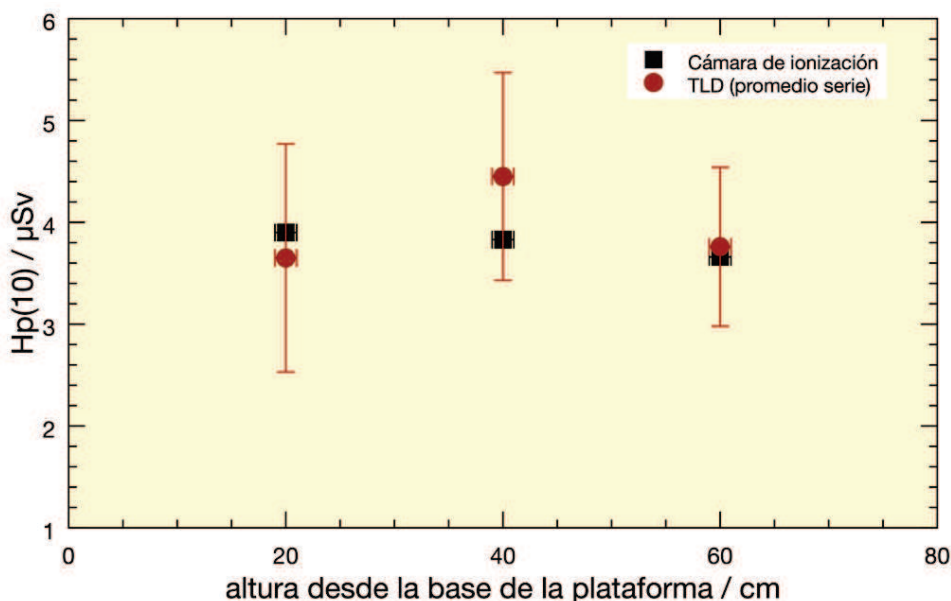


Figura142: Medidas de la dosis recibidas por inspección en el sistema X-MESMERISE con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s) en función de la altura sobre la plataforma y del sistema de medida.

Con estas mismas medidas se puede realizar una evaluación más detallada, donde en lugar de analizar los promedios de las series estos se comparen con los medidos por cada uno de los TLD individualmente, lo cual proporcionará una información adicional en relación con la reproducibilidad del sistema de medida; por lo que si se representan dichos valores individuales de precisión y exactitud para cada una de las medidas se podrá constatar la dispersión de los mismos para esta serie de datos con los TLD (para el caso de 20 cm del altura sobre la plataforma). En la Figura 143 se representan en eje de abscisas la precisión y en eje de ordenadas la exactitud para cada TLD y para el promedio de los utilizados en las series de ensayos. Como se puede observar, el promedio de las medidas presenta una exactitud dentro del 20 %, mientras que las medidas individuales muestran algunos valores de exactitud en torno al 60 %. El comportamiento frente a la precisión es totalmente diferente, en este caso las medidas individuales tienen una precisión en el intervalo del 5 %, mientras la precisión de los promedios alcanza casi el 60 % en alguno de los resultados. Estos valores de las medidas realizadas con TLD demuestran la exactitud del método. Por lo que el procedimiento de control con TLD para la determinación de Hp(10) se deberá realizar a partir al menos del promedio de 10 medidas realizadas con TLD distintos a la vez y empleando un maniquí.

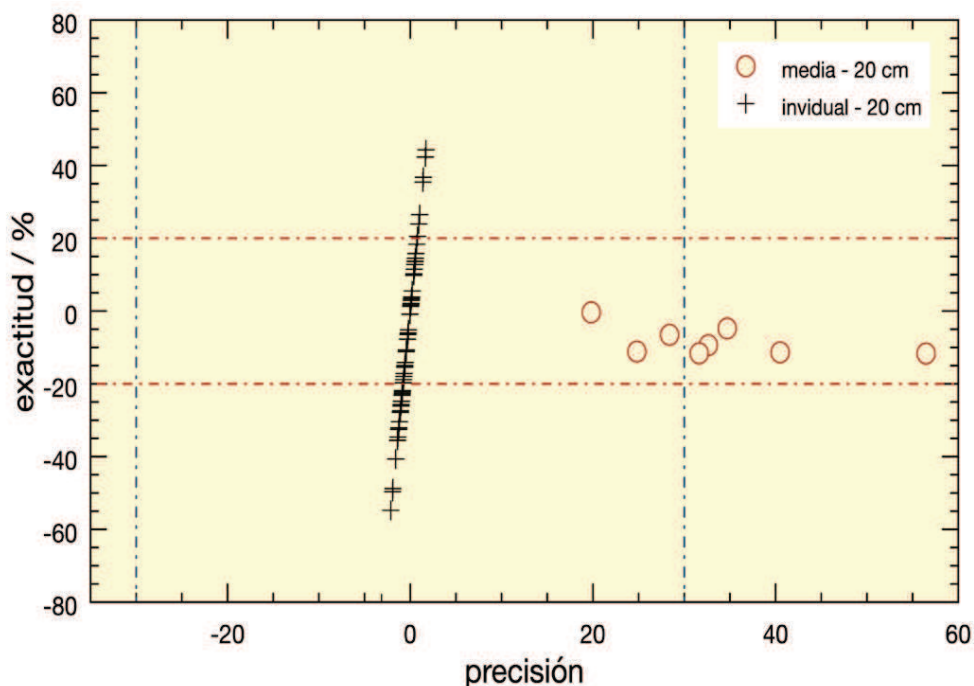


Figura 143: Exactitud y precisión de las medidas individuales y promedio determinadas con los TLD.

Como conclusión de este apartado indicar que se ha determinado la $H_p(10)$ por una persona durante una inspección con la configuración II. En estas condiciones la aplicación rutinaria de este método de inspección exigiría un control exhaustivo de los pasajeros inspeccionados para su implementación, o bien que las razones que exigen dicho control puedan justificar su utilización en esas condiciones.

Además, se ha propuesto un método de medida sencillo, que permite el uso por profesionales con poca especialización en protección radiológica pero que para la realización de su trabajo necesitan conocer la dosis recibida por el uso del equipo (por ejemplo: diseñadores o equipos de seguridad que operen el equipo). Mediante la utilización de este sistema de fácil implementación y la contratación de un servicio de dosimetría autorizado es posible obtener unos datos que una vez realizada su evaluación se conviertan en medidas de dosis, como se ha demostrado en este trabajo, ahorrando costes asociados como la necesidad de trasladar el grupo de expertos en protección radiológica a las ubicaciones de la fábrica de diseño o instalaciones de prueba que estarán en otros países de Europa (Bielorusia, Reino Unido, Francia, Alemania,...).

3.2.8 Evaluación de la dosis recibida al operador

Una vez determinadas la dosis recibidas por el personal inspeccionado, el paso siguiente es determinar la dosis recibida por el resto de personal involucrado en la inspección, en este caso y al ser el más restrictivo, el del operador para cada una de las configuraciones descritas.

Antes de comenzar con la descripción de las distintas medidas realizadas y los valores obtenidos, es conveniente puntualizar algunos aspectos importantes que deberán ser tenidos en cuenta a la hora de establecer cual será la ubicación del operador del sistema. Por supuesto uno de los primeros aspectos que habrá que tener en cuenta es que siempre se deberá cumplir con los principios de protección radiológica de optimización y limitación de dosis. Lo que implica que dicha ubicación deberá estar siempre del lado opuesto al haz, tan lejos como sea posible e interponiendo los blindajes necesarios para lograr los objetivos de menor dosis.

En este trabajo se parte de la hipótesis de que el operador no es un trabajador clasificado como “profesionalmente expuesto” y se supone que para desempeñar su labor pasa 2000 h en esa localización. En base a esto, y con independencia de la configuración del sistema de que se trate, uno de los objetivos de esta evaluación es ayudar a definir la mejor ubicación del operador del sistema de manera que se facilite su operatividad minimizando y optimizando la exposición a la radiación. Para lo cual será necesario medir los campos de radiación ionizante existente al objeto de localizar una posición lo más cercana posible al sistema de inspección que permita tomar una decisión en cuanto a la clasificación de este operador como trabajador expuesto.

Las medidas y evaluaciones realizadas para el sistema en cada una de sus configuraciones se muestran en los apartados siguiente.

3.2.8.1 Configuración I

Como se ha comentado con anterioridad y más cuando se evalúa la localización del operador, habrá que tener en cuenta que la dosis efectiva recibida por el operador proviene, no de la contribuciones debida al haz directo, sino de la radiación dispersa generada cuando una persona está siendo inspeccionada. Por lo que en primer lugar se procede a un barrido del área de control cercana al sistema de inspección al objeto de determinar la zona óptima para su localización. Es importante mencionar que se toma como punto de referencia el centro de la plataforma del sistema de inspección (Figura 137) y que para la medida se utilizó un maniquí (tanques de agua para simular la inspección de una persona y provocar la radiación dispersa. En la Figura 144 se muestra una imagen realizada durante la realización de las medidas donde se observa el sistema y la localización del operador marcada por su puesto de trabajo.

A partir de los valores determinados en las series de medidas realizadas para cada una de las distancias evaluadas (en un intervalo entre 100 – 300 cm) se determinaron las medidas promedio de $\dot{H}^*(10)$ para cada punto que se recopilan en la Tabla XXXIX; en ella también se indica la desviación estandar asociada a la medida y para este caso se ha considerado relevante indicar el máximo y el mínimo medido a cada una de las distancias.

Tabla XXXIX: Tasa de dosis recibida por el operador " $\dot{H}^*(10)$ " en función de la distancia a la plataforma del sistema de inspección con la configuración I.

Distancia del maniquí a la plataforma / cm	$\dot{H}^*(10)_{\max}$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	$\dot{H}^*(10)_{\min}$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	$\dot{H}^*(10)$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	Desv. Std. / μSv
110	1.77	1.56	1.66	0.06
150	0.55	0.48	0.51	0.03
200	0.37	0.22	0.29	0.04
250	0.30	0.19	0.25	0.04
300	0.30	0.178	0.24	0.04

Para una mejor discusión de las medidas realizadas (recogidas en la Tabla XXXIX) en la Figura 145 se muestran las medidas de $\dot{H}^*(10)$ para cada una de las distancias y el límite de tasa de dosis para el público (suponiendo una estancia en dicha ubicación de 2000 h/año). En base a los concimientos teóricos se sabe que la tasa de dosis respecto de una fuente puntual es inversamente proporcional al cuadrado de la distancia [81], por lo que a partir de las medidas realizadas se llevó cabo un ajuste matemático de las medidas (considerando la desviación estandar) a dicha función. El punto de corte de dicha función con el límite de dosis al público de la Figura 145 será la distancia mínima a la plataforma a la que se deberá situar el operador. Como se deduce de la resolución gráfica el punto de corte está a 170 cm del centro de la plataforma, en este punto se asegura de manera conservadora que el operador recibe una tasa de dosis menor de $0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$, por otro lado es concordante con las medidas de la Tabla XXXIX donde para una distancia de 150 cm las medidas se encuentra en el límite de dicha tasa de dosis.



Figura 144: Imagen de la medida $\dot{H}^*(10)$ recibida por el operador en el sistema de inspección con la configuración.

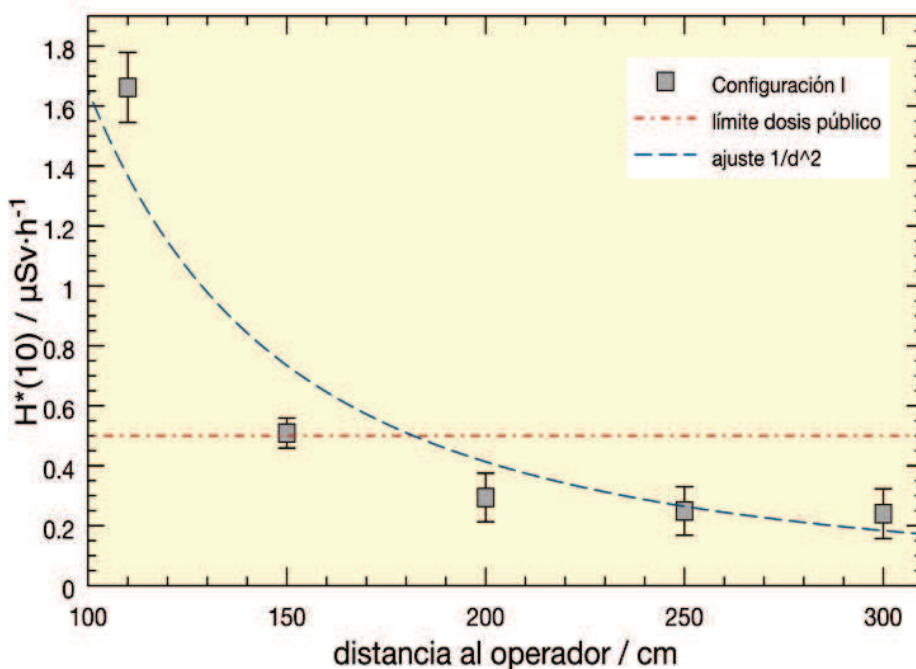


Figura 145: Evolución de la tasa de dosis $\dot{H}^*(10)$ con la distancia al centro de la plataforma del sistema de inspección con la configuración I.

A partir de los datos obtenidos se puede concluir que se ha optimizado la localización del punto de control del operador del sistema, que para el caso de la configuración I la distancia mínima al centro de la plataforma deberá de ser de 170 cm. Pero además, sería conveniente marcar una zona donde no debería permanecer persona alguna, sólo la persona inspeccionada durante su paso hacia el escáner y abandonar la misma lo antes posible. Una posible solución sería el uso de pantallas de material transparente que impidan el acceso a dicha zona dado que el blindaje no es necesario.

3.2.8.2 Configuración II

Como consecuencia de las modificaciones en la configuración II del sistema de inspección fue necesario repetir la evaluación siguiendo la misma metodología empleada en la configuración I. Las medidas de tasa de dosis recibidas durante la operación del sistema respecto de la distancia de la plataforma se muestran en la Tabla XL, como se puede constatar el incremento a 200 kV y 2.5 mA produce a su vez un incremento significativo de la tasa de dosis respecto de la configuración I, lo mismo que ocurría con la dosis recibida por la persona inspeccionada. Las medidas realizadas indican la necesidad de ubicar al operador del sistema a una distancia mayor de 500 cm. Si se realiza un estudio comparativo de las medidas realizadas y se representa la variación de la tasa de dosis en función de la distancia para cada una de las configuraciones (ver Figura 146) se observa la necesidad de situar al operador a una distancia de la plataforma > 500 cm e impedir el acceso libre a dicha zona.

Tabla XL: Tasa de dosis recibida por el operador " $\dot{H}^*(10)$ " en función de la distancia a la plataforma del sistema de inspección con la configuración II.

Distancia del maniquí a la plataforma / cm	$\dot{H}^*(10)_{\max}$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	$\dot{H}^*(10)_{\min}$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	$\dot{H}^*(10)$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	Desv. Stand. / μSv
300	1.7	1.2	1.4	0.2
500	0.6	0.4	0.5	0.1

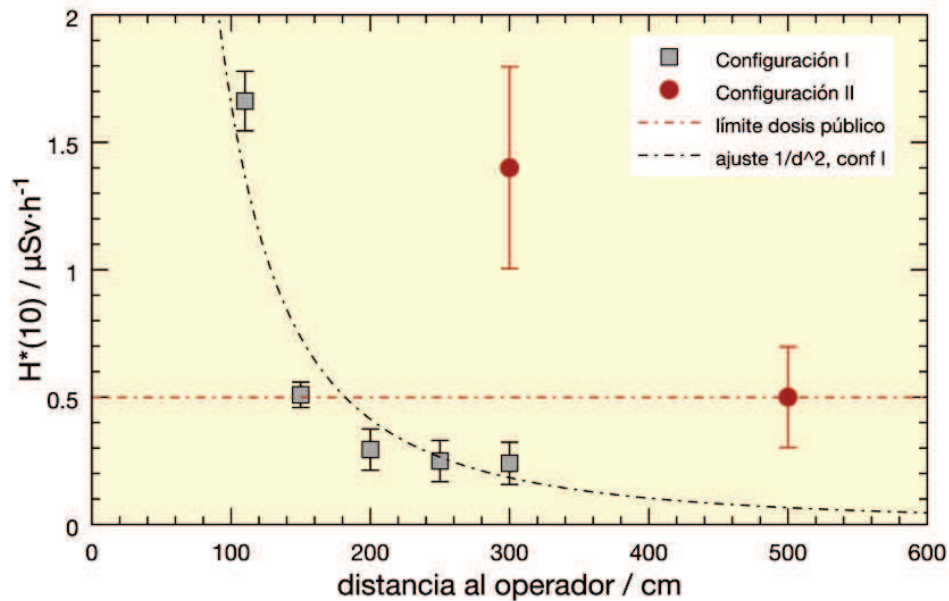


Figura 146: Comparación protocolo I y II. Tasa de dosis vs distancia del emplazamiento del operador.

Se debe señalar que para esta evaluación se decidió realizar la serie de medidas sólo en dos ubicaciones al constatar en un primer barrido las distancias necesarias y que era necesario una distancia > 500 cm. Por lo que si se quiere utilizar el sistema con esta configuración será necesaria la utilización de blindajes que permitan reducir la tasa de dosis recibida por el operador y acotar las zonas. En el apartado 3.2.9 se realizará una evaluación de las dosis ambiental en la zona.

A modo de conclusión parcial, indicar que se ha medido la tasa de dosis que podría recibir el operador del sistema de inspección en cada una de las configuraciones, lo que ha permitido proponer las distancias a las que se debe colocar el punto de control y para el caso de la configuración II, proponer cuales serían las medidas a establecer (blindaje, aislamiento en sala, etc) para optimizar la dosis en la ubicación a la ubicación. Si para el operado se impusiera el límite de restricción de dosis de 0.3 con una tasa de $0.5 \mu\text{Sv h}^{-1}$, el factor de ocupación de este sería de 0.6 acorde a la fórmula <9 .

3.2.9 Evaluación de dosis recibida por el público en espera y otros trabajadores

Una vez determinada la dosis recibida por la persona inspeccionada y la que podría recibir el operador, el punto siguiente es determinar la $\dot{H}^*(10)$ que podrían recibir aquellas personas que pudieran encontrarse en zonas cercanas a la ubicación, en espera a ser inspeccionadas. En este apartado se han descrito las medidas realizadas para determinar la tasa de dosis y dosis recibidas alrededor del sistema de seguridad y si son necesarias medidas adicionales para restringir el acceso a ciertas áreas.

La evaluación de la seguridad de operación del sistema de inspección desde el punto de vista de protección radiológica se debe realizar en función del valor de la restricción de dosis establecida que puede ser posteriormente aprobada por el regulador nacional (sobre todo en el caso de la UE). Si esto es así estrictamente, en el área en espera, si un individuo realizara las 1000 inspecciones al año, ya consigue el valor de restricción implantado, luego para él, no debería incrementarse en absoluto las dosis del fondo de la sala donde se encuentra en el área de espera, ya que toda la restricción de dosis se ha consumido al pasar por el escáner, y el estar en espera se considera la misma práctica. En este caso, si los escáneres incrementan la tasa del fondo ambiental, que lo hacen, todos ellos deberían blindarse o realizarse en salas separadas y aquí se acabaría el ejercicio de evaluación de este apartado.

Aún así, se decide continuar con la evaluación de $\dot{H}^*(10)$ de esta zona suponiendo que en ella pudiera haber otros trabajadores, es decir personas que no vayan a ser inspeccionadas y asumir que estos se rigen por el límite del público (al igual que los operadores) y que podrían recibir una tasa de $0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. Es decir se realiza la evaluación buscando los puntos dónde los valores de $\dot{H}^*(10)$ son menores a este valor con el objetivo de señalar zonas o colocar blindajes, con este valor límite, estos trabajadores podrían permanecer en el área 2000 horas como se comentó en el caso de los operadores, en cambio, si se considera que el valor que no podrían superar debe ser el de restricción de dosis de $0.3 \text{ mSv}\cdot\text{año}^{-1}$, el tiempo máximo estimado que estas personas pudieran estar alrededor del escáner sería de 1200 h en las áreas de $0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ (lo que corresponde a un factor de ocupación de 0.6).

Una vez determinadas las hipótesis y objetivos de partida el paso siguiente es realizar la serie de medidas a para determinar la variación de la tasa de dosis en las inmediaciones al sistema de inspección para cada una de las configuraciones.

3.2.9.1 Configuración I

En el caso del sistema de inspección con la configuración I, se procedió a la determinación de la tasa de dosis en sus inmediaciones mediante la utilización de los equipos inicialmente seleccionados en esta memoria de investigación, es decir, Atomtex y Bicron. Las medidas promedio obtenidas tomando como punto de referencia el centro de la plataforma donde se situaba al maniquí (Figura 137 y Figura 144) se muestran en la Tabla XLI:

Tabla XLI: Medidas de $\dot{H}^*(10)$ alrededor del sistema de inspección con la configuración I. El punto de referencia es el maniquí sito en el centro de la plataforma de inspección.

Punto de control	X Coordinadas / m	Y Coordinadas / m	$\dot{H}^*(10) / \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$
1	0	-4.1	0.50
2	2.5	-4.1	0.70
3	2.5	-4.6	0.49
4	3.5	-4.1	0.49
5	3.5	-2.1	0.98
6	4.5	-2.1	0.75
7	5.5	-2.1	0.48
8	5.5	-3.1	0.47
9	-2.4	-4.1	0.35
10	-2.4	-3.1	0.60
11	-3.4	-3.1	0.43
12	-3.4	-2.1	0.55
13	0	4.2	0.50
14	2.5	4.2	0.65
15	2.5	4.5	0.51
16	3.4	4	0.50
17	3.5	2.5	0.70
18	4.5	2	0.83
19	5.3	2.5	0.45
20	5.3	3	0.50
21	-2.5	4	0.40
22	-2.5	3	0.65
23	-3.5	3	0.40
24	-3.5	2.2	0.65

A partir de los puntos de la Tabla XLI es posible establecer un mapa en 2D que se muestran en la Figura 147. Al realizar esta serie de medidas existen limitaciones asociadas con la propia configuración del sistema de inspección, como la existencia de paredes u obstáculos inmovibles en la sala que han impedido que se llevara a cabo según estaba planteado (Figura 148). Idealmente, en el emplazamiento final del escáner, se debería realizar la evaluación con los blindajes interpuestos entre el escáner y el público, de forma que se asegurara que no hay incrementos de dosis debidos al sistema de seguridad en el área de espera.

A partir de estos resultados de $\dot{H}^*(10)$ recopilados en la Tabla XLI correspondientes a los valores medidos alrededor del maniquí y, como se puede observar, todos ellos con valores superiores al fondo natural de la sala ($0.3 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$) en las distancias estudiadas, se podría realizar las siguientes acciones: 1) Colocación de blindajes en el escáner, 2) Reducir el número de inspecciones. Si se realiza una estimación de la dosis recibida para un individuo en espera un tiempo concreto, por ejemplo, considerando un tiempo medio de espera de 20 minutos, en el el punto de dosis más alto ($0.98 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$), se recibiría una dosis de $0.32 \mu\text{Sv}$ por espera, que se puede traducir en un valor de 228 - 300 μSv para un pasajero frecuente que pasara unas 700 - 1000 veces al año por el escáner, valor de dosis que habría que sumarle al de la inspección, con el consiguiente incumplimiento de la restricción de dosis si no se reduce el número de inspecciones, 3) alejar a los pasajeros 6 m alrededor del sistema de inspección, cerrar el obturador entre inspecciones y que sólo accediera la persona a inspeccionar de forma que su exposición estuviera relacionada sólo con la inspección al estar el obturador cerrado y ella a la distancia suficiente como para no recibir ninguna dosis adicional relacionada con el sistema de seguridad en operación., esta opción sería menos ágil, puesto que el tiempo de espera sería mayor.

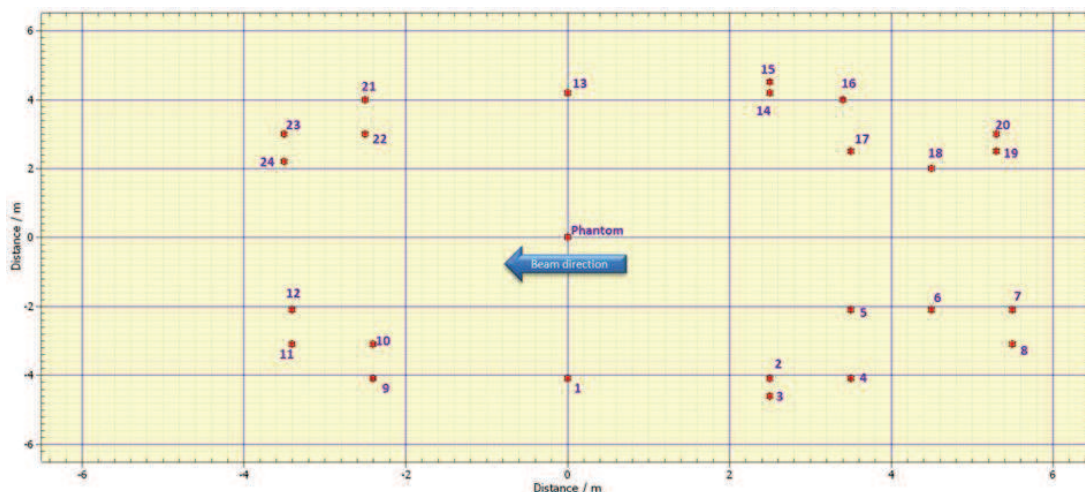


Figura147: Plano de puntos de medida de $\dot{H}^*(10)$ recibida durante la operación del sistema con la configuración I tomando como punto de referencia el centro de la cinta.

A partir de las series de medidas realizadas con los dos equipos (Atomtex y Bicron) cuyo valor promedio se muestra en la Tabla XLI y su localización en 2D (Figura147) es posible realizar un mapa de campo teniendo en cuenta las simetrías de los puntos de medida. En la Figura 148 se representa utilizando un mapa de colores la variación de la dosis equivalente ambiental $\dot{H}^*(10)$ de cada área, con la distancia. En esta figura se han acotado tres zonas $1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$, $0.7 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ y $0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$, correspondiendo el color verde con la zona de tasa de dosis $< 0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. A partir de este mapa es posible realizar una acotación de zonas que podría ser de utilidad.



Figura 148: Imagen del emplazamiento donde se encontraba situado el sistema de inspección con la configuración I durante la campaña de medidas.

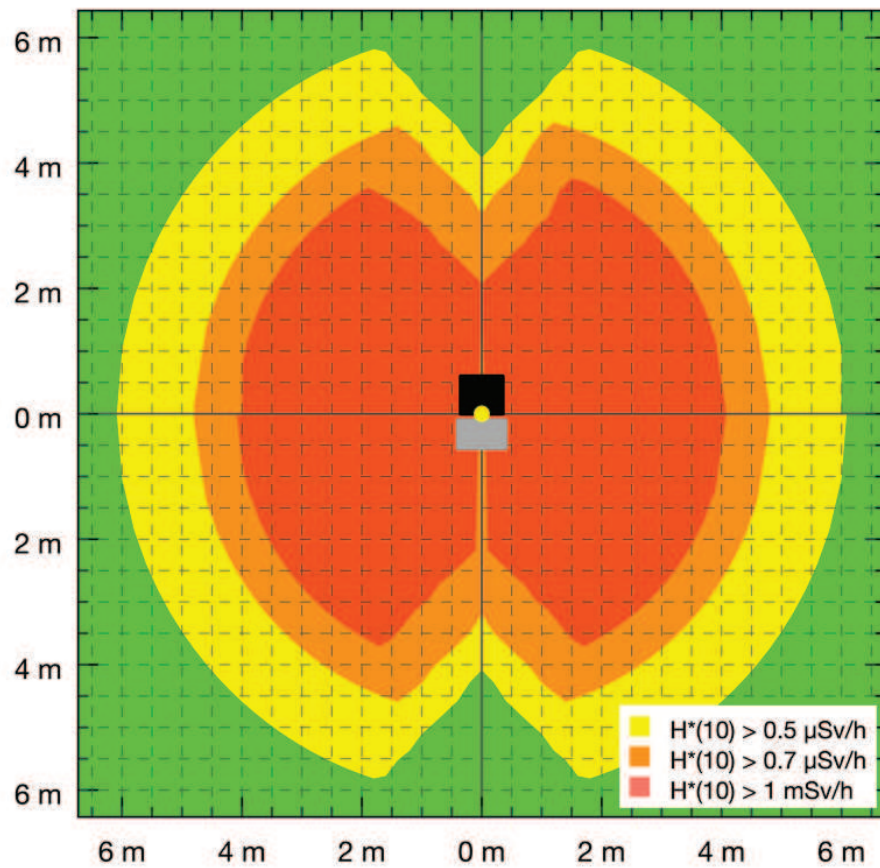


Figura 149: Mapa de $H^*(10)$ durante la operación del sistema de inspección con la configuración I y en operación.

3.2.9.2 Configuración II

Siguiendo la misma metodología aplicada en el punto anterior, para el caso de la serie de medidas de $\dot{H}^*(10)$ con el sistema en operación durante la inspección en las inmediaciones a la misma se utilizaron los mismos equipos a una altura de 1m y tomando como referencia el mismo punto si bien las distancias estaban limitadas por el emplazamiento en el que estaba ubicado el sistema. Las condiciones operación del sistema eran: 200 kV, 2.5 mA, 7 s. Los puntos de control seleccionados en los que se realizaron las serie de medidas se muestran en la Figura 150.

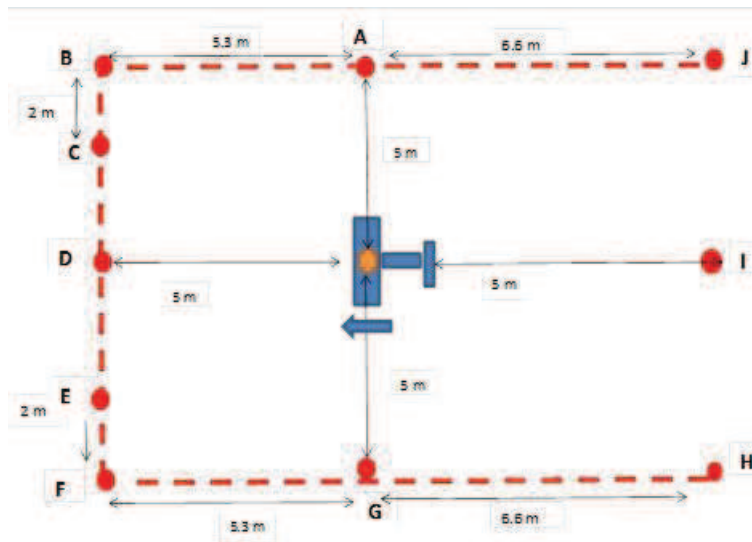


Figura 150: Puntos de control seleccionados para la medida del $\dot{H}^*(10)$ generado por el sistema de inspección con la configuración II.

En base a lo discutido con anterioridad para la configuración I, en este caso la serie de medidas se centro en localizar y acotar las zonas alrededor del sistema de inspección que cumplieran con el requisito de $\dot{H}^*(10) < 0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. Para lo cual fue necesario alejarse del sistema como se muestra en la Figura 150 y buscar con el equipo zonas con tasas de dosis $\dot{H}^*(10) < 0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ en el perímetro disponible en la sala donde se encontraba localizado el prototipo. Los puntos y sus valores de tasa se encuentran en la Tabla XLII

Tabla XLII: $\dot{H}^*(10)$ medidos en los diferentes punto de chequeo (ver la Figura 150) alrededor del sistema de inspección con la configuración II (200 kV, 2.5 mA, 7 s).

Punto	$\dot{H}^*(10)_{\max}$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	$\dot{H}^*(10)_{\min}$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	$\dot{H}^*(10)$ / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	Desv. Std. / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$
A	8.6	5.8	7.0	1.0
B	4.3	3.1	3.5	0.4
C	4.7	4.6	5.2	0.4
D	5.0	4.0	4.5	0.3
E	1.3	0.7	0.8	0.2
F	3.3	2.5	3.1	0.3
G	6.5	5.1	5.7	0.5
H	3.8	3.2	3.5	0.2
I	0.6	0.4	0.5	0.1
J	4.0	3.3	3.7	0.3

A diferencia de lo que ocurría en el caso del sistema con la configuración I (y como era de esperar), en este caso, al ser las dosis más elevadas y las distancias mayores, se requiere la utilización de blindajes que acoten la zona, incluso en la zona contraria a la dirección y sentido del haz es necesario y aconsejable su uso, lo mismo que ocurría con la ubicación del operador, por lo que se propusieron estas modificaciones a los diseñador que tendrán que ser reevaluadas para su disposición final. Como se puede deducir a partir de la extrapolación de las medidas determinadas alrededor del sistema de inspección, donde para un espera media de 20 min en el punto más alto ($8.6 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$) se recibiría una dosis de $2.9 \mu\text{Sv}$, si se considera el caso de un pasajero frecuente que pueda realizar entre 700 – 1000 inspecciones/año, este superaría, incluso el valor de dosis del público ($1 \text{mSv}\cdot\text{año}^{-1}$) en unas 10 veces. Motivo por el cual el regulador restringiría su uso en estas condiciones en ausencia de blindaje.

A modo de conclusion de este apartado indicar que los sistemas de medida de $\dot{H}^*(10)$ seleccionados han permitido establecer la acotación zonas necesaria para que con independencia de la configuración que se seleccione en el sistema de inspección, los pasajeros que están esperando a la inspección no reciban dosis adicionales que requieran un control o vigilancia por parte del regulador. Además se han propuesto distintas opciones para la optimización del sistema que permitan la reducción de las zonas acotadas sin aumentar el riesgo al público en general.

3.2.10 Evaluación final

A partir de las medidas de las dosis descritas en los apartados anteriores al objeto de realizar un análisis de sensibilidad sobre como influye la mayor o menor dosis recibida en el número de inspecciones posibles a realizar.

Por ejemplo, para el caso del sistema de inspección con la configuración I, en la Figura 151 se representa un ejemplo de como se reduciría el número de inspecciones si tuvieramos en cuenta también el tiempo de espera. Como una línea punteada se representa la dosis total recibida en función del número de inspecciones, suponiendo un tiempo de espera de 6 min con una tasa de dosis de $0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$, se recibiría $0.050 \mu\text{Sv}$ por espera, si realizara 1000 inspecciones, tendríamos $50 \mu\text{Sv}$ que tendríamos que sumar a la recibida al pasar por el escáner, no cumple la restricción de dosis de $300 \mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$. Esta gráfica permite entender facilmente como si el viajero no recibe dosis durante los tiempos de espera el número de inspecciones al año puede llegar a los 1000 (≈ 2.8 vuelos/d) cifra que parece muy conservadora, pero sin embargo si recibe dosis durante la espera este número se reduce a unos 700 al año (en el caso del ejemplo). ≈ 2 vuelos/d, cifra elevada incluso para un pasajero frecuente, pero que puede ser incluso mayor para un trabajador de la tripulación de líneas áreas comerciales. Por lo tanto y en el caso del sistema de inspección con la configuración I permite asegurar la posibilidad de su implementación con amplios límites de seguridad en su aplicación.

Cuando se evalua el caso del sistema de inspección con la configuración 2 y con hipótesis similares, los resultados obtenidos se muestran en la Figura 152, como se puede observar en este caso el número de inspecciones (incluida dosis por espera, 6 min con una dosis de $0.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$) quedaría reducida a 20 inspecciones/ año, hecho que ratifica la necesidad de tomar medidas para la reducción de la dosis, con lo que las inspecciones anuales sería del entorno de ≈ 100 inspecciones/año (≈ 1 viaje cada 3 d), lo que tambien exige una optimización en la dosis recibida por cada inspección.

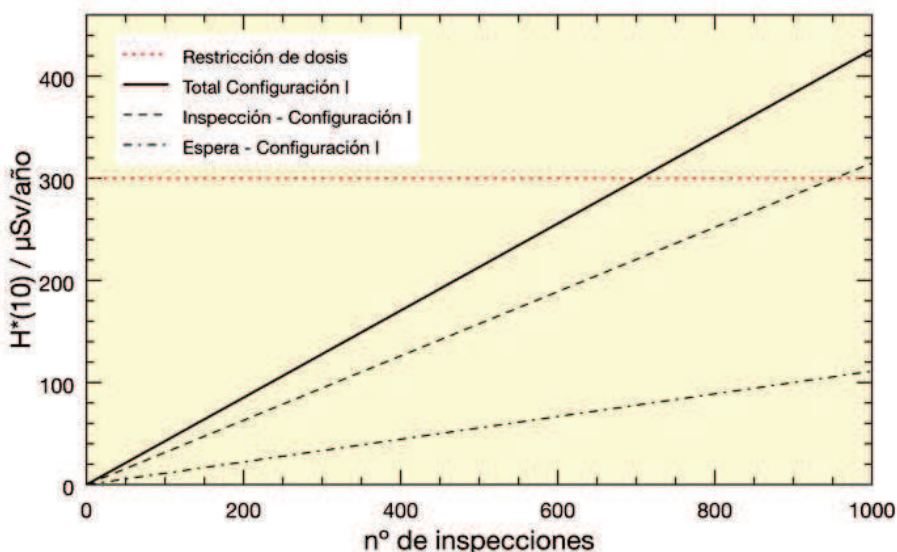


Figura 151: Número de inspecciones posibles con el sistema de inspección en la configuración I.

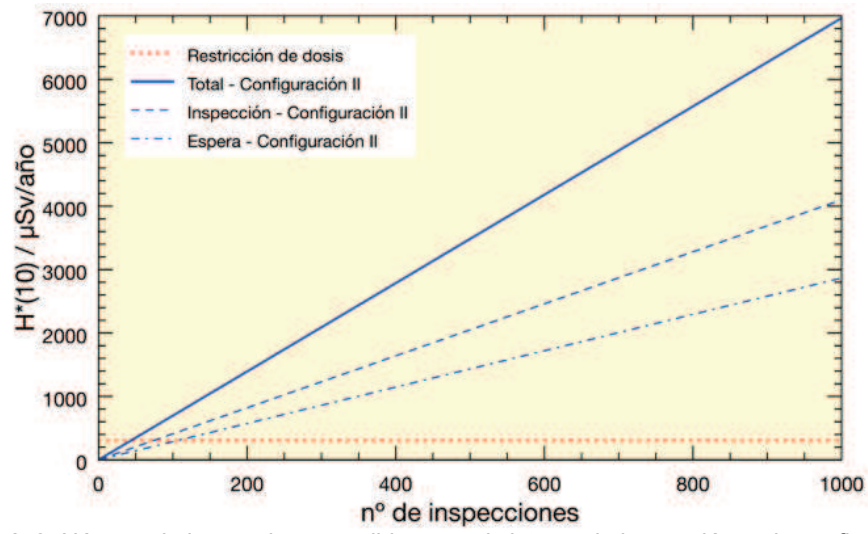


Figura 152: Número de inspecciones posibles con el sistema de inspección en la configuración II.

4. Conclusiones

A partir de los resultados y medidas se demuestra que se han alcanzado todos los objetivos iniciales con los que se planteó este trabajo de investigación, centrado en la mejora de la cultura de seguridad de materiales nucleares y radiactivos y en la toma de medidas para la detección de materiales fuera del control regulador y reducir la amenaza de un atentado NRBQe, además de la evaluación de dosis de los escáneres de seguridad.

En el apartado de resultados y discusión se han detallado las iniciativas y medidas encaminadas a la implementación de mejoras en la detección de los materiales nucleares así como en el tráfico ilícito de los mismos. Como se ha demostrado además de las tareas de innovación directamente aplicadas en las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado, se han diseñado ejercicios prácticos, junto con la formación necesaria para conseguir incrementar las capacidades de estas unidades del Reino de España. Lo cual era uno de los objetivos principales del trabajo.

Como conclusiones principales obtenidas de la realización de esta memoria indicar las siguientes:

- ✓ Se ha realizado la implementación y puesta a punto de sistemas de medida de espectrometría γ en campo que permiten la detección por las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado de materiales nucleares y radiactivos fuera del control regulador.
- ✓ Con estos sistemas de medida de espectrometría γ en campo es posible realizar una primera clasificación de los materiales nucleares detectados, realizando incluso su discriminación entre mineral de U, óxido de U procesado, óxido de U empobrecido u óxido de U enriquecido.
- ✓ El estudio realizado sobre la exactitud, precisión y el error asociado a las medidas en campo de los equipos de espectrometría γ empleados por la Unidad NRBQe de la Guardia Civil, permitió cuantificar la exactitud asociada a la medida mejorando la calidad de las mismas desde el punto de vista forense nuclear y establecer el intervalo de aplicación de cada uno de los equipos. Proponiendo una mejora en el procedimiento de medida de realizar entre 3 – 5 medidas para la determinación del valor asignar.
- ✓ Los resultados obtenidos y reflejados en esta memoria de investigación permiten la mejora de los protocolos de actuación de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado ante una situación de emergencia de NRBQe, minimizando el número de integrantes de los equipos en cada una de las actuaciones, al determinar que equipo es conveniente utilizar para la determinación y la acotación de cada una de las zonas, en función del error asociado a la medida en ese ambiente.
- ✓ Se ha desarrollado la metodología de evaluación de la seguridad radiológica de un sistema de inspección por rayos X de personas, el cual permite determinar las magnitudes necesarias para asegurar el comportamiento correcto del sistema sin someter a los usuarios y operadores a dosis que pudieran inducir riesgos para la salud, de acuerdo con una restricción de dosis propuesta.
- ✓ Se ha demostrado la versatilidad de los equipos de medida utilizados para medir la tasa de dosis en el entorno del sistema considerado a diferentes distancias de la fuente de

irradiación y la dosis obtenida por diferentes actores (es decir, persona escaneada, sistema de operador y espectador) en el escenario considerado.

- ✓ La dosis máxima recibida por la inspección con el sistema en la configuración I se encuentra en el intervalo de 0.24 - 0.32 μSv . Este intervalo es función de distintos factores, como la configuración del prototipo, el tamaño de la habitación y las propiedades físicas de los materiales de alrededor.
- ✓ El sistema de inspección en la configuración I, incluso a las condiciones máximas de operación cumple con los requisitos necesarios para su aplicación sin restricciones en puertos y aeropuertos siempre y cuando la autoridad reguladora aprobara la restricción de dosis propuesta. En el caso de la configuración II sería necesario reducir la intensidad del haz de rayos X.
- ✓ Se ha determinado la dosis recibida por el operador y se han propuesto medidas como el uso de blindajes para cumplir con el criterio de optimización de la dosis.
- ✓ Se ha realizado los acotamientos de zonas de acceso en las inmediaciones del sistema de inspección, incluyendo mejoras para la reducción de las mismas. Además, se colaboró con los diseñadores en minimizar y distanciar aquellos materiales que pudieran incrementar la radiación dispersa.
- ✓ Se ha validado la utilización de dosímetros DIS-1 y TLD, como sistemas de verificación rápida y sencilla para la determinación de la dosis recibida por inspección en el intervalo de operación del sistema X-MESMERISE., pudiendo estos ser utilizados como sistemas de verificación durante la operación del sistema.
- ✓ Se ha demostrado y definido en qué condiciones de utilización y con qué mejoras es posible emplear el sistema de inspección X-MESMERISE para el control exhaustivo de población, en puertos, aeropuertos, fronteras o acontecimientos en los que pudieran existir riesgos de amenaza NRBQe.

5. Líneas futuras de investigación

A partir de los resultados, medidas, discusión y conclusiones se considera que las líneas de investigación a seguir podrían ser las siguientes en cada uno de los campos:

- ✓ Forense Nuclear – Colaboración con las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado
 - La realización de ejercicios prácticos que refresquen los conocimientos son necesarios para las actuaciones en campo.
 - Formación en la datación de materiales nucleares para lo cual sería necesaria el acoplamiento de técnicas de medida de espectrometría γ en campo junto con ICP-Ms.
 - Ejercicio de intercomparación que permita determinar para una misma muestra patrón problema, cual es la precisión de los equipos de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado destacados en los distintos puntos del territorio nacional.

- ✓ Sistema de inspección por rayos X
 - Colaboración conjunta con el equipo de diseño e imagen para la optimización de la dosis recibida por la persona inspeccionada.
 - Definición de protocolos de implantación que permitan la instalación sencilla del equipo y el acotamiento de zonas.

6. Bibliografía

- [1] BOE, «Instrumento de Aceptación de la Enmienda de la Convención sobre la protección física de los materiales nucleares, hecha en Viena el 8 de julio de 2005.» 2005. [En línea]. Available: https://boe.es/diario_boe/txt.php?id=BOE-A-2016-4168. [Último acceso: 2019].
- [2] CORDIS, 2016. [En línea]. Available: <https://cordis.europa.eu/project/rcn/203299/factsheet/en>. [Último acceso: 2019].
- [3] ESRI, 2019. [En línea]. Available: <https://storymaps.esri.com/stories/terrorist-attacks/>. [Último acceso: 15 octubre 2019].
- [4] The Guardian, 2019. [En línea]. Available: <https://www.theguardian.com/world/2019/aug/03/new-wave-of-terrorist-attacks-possible-before-end-of-year-un-says>. [Último acceso: octubre 2019].
- [5] Consejo de Seguridad de Naciones Unidas, 2019. [En línea]. Available: <https://undocs.org/es/S/2019/570>. [Último acceso: octubre 2019].
- [6] IAEA, 2019. [En línea]. Available: <https://www.iaea.org/resources/security-series/search>. [Último acceso: 2019].
- [7] IAEA, 2019. [En línea]. Available: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1347_S_web.pdf. [Último acceso: 2019].
- [8] IAEA, 2019. [En línea]. Available: <https://www.iaea.org/publications/8629/nuclear-security-recommendations-on-physical-protection-of-nuclear-material-and-nuclear-facilities-infirc/225/revision-5>.
- [9] IAEA, Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre Materiales Radiactivos e Instalaciones Conexas, Viena: Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA No, 2012.
- [10] IAEA, 2019. [En línea]. Available: <https://www.iaea.org/publications/8622/nuclear-security-recommendations-on-nuclear-and-other-radioactive-material-out-of-regulatory-control>. [Último acceso: 2019].
- [11] IAEA, 2019. [En línea]. Available: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1481s_web.pdf. [Último acceso: 2019].
- [12] IAEA, «Clasificación de las fuentes radiactivas,» de *Normas de Seguridad del OIEA*, Viena, IAEA, 2009.
- [13] A. Naciones Unidas, *Limited or Partial Test Ban Treaty (LTBT/PTBT)*, Moscú, 1963.
- [14] CTBTO, «Tratado de Prohibición Completa de los Ensayos Nucleares (TPCEN),» 1996. [En línea]. Available: https://www.iaea.org/sites/default/files/15403500322_es.pdf. [Último acceso: 2019].
- [15] IAEA, 2019. [En línea]. Available: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1687web-74206224.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [16] IAEA, 2019. [En línea]. Available: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1613_web.pdf. [Último acceso: 2019].
- [17] IAEA, «Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre Materiales Nucleares y otros Materiales Radiactivos no sometidos a Control Reglamentario,» 2019. [En línea]. Available: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1488s_web.pdf. [Último acceso: 2019].
- [18] IAEA, *Código de Conducta sobre la Seguridad Tecnológica y Física de las Fuentes Radiactivas*, Viena, Austria, 2004.
- [19] IAEA, 2019. [En línea]. Available: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1546_S_web.pdf.
- [20] GICNT, 2013. [En línea]. Available: <http://www.gicnt.org/index.html>. [Último acceso: 2019].
- [21] ITWG, 2019. [En línea]. Available: <http://www.nf-itwg.org/>. [Último acceso: 2019].
- [22] J. Serrano Checa, Desarrollo de las técnicas forenses nucleares: valoración de riesgos (Tesis Doctoral), J. (. Quiñones, Ed., Madrid: Universidad Complutense de Madrid, 2019.
- [23] J. Quiñones Díez, J. I. Castro Torres, M. R. Quesada Medina, C. Aguado Valladares, A. Álvarez García, M. A. Benavente Ruiz, C. Gómez Caloca y J. C. Sáez Vergara, «HADES Field Exercise. Outcomes from synergy,» de *Countering Radiological and Nuclear Threats*, A. Malizia y F. d'Errico, Edits., Roma, Aracne editrice, 2019, pp. 189-197.

- [24] J. I. Castro Torres, M. R. Quesada Medina, C. Aguado Valladares, A. Álvarez García, M. A. Benavente Ruiz, C. Gómez Caloca, J. C. Sáez Vergara y J. Quiñones Díez, «Ejercicios Hades. Adiestramiento en caracterización radiológica en subsuelo.» de *V Congreso Nacional de I+D en Defensa y Seguridad*, Toledo, 2017.
- [25] ITWG, 2017. [En línea]. Available: <http://www.nf-itwg.org/pdfs/ITWG-Guideline-Uncertainty.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [26] ITWG, 2012. [En línea]. Available: <http://www.nf-itwg.org/pdfs/ITWG-Guideline-Uncertainty.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [27] ITWG, 2013. [En línea]. Available: <http://www.nf-itwg.org/pdfs/ITWG-Guideline-Uncertainty.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [28] ITWG, 2013. [En línea]. Available: <http://www.nf-itwg.org/pdfs/ITWG-Guideline-Uncertainty.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [29] Naciones Unidas, 2011. [En línea]. Available: https://www.unece.org/fileadmin/DAM/trans/danger/publi/unrec/rev17/Spanish/Rev17_Volume1.pdf. [Último acceso: 2019].
- [30] Ministerio de Fomento. Gobierno de España, 2019. [En línea]. Available: <https://www.fomento.gob.es/transporte-terrestre/normativa/normativa-vigente-transporte-de-mercancias-peligrosas-y-perecederas>. [Último acceso: 2019].
- [31] CTBTO, «CTBTO. World Overview,» [En línea]. Available: <https://www.ctbto.org/nuclear-testing/history-of-nuclear-testing/>. [Último acceso: Julio 2019].
- [32] H. Kissinger, *The World Order*, New York: Penguin Press, 2014.
- [33] IAEA, 1963. [En línea]. Available: https://www.iaea.org/sites/default/files/15403500322_es.pdf. [Último acceso: 2019].
- [34] CTBTO, 2012. [En línea]. Available: <https://www.ctbto.org/>. [Último acceso: 2019].
- [35] I. Cartagena Nuñez, *El tratado para el cese de la producción de materiales fisibles (FMCT) y la parálisis de la conferencia de desarme (Tesis Docctoral)*, V. (. Garrido Rebolledo, Ed., Madrid: Univeridad Rey Juan Carlos, 2017.
- [36] IAEA, «IAEA incident and trafficking database (ITDB). Incidents of nuclear and other radioactive material out of regulatory control. 2017 Fact sheet,» 2018. [En línea]. Available: <https://www.iaea.org/sites/default/files/17/12/itdb-factsheet-2017.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [37] A. Tanarro Sanz y A. Tanarro Onrubia, *Diccionario inglés-español sobre tecnología nuclear*, 2ª Edición ed., Madrid: TECNATOM, SA, 2008.
- [38] Naciones Unidas, 2007. [En línea]. Available: <https://news.un.org/es/story/2007/02/1096961>. [Último acceso: marzo 2019].
- [39] Naciones Unidas, Febrero 2004. [En línea]. Available: <https://news.un.org/es/story/2004/02/1029171>. [Último acceso: 2019].
- [40] Naciones Unidas, Noviembre 2004. [En línea]. Available: <https://news.un.org/es/story/2004/11/1044971>. [Último acceso: 2019].
- [41] K. J. Moody, P. M. Grant, I. D. Hutcheon y Y. Varoufakis, *Nuclear Forensics Analysis*, CRC Press, 2014.
- [42] CNS, 2019. [En línea]. Available: https://media.nti.org/documents/global_incidents_trafficking_2018.pdf. [Último acceso: 2019].
- [43] CNS, 2018. [En línea]. Available: https://media.nti.org/documents/global_trafficking_2017.pdf. [Último acceso: 2019].
- [44] IAEA, «Presentación ante la LXIII Sesión de la Asamblea General de las Naciones Unidas, el 19 de noviembre 2008,» 2008. [En línea]. Available: <http://www.iaea.org/NewsCenter/Statements/2008/ebsp2008n010.html>. [Último acceso: 2018].
- [45] UNODC, «Los tratados de fiscalización internacional de drogas,» 2014. [En línea]. Available: https://www.unodc.org/documents/commissions/CND/Int_Drug_Control_Conventions/Ebook/The_International_Drug_Control_Conventions_S.pdf. [Último acceso: 2019].
- [46] El País,, «EEUU retira los escáneres de los aeropuertos por sus imágenes explícitas,» 2010. [En línea]. Available: https://elpais.com/tecnologia/2013/01/18/actualidad/1358517550_531128.html. [Último acceso: 2019].
- [47] e. C. d. I. U. E. I. C. E. El Parlamento Europeo, *Carta de los derechos fundamentales de la Unión Europea*, Niza: Diario Oficial de las Comunidades Europeas, 2000.
- [48] ECAC, «European Civil Aviation Conference,» 2014. [En línea]. Available: <https://www.ecac-ecac.org/>. [Último acceso: 2019].

- [49] J. L. Pérez Díaz, *Multi-Energy High Resolution Modular Scan System for Internal and External Concealed Commodities*, Madrid, 2016.
- [50] Naciones Unidas, «Convenio internacional para la represión de los actos de terrorismo nuclear,» 2005. [En línea]. Available: <https://treaties.un.org/doc/db/Terrorism/spanish-18-15.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [51] Consejo de Seguridad de Naciones Unidas, «Enmienda de la convención sobre la protección física de los materiales nucleares,» 2016. [En línea]. Available: https://www.iaea.org/sites/default/files/infirc274r1m1_sp.pdf. [Último acceso: 2019].
- [52] DOCE, «EURATOM, Council Directive 2013/59/EURATOM of 5 December 2013 "Laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation", 2013.» 2013. [En línea]. Available: <https://www.boe.es/doi/2014/013/L00001-00073.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [53] DOCE, «Directiva 97/43/Euratom del Consejo de 30 de junio de 1997 relativa a la protección de la salud frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes en exposiciones médicas, por la que se deroga la Directiva 84/466/Euratom,» 1997. [En línea]. Available: <https://op.europa.eu/es/publication-detail/-/publication/aa7564fa-fd07-4872-943c-66df8f4f1099/language-es>. [Último acceso: 2019].
- [54] Naciones Unidas, *Carta de Naciones Unidas Capítulo VII: Acción en caso de amenazas a la paz, quebrantamientos de la paz o actos de agresión*, San Francisco, EE.UU, 1945.
- [55] Consejo de Seguridad de Naciones Unidas, «Resolución 1373,» 2001. [En línea]. Available: http://www.cienciaspenales.net/files/2016/10/7_42E49838CB8803C0E04015AC20201354.pdf.
- [56] Consejo de Seguridad de Naciones Unidas, «Resolución 1540,» 2004. [En línea]. Available: [https://undocs.org/es/S/RES/1540\(2004\)](https://undocs.org/es/S/RES/1540(2004)). [Último acceso: 2019].
- [57] BOE, 2011. [En línea]. Available: <https://www.boe.es/buscar/act.php?id=BOE-A-2001-14555>. [Último acceso: 2019].
- [58] Publico, 2019. [En línea]. Available: <https://www.publico.es/ciencias/aeropuerto-mesmerise-tecnologia-evita-cacheos-descalzarse-aeropuertos.html>. [Último acceso: 2019].
- [59] El Economista, 2019. [En línea]. Available: <https://www.eleconomista.es/evasion/noticias/9984299/07/19/Se-acabo-el-descalzarse-en-los-aeropuertos-y-los-incomodos-cacheos-asi-es-Mesmerise.html>. [Último acceso: 2019].
- [60] BOE, [En línea]. Available: https://www.fomento.gob.es/recursos_mfom/pdf/84E2A930-81EB-4098-AE21-54B509732538/111954/R_18_2010.pdf.
- [61] U. Europea, «Reglamento (CE) N° 272/2009 de la Comisión de 2 de abril de 2009, que completa las normas básicas comunes sobre la seguridad de la aviación civil establecidas en el anexo del Reglamento (CE) N° 300/2008 del Parlamento Europeo y del Consejo,» 2009. [En línea]. Available: <https://www.boe.es/doi/2009/091/L00007-00013.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [62] D. O. d. I. U. Europea, *REGLAMENTO (UE) No 1141/2011 DE LA COMISIÓN*, Comisión Europea, 2011.
- [63] U. Europea, *REGLAMENTO (UE) No 185/2010 DE LA COMISIÓN*, Comisión Europea, 2010.
- [64] U. Europea, *Reglamento 2015/1998 de la Comisión de 5 de noviembre de 2015*, Comisión Europea, 2015.
- [65] DOCE, «REGLAMENTO (UE) 2016/399 DEL PARLAMENTO EUROPEO Y DEL CONSEJO de 9 de marzo de 2016 por el que se establece un Código de normas de la Unión para el cruce de personas por las fronteras (Código de fronteras Schengen),» 2016. [En línea]. Available: <https://eur-lex.europa.eu/legal-content/ES/TXT/?uri=CELEX%3A32016R0399>. [Último acceso: 2019].
- [66] UNSCEAR, 1988. [En línea]. Available: https://www.unscear.org/docs/publications/1988/UNSCEAR_1988_Report.pdf. [Último acceso: 2019].
- [67] Nuclear Research Council, *Health effects of exposure to low levels of ionizing radiation (BEIRV)*, Wahington, DC: National Academy Press, 1990.
- [68] IAEA, *General Safety Guide, N° GSC5; Justification of Practices, Including Non-Medical Human Imaging*, Viena: ISBN 978-92-0-102414-5, 2014.
- [69] DOCE, 2016. [En línea]. Available: <https://eur-lex.europa.eu/legal-content/ES/TXT/PDF/?uri=CELEX:32016R0679&from=EN>. [Último acceso: 2019].
- [70] P. Riley, J. Eatough, A. Manhire, A. Macdonald y M. Nettleton, *Airport security scanners & ionising radiation. A Joint Report from The British Institute of Radiology and The Royal College of Radiologists*, London: The British Institute of Radiology, 2011.
- [71] I. d. r. e. d. s. n. IRSN, «Assessment of health risk of X-ray backscatter body scanners,»

- Francia, 2010.
- [72] SCENIHR, «Health effects of security scanners for passenger screening (based on X-ray technology),» 2012. [En línea]. Available: https://ec.europa.eu/health/scientific_committees/emerging/docs/scenih_r_o_036.pdf. [Último acceso: 2019].
- [73] USNRC, «USNRC, Protecting People and Environment,» [En línea]. Available: <https://www.nrc.gov/>. [Último acceso: 2017].
- [74] ICRP, 2015. [En línea]. Available: http://www.icrp.org/docs/P113_Spanish.pdf. [Último acceso: 2019].
- [75] ICRP, 2008. [En línea]. Available: http://www.icrp.org/docs/P103_Spanish.pdf. [Último acceso: 2019].
- [76] ANSI, «N43.17-2009, "Radiation Safety for Personnel Security Screening Systems Using X-Rays or Gamma Radiation",» de *American National Standards Institute Standar*, American National Standards Institute (ANSI), 2009.
- [77] UNSCEAR, 2006. [En línea]. Available: http://www.philrutherford.com/Radiation_Risk/BEIR/BEIR_VII.pdf.
- [78] U. N. S. C. o. t. E. o. A. Radiation, «SOURCES AND EFFECTS OF IONIZING RADIATION,» New York, 2000.
- [79] M. García Talavera, J. L. Martín Matarranz, M. Martínez, R. Salas y L. Ramos, «Natural ionizing radiation exposure of the Spanish population,» *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 124, nº 4, pp. 353-359, 2007.
- [80] ICRU, «Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations,» Bethesda, Maryland, 1992.
- [81] G. F. Knoll, *Radiation Detection and Measurement*, New York/Chichester/Weinheim/Brisban/Toronto/Singapore: John Wiley & Sons, Inc, 2000.
- [82] IAEA, «Determination and Interpretation of Characteristic Limits for Radioactivity Measurements. Decision Threshold, Detection Limit and Limits of the Confidence Interval,» de *IAEA Analytical Quality in Nuclear Applications Series N° 48*, vol. 48, IAEA, Ed., Vienna, IAEA, 2017.
- [83] ITWG, 2016. [En línea]. Available: <http://www.nf-itwg.org/pdfs/ITWG-INFL-UOFP.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [84] M. Fernández, N. Navarro, E. Conde, A. Álvarez, A. Quejido y J. Quiñones, «Potential and limitations of ICP-MS technique for the measurements of ²³⁰Th,» de *Advances in nuclear forensics: countering the evolving threat of nuclear and other radioactive material out of regulatory control*, Vienna, 2014.
- [85] P. Rolandi, «Seguritecnia: Nuevos escáneres corporales para los aeropuertos europeos,» 2010. [En línea]. Available: <http://www.seguritecnia.es/seguridad-aplicada/transporte-aereo/nuevos-escaner-es-corporales-para-los-aeropuertos-europeos>. [Último acceso: 2019].
- [86] WordsSideKick-com, «Wordssidekick,» 2019. [En línea]. Available: <https://es.wordssidekick.com/do-backscatter-x-ray-systems-pose-risk-to-frequent-fliers-26392>. [Último acceso: 2019].
- [87] P. L. E. P. Chad Huffman, *Body Cavity Screening for Criminal Justice*, EE.UU, 2014.
- [88] J. Quiñones, M. Á. Benavente, A. Álvarez y J. Torres, «Relevancia de los protocolos de medida en la precisión de las Unidades NRBQ de la Guardia Civil,» de *VII Congreso Nacional de I+D en Defensa y Seguridad*, San Fernando, Cadiz, 2019.
- [89] J. Quiñones, C. Torres, I. Cartagena, J. Rebollo, J. Serrano y F. Alcazar, «Gate to Africa – Ejercicio hispano-marroquí de seguridad en el transporte marítimo de materiales nucleares y radiactivos,» de *XI Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear. IRPA*, La Habana, 2018.
- [90] R. Quesada, I. Castro, A. Á. García, J. C. Sáez y J. Quiñones, «Nuclear and radiological security and safety training courses. Regimiento NBQ - CIEMAT experience,» de *VI International Conference on Education and Training in Radiological Protection. ETRAP 2017*. IAEA, Valencia, 2017.
- [91] H.-D. Choi y J. Kim, «Basic characterization of uranium by high-resolution gamma spectroscopy,» *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 50, pp. 929-936, 2018.
- [92] I. H. Saleh y A. A. Abdel-Halim, «ScienceDirectDetermination of depleted uranium using a high-resolution gamma-ray spectrometer and its applications in soil and sediments,» *Journal of Taibah University of Science*, vol. 10, pp. 205-211, 2016.
- [93] P. De Bièvre y P. D. P. Taylor, «Table of the isotopic compositions of the elements,» *International Journal of Mass Spectrometry and Ion Processes*, vol. 123, nº 2, pp. 149-166,

- February 1993.
- [94] OECD - NEA, 2013. [En línea]. Available: <https://www.oecd-nea.org/janis/>. [Último acceso: 2019].
- [95] P. A. Uijt de Haag, R. C. Smetsers, W. H. W. H. W. Krüs y H. A. Eisenga, «Evaluating the risk from depleted uranium after the Boeing 747-258F crash in Amsterdam, 1992.,» *J Hazard Mater*, vol. 76, n° 1, pp. 39-58, 2000.
- [96] B. Volders y T. Sauer, Edits., *Nuclear Terrorism. Countering the threat*, Roudledge, 2016.
- [97] J. L. Perez Díaz, *Multi-Energy High Resolution Modular Scan System for Internal and External Concealed Commodities*, Madrid, 2016.
- [98] BOE, 2014. [En línea]. Available: <https://www.boe.es/doue/2014/013/L00001-00073.pdf>. [Último acceso: 2019].
- [99] J. I. Castro Torres, M. R. Quesada Medina, C. Aguado Valladares, A. Álvarez García, M. A. Benavente Ruiz, C. Gómez Caloca, J. C. Sáez Vergara y J. Quiñones Díez, «Caracterización radiológica de materiales nucleares. Determinación del enriquecimiento en U,» de *V Congreso Nacional de I+D en Defensa y Seguridad*, Toledo, 2017.
- [100] ATOMTEX, «AT1121, AT1123. X-ray and gamma radiation dosimeters.» 2019. [En línea]. Available: https://atomtex.com/sites/default/files/datasheets/at11211123_0.pdf.
- [101] Leafield, 2019. [En línea]. Available: <https://www.leafield.co.uk/produkter/electronics.2481/thermo-eberline-dose-rate-meter-fh-40-f2-model-0.5-svh-9.9-msvh.16-000-023>.
- [102] ROTEM, 2019. [En línea]. Available: <https://www.rotem-radiation.co.il/product/ram-ion-meter/>.
- [103] ICX technologies, 2019. [En línea]. Available: <http://www.laurussystems.com/Service/identiFINDER-2-ma-en.pdf>.
- [104] ThermoFisher Scientific, «FH 40 G Dose rate measuring uint,» Erlangen, 2019.
- [105] ThermoFisher scientific, 2019. [En línea]. Available: <https://www.thermofisher.com/document-connect/document-connect.html?url=https%3A%2F%2Fassets.thermofisher.com%2FTFS-Assets%2FLSG%2FSpecification-Sheets%2FD10519~.pdf&title=U3BIY2lmaWNhdGlvbiBTaGVldDogU1ZHIDlgUmFkaWFjbWV0ZlXI=>.
- [106] Mirion Technologies, 2019. [En línea]. Available: https://mirion.s3.amazonaws.com/cms4_mirion/files/pdf/spec-sheets/c38987_inspector_1000_spec_sheet_2.pdf?1562600639.
- [107] ISO, «ISO/IEC 17025:2017 Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración,» International Organization for Standarization, 2017.
- [108] EPA, «MultiAgency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual - MARLAP,» United States Environmental Protection Agency, EPA., 2004.
- [109] Mirion Technologies, «Genie 2000,» 2017. [En línea]. Available: <https://www.mirion.com/products/genie-2000-interactive-peak-fit>. [Último acceso: 2019].
- [110] IAEA, «Advances in destructive and non-destructive analysis for environmental monitoring and nuclear forensics,» de *Proceedings of an International Conference*, Karlsruhe, 2002.
- [111] A. Álvarez, E. Correa, N. Navarro, C. Sancho y A. Ángeles, «Uranium determination in samples from decommissioning of nuclear facilities related to the first stage of nuclear fuel cycle.,» *Radiation and Isotopes*, n° 53, pp. 355-359, 2000.
- [112] ADANI, *ADN29.00.000-04. COMPASS / COMPASS DV "Acceptance Test Program. Full-body Security Screening System"*, Minsk, BELARUS, 2013.
- [113] R. Technology, *DBR-1 system reader user's manual*, Turku, Finland, 2009.
- [114] P. P. Queiroz Filho y C. N. M. Da Silva, «Geant4 simulation of ion chambers response to 60 Co spectrum of LNMRI/IRD Shepherd 81-14D Radiator,» *Journal of Physics Conference Series*, vol. 975, n° 1, March 2018.
- [115] Rados, *RADOS Test Report*, 2014.
- [116] ICRP, *ICRP PUBLICATION 116: Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures*, The International Commission on Radiological Protection and The International Commission on Radiation Units and Measurements, 2010.
- [117] Thermofisher, 2017. [En línea]. Available: <https://www.thermofisher.com/order/catalog/product/EPDTRUDOSE#/EPDTRUDOSE>. [Último acceso: 2019].
- [118] J. Fernandez y G. Arenas, «Dosimetría en personal de radiofarmacia PET,» de *X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica*, Buenos Aires, 2015.

- [119] CSN, 2012. [En línea]. Available: <http://www.foroiberam.org/documents/146546/405077/Gu%C3%ADa+t%C3%A9cnica+del+Consejo+de+Seguridad+Nuclear+para+el+desarrollo+y+la+implantaci%C3%B3n+de+los+criterios+radiol%C3%B3gicos+de+la+Directriz+B%C3%A1sica+de+Planificaci%C3%B3n+ante+el+Riesgo+Radiol%20>. [Último acceso: 2019].
- [120] A. M. Vico Ocón, A. Álvarez García, J. M. Gómez de Salazar y J. Quiñones Díez, Metodología de desclasificación de edificios impactados. Aplicación de la tecnología MARSSIM, vol. 1353, CIEMAT, Ed., Madrid: CIEMAT, 2015.
- [121] IAEA, Safety Guide N° GS-G-2.1 Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, Vienna: IAEA, 2007.
- [122] J. Quiñones, M. Fernandez, M. A. Benavente y et al, *In situ gamma spectrometry characterisation of nuclear material with scintillation detectors (NaI and CZT), laboratory verification and forensic evidence resistance*, 2019-2023.
- [123] A. Alvarez, E. Correa, N. Navarro y C. Sancho, «Uranium determination in samples from decommissioning of nuclear facilities related to the first stage of nuclear fuel cycle,» *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 53, n° 355-359, 2000.
- [124] CIEMAT, 1996. [En línea]. Available: <http://www.ciemat.es/portal.do?IDM=110&NM=2>. [Último acceso: 2019].
- [125] BOE, 2015. [En línea]. Available: <https://www.boe.es/buscar/doc.php?id=BOE-A-2015-12571>. [Último acceso: 2019].
- [126] ISO, «ISO-4037/1:1996, "National Standards of Air kerma for low and medium Energy X ray and in the field of gamma radiation using 137Cs",» 1996.
- [127] Laboratorio de Calibración y Dosimetría, «Certificado de Calibración en rayos X y Cs,» Barcelona, 2016.
- [128] CSN, «El haz de Radiación: Espectros de Rayos X,» [En línea]. Available: http://csn.ciemat.es/MDCSN/recursos/ficheros_md/639339385_3010200912229.pdf. [Último acceso: septiembre 2017].
- [129] V. Jain, M. C. Beisinger y M. R. Linford, «The Gaussian-Lorentzian Sum, Product, and Convolution (Voigt) functions in the context of peak fitting X-ray photoelectron spectroscopy (XPS) narrow scans,» *Applied Surface Science*, vol. 447, pp. 548-553, 2018.
- [130] Mirion Technologies, 2019. [En línea]. Available: https://mirion.s3.amazonaws.com/cms4_mirion/files/pdf/spec-sheets/dosimetry-system.pdf?1523761377. [Último acceso: 2019].
- [131] eLIFE, 2016. [En línea]. Available: <https://elifesciences.org/articles/13410>. [Último acceso: 2019].
- [132] C. o. A. P. S. B. X-R. Machines, «Airport Passenger Screening Using Backscatter X-Ray,» *THE NATIONAL ACADEMIES PRESS*, 2015.
- [133] A. A. o. P. i. Medicine, «Radiation Dose from airport scanners,» American Association of Physicists in Medicine, California, EE.UU, 2013.
- [134] I. Hutcheon, M. Kristo y K. Knight, *Non proliferation Nuclear*, California, EE.UU., 2015.
- [135] C. Noguerales, V. Fernández, M. Embid y A. Álvarez, «Caracterización de un detector de centelleo de CeBr₃ en distintas calidades de Rayos-x según la Norma ISO 4037/1:1996,» de *VI Congreso conjunto SEFM-SEPR. Aplicaciones de la radiación más de un siglo de evolución*, Burgos, 2019.
- [136] S. C. P. M. A. M. R. A. S. B. Beatriz Piedecausa García, «Radiactividad natural de los materiales de construcción. Aplicación al hormigón. Parte I. Radiación externa: índice de riesgo radiactivo.,» *Revista Técnica CEMENTO HORMIGÓN*, n° 945, 2011.
- [137] J. M. Morillo Remesnitzky, 2017. [En línea]. Available: <https://revistaei.uchile.cl/index.php/REI/article/download>. [Último acceso: 2019].
- [138] F. G. A. Quaratia, P. Dorenbos, J. van der Biezen, A. Owens, M. Selle, L. Parthier y P. Schotanus, «Scintillation and detection characteristics of high-sensitivity CeBr₃ gamma-ray spectrometers,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, vol. 729, n° 21, pp. 596-604, 2013.
- [139] ISO, «Radiological protection - X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy -- Part 1: Radiation characteristics and production methods,» AENOR, 2019.
- [140] M. Technologies, *DIS-1 dosimetre, User's guide*.