

MEMORIA TÉCNICA ARN 2023

CONTENIDO

TOMO 1

PARTE I

Presentaciones y trabajos expuestos en Congresos, Seminarios, Reuniones, Simposios y Conferencias

CAPACIDADES Y RECURSOS EN APOYO A LA ABACC: PAPEL DE LA AUTORIDAD NACIONAL EN SALVAGUARDIAS Acosta, G.M.	3
REGION'S BIODIVERSITY Amado, V.	13
INTRODUCTION TO ICRP/IAEA METHODOLOGY TO PROTECT FLORA AND FAUNA Amado, V.	25
INTEGRATED DOSE ASSESSMENT AS A TOOL FOR SUSTAINABLE ENVIRONMENTAL RADIATION PROTECTION Zorko, B.; Mora, J.C.; Tellería, D.; <u>Amado, V.</u> ; Anderson, A.; Smith, J.; Bonchuk, Y.; Boyer, C.; Bush-Goddard, S.; Carny, P.; Charrasse, B.; Ikonen, A.T.K.; Leclerc, E.; Monfort, M. and Mourlon, C.	41
PRESENTACIÓN NACIONAL Arias, M.	45
RECOMMENDATIONS FOR THE IMPLEMENTATION OF COMPUTER SECURITY AND INFORMATION SECURITY MEASURES IN ACTIVITIES RELATED TO IONIZING RADIATION, RADIOACTIVE AND NUCLEAR MATERIALS Barenghi, L.	57
DESCENT OF THE PARANÁ RIVER SAFETY MEASURES FOR ATUCHA NPPs Benito, J.A.	69
MODELO NEUTRÓNICO DE HPR-1000 CON LA LÍNEA DE CÁLCULO CONDOR – CITVAP Benito, J.A.	77
APPROACHES TOWARDS IMPLEMENTING STRATEGIC ENVIRONMENTAL ASSESSMENT FOR ARGENTINA'S NUCLEAR POWER PROGRAMME Bonetto, J.P.	95
ARN ENVIRONMENTAL LABORATORIES' CONTRIBUTION TO POST-REMEDIATION ENVIRONMENTAL MONITORING Bonetto, J.P.	107
14 YEARS IMPLEMENTING CLEARANCE IN ARGENTINA Bossio, M.C.	121
SOME ISSUES IN THE IMPLEMENTATION OF THE CURRENT SYSTEM OF PROTECTION Canoba, A.C.	133
TG 127: FIRST BREAKTHROUGHS. EXPOSURE SITUATIONS AND CATEGORIES OF EXPOSURE Canoba, A.C.	141

EXPERIENCES ON ENVIRONMENTAL RADIOLOGICAL MONITORING FOR NUCLEAR EMERGENCY EXPOSURES SITUATIONS, RESULTING FROM FIELD EXERCISES: LESSONS IDENTIFIED AND PROPOSALS FOR IMPROVEMENT WITH A SUSTAINABILITY PERSPECTIVE Cerullo, A.; Rodríguez, M. and Truppa, W.	151
LIDERAZGO PARA LA MEJORA DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Di Giorgio, M.; Leciñana, A. y Bomben, A.M.	155
IRPA TASK GROUP ON WOMEN IN RADIATION (WiR). A GENDER PERSPECTIVE FOR THE STRENGTHENING OF RADIATION PROTECTION Di Giorgio, M.	171
ACTIVIDADES, INICIATIVAS Y EXPERIENCIA DE LA ARN EN MATERIA DE EQUIDAD DE GÉNERO Y DIVERSIDAD Di Giorgio, M.	187
LAS MUJERES COMO AGENTES DE CAMBIO EN EL DESARROLLO DEL SECTOR NUCLEAR Di Giorgio, M.	193
DEVISING A PROGRAMME FOR COMPETENCE ACQUISITION AND DEVELOPMENT AMONG RADIOLOGICAL AND NUCLEAR REGULATORS <u>Ermacora, M.</u> ; Casas, I.; Encinas, D.; Esquivel, J.L.; Mañosca, M.; Moracho, M.; Pacheco, R. and Pinos, M.	211
ANALYSIS OF THE REGULATORY FRAMEWORK AND THE INTERRELATIONS BETWEEN SAFETY AND SUSTAINABILITY DURING THE BACK END OF NUCLEAR FUEL CYCLE FACILITIES Fuhr, E.I.; Nuñez, M.P. and Chavez Leguizamon, J.	227
A CODE OF CONDUCT FOR FACILITATING THE SAFE AND SECURE TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIALS González, A.J.	237
RADIOACTIVITY IN GOODS SUPPLIED FOR PUBLIC CONSUMPTION OR USE: TOWARDS A SYNTHESIS OF AN INTERNATIONALLY HARMONIZED REGULATORY FRAMEWORK González, A.J.	271
RADIOACTIVITY IN GOODS SUPPLIED FOR PUBLIC CONSUMPTION OR USE: TOWARDS AN INTERNATIONALLY HARMONIZED REGULATORY FRAMEWORK González, A.J.	319
'EXISTING' EXPOSURE SITUATIONS: ORIGIN & PERSPECTIVES González, A.J.	353
LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL: ANTECEDENTES Y DEVENIR González, A.J.	489
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL EN SITUACIONES DE EMERGENCIA González, A.J.	625
COMPARAÇÃO DE DOSES DE RADIAÇÃO ESTIMADAS E MEDIDAS EM ACIDENTE NUCLEAR: LIMITAÇÕES EPISTEMOLÓGICAS González, A.J.	683
POTENTIAL REGULATORY STANDARDS FOR RECORDING ADVENTITIOUS RADIATION EXPOSURE IN RADIOTHERAPY: THE ISSUE OF SECOND PRIMARY CANCERS González, A.J. and Di Giorgio, M.	719
LIDERAZGO VIS-À-VIS GESTIÓN González, A.J.	745

TOMO 2

ALGUNOS NUEVOS DESAFÍOS DE SEGURIDAD PARA EL RENACIMIENTO NUCLEAR González, A.J.	781
EL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIOACTIVOS: EL DESAFÍO DE LAS DENEGACIONES DE ENVÍO (<i>DENIALS OF SHIPMENT, DoS</i>) González, A.J.	863
SECUELAS DEL ACCIDENTE DE FUKUSHIMA DAI-ICHI: DESCARGA DE AGUA TRITIADA AL MAR González, A.J.	893
CONSOLIDACIÓN DEL EXITOSO PROGRAMA DEL OIEA DE ASISTENCIA EN RADIOPROTECCIÓN: DEVENIR DE NUEVOS DESAFÍOS PARA 2020-2030 González, A.J.	925
SEGURIDAD NUCLEAR: LECCIONES DE LOS ACCIDENTES - POSIBLE DEVENIR González, A.J.	1077
RAISING AWARENESS ON THE USE OF TECHNOLOGICAL RESOURCES THAT CONTRIBUTE TO CYBERSECURITY IN THE REGULATORY FIELD Gordillo, M.E.; Rodríguez, C.; Menossi, S. and Sadañiowski, I.	1283
PRESENTACIÓN DEL NOVENO INFORME NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR Ibarra, V.	1293
DECOMMISSIONING OF A URANIUM DIOXIDE PRODUCTION FACILITY IN ARGENTINA López Canton, F.	1349
REMEDIACIONES AMBIENTALES EN COMPLEJOS MINERO FABRILES Y CONTROL REGULATORIO López Cantón, F.	1359
DYNAMIC APPLICATION OF A SYSTEMATIC GRADED APPROACH FOR THE DEVELOPMENT OF A REGULATORY INSPECTION PLAN Martiri, L.D.	1395
COMPUTATIONAL MODELLING OF ACCIDENTS ON NUCLEAR REACTORS USING SYSTEM CODES AND 3D COMPONENTS WITH TRACE5 <u>Messiga, J.P.</u> ; Ramajo, D.E.; Troparevsky, M.I. y Corzo, S.F.	1405
DESARROLLO DE UN PLAN EXPERIMENTAL BASADO EN EL "PROGRAMA COORDINADO DE EVALUACIÓN PRECLÍNICA DE RADIOFÁRMACOS DE CNEA" PARA EVALUAR NUEVOS ANÁLOGOS DE PSMA: ETAPA 1-4 Berho, S.; Nevarés, N.; Franceschinis, G.O.; Zapata, A.M.; Siri, S.; Bellino, A.; <u>Michelin, S.</u> ; Peña, G.; Fornaciari, C.; Thomaz, L.; Quintana, J. y Lopez Bularte, A.C.	1417
EVALUACIÓN DE LA SUPRESIÓN DE LA POBLACIÓN PLAGA DE TUTA ABSOLUTA A TRAVÉS DE POLILLAS IRRADIADAS Y SU PROGENIE BAJO CONDICIONES CONTROLADAS Yusef, M.V.; López, S.N.; <u>Michelin, S.</u> y Solís, A.	1421
RIESGOS RADIOLÓGICOS Y NUCLEARES EN LAS INSTALACIONES DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR. CONTROL REGULATORIO: RECOMENDACIONES, EVALUACIONES E INSPECCIONES Nuñez, M.P.; Michelli, M.V. y Saavedra, A.D.	1425
REVIEW OF SAFETY ASSESSMENTS FOR RADIOACTIVE WASTE STORAGE FACILITIES Protti, N.	1445
PROSPECTIVA Y DESARROLLO DE LA INFRAESTRUCTURA REGLAMENTARIA EN EL PROGRAMA NUCLEAR ARGENTINO Sobehart, L.	1449

REGULATORY VERIFICATION OF SUPPLY CHAIN FOR FACILITIES: A GROWING CHALLENGE 1453
Valentino, L.I.

PRESENTACIÓN NACIONAL 1467
Vidal, D.

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas científicas y técnicas

LOSS OF FLOW ACCIDENT ANALYSIS IN ATUCHA II NUCLEAR POWER PLANT USING RELAP5 MODEL 1485
Corzo, S.F.; Ugarte, R.; Godino, D.M. and Ramajo, D.E.

ETHICAL, LEGAL, SOCIAL, AND EPISTEMOLOGICAL CONSIDERATIONS OF RADIATION EXPOSURE 1486
Dobney, A.; González, A.J.; Oughton, D.; Romain, F.; Meskens, G.; Bourguignon, M.; Wils, T.M.; Perko, T. and Socol, Y.

ALGUNS DESAFIOS FUTUROS PARA O SISTEMA INTERNACIONAL DE PROTEÇÃO CONTRA A RADIAÇÃO 1487
González, A.J.

ASSESSMENT METHODS FOR INTER-LABORATORY COMPARISONS OF THE DICENTRIC ASSAY 1489
González Mesa, J.E.; Holladay, B.; Higuera, M.; Di Giorgio, M. and Barquinero, J.F.

RESULTS AND ANALYSIS OF AN INTERCOMPARISONS STUDY FOR INDIVIDUAL MONITORING SERVICES OF LATIN AMERICAN AND CARIBBEAN REGIONS 1490
Khoury, H.; Menchaca, I.; Andres, P.; de Barros, V.; Silva, E.; Alonso, T.; Molina, D.; Noguera, G.; Videla, R.; Rubio, J.; Bastidas, B.; Quintero, C.; Castillo, R.; Castillo, A.; Kawas, N.; Grant, C.; Garcia, A.L.; Martinez, E.; Mora, J. and Cruz Suarez, R.

WHY LOW-LEVEL RADIATION EXPOSURE SHOULD NOT BE FEARED 1491
Waltar, A.; González, A.J. and Feinendegen, L.E.

PARTE III

Publicaciones de la ARN

MODELO DE DISPERSIÓN DE RADIONUCLEIDOS DEBIDA A DESCARGAS LÍQUIDAS DE CORTA DURACIÓN VERTIDAS A UN RÍO 1495
López, F.O.

RECOMENDACIONES PARA EL CONTROL DE LAS ACTIVIDADES QUE UTILIZAN MATERIALES QUE CONTIENEN RADIONUCLEIDOS NATURALES 1509
Canoba, A.C. y López, F.O.

LISTADO DE AUTORES 1525

Algunos nuevos desafíos de seguridad para el renacimiento nuclear

González, A.J.

Presentado en: Simposio 2023 de la Latin American Section (LAS) de la American Nuclear Society (ANS)
"La expansión nuclear en América Latina: su contribución para la mejora del nivel de vida de las
sociedades", organizado por la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN).
Buenos Aires, Argentina, 22 al 25 de agosto de 2023

2023 LAS/ANS AND AATN SYMPOSIUM

Nuclear expansion in Latin America: Its contribution for societies' standard of life improvement

San Martin Hall, Palacio Balcarce, Buenos Aires, Argentina August 22-25, 2023

Algunos nuevos desafíos de seguridad para el renacimiento nuclear

Abel J. González

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN)

Av. del Libertador 8250; (C1429 BNP) Ciudad de Buenos Aires; Argentina

☎ +541163231306 - ✉ abel_j_gonzalez@yahoo.com

Aparentemente, las consecuencias energéticas derivadas de la guerra en Ucrania y los problemas técnicos con las energías eólica y solar podrían facilitar el devenir de un renacimiento nuclear en occidente.

Pero para que el renacimiento nuclear sea factible y sostenible hay varios nuevos desafíos a resolver.

3

- **Desafíos económicos y tecnológicos**
- **Desafíos asociados a la seguridad....**

....algunos técnicos, otros de percepción, otros legales...

...¡todos importantes!

Desafíos económicos

La energía nuclear se volvió no competitiva, fundamentalmente por el riesgo financiero que conlleva.

5

Desafíos tecnológicos

El mercado demanda centrales nucleares **mas seguras**.

Los SMRs han generado una gran confusión.

6

El desafío en seguridad

**Gran parte del sistema regulatorio global es inhomogéneo, incoherente, inconsistente, y extremadamente complejo; otros emprendimiento humanos son regulados de manera mas simple y consensuada...
...pero a este problema fundamental se han agregado otros desafíos recientes.**

7

Esta presentación discute algunos nuevos desafíos al renacimiento nuclear, asociados a la protección contra las radiaciones y la seguridad nuclear.

No es una presentación comprehensiva sino que se focaliza en solo algunos desafíos que han aparecido en los últimos años

Desafíos

1. La Declaración de Viena.
2. El conflicto bélico en Ucrania.
3. Denegaciones de envíos (DoS)
4. Descargas de agua residuales
5. Residuos radiactivos
6. Imputabilidad de daño por radiación

Desafío 1

La Declaración de Viena

1994: Convención de Seguridad Nuclear

2011: Accidente de Fukushima Dai-ichi

**Suiza razona:
Convención no cumplida o fallida**

No se quiere acusar a Japón

**Suiza,
entonces, pide voto para cambiar CSN**

**Suiza gana voto para
Conferencia Diplomática**

9 de febrero de 2015

**Conferencia Diplomática en Viena
encargada de examinar
una propuesta (Suiza) de enmienda de la
Convención sobre Seguridad Nuclear**

Declaración de Viena sobre la Seguridad Nuclear

**Acerca de los principios para el
cumplimiento del objetivo de la
Convención sobre Seguridad
Nuclear de prevenir accidentes y
mitigar las consecuencias
radiológicas**

**Aprobada por las Partes Contratantes
reunidas en la Conferencia Diplomática
de la**

**Convención sobre Seguridad
Nuclear**

Viena (Austria)

9 de febrero de 2015

Principio 1

El diseño, la selección del emplazamiento y la construcción de las centrales nucleares nuevas serán consecuentes con el objetivo de prevenir accidentes durante la puesta en servicio y la explotación y, si se produjese un accidente, de mitigar las emisiones de radionucleidos que puedan causar contaminación a largo plazo fuera del emplazamiento, **así como de evitar emisiones radiactivas tempranas o emisiones radiactivas suficientemente grandes como para requerir acciones y medidas protectoras a largo plazo**

Principio 2

A lo largo de la vida útil de las instalaciones existentes se llevarán a cabo de forma periódica y ordinaria evaluaciones de la seguridad exhaustivas y sistemáticas a fin de determinar mejoras de la seguridad orientadas al logro del objetivo antes indicado.

Las mejoras de la seguridad que sean razonablemente factibles o alcanzables se implementarán de manera oportuna.

Principio 3

Los requisitos y disposiciones nacionales para abordar este objetivo a lo largo de la vida útil de las centrales nucleares tendrán en cuenta las normas de seguridad del OIEA pertinentes y, según proceda, otras buenas prácticas que se determinen en las reuniones de examen de la Convención o en otras instancias.

Las Partes Contratantes en la Convención sobre Seguridad Nuclear deciden además que:

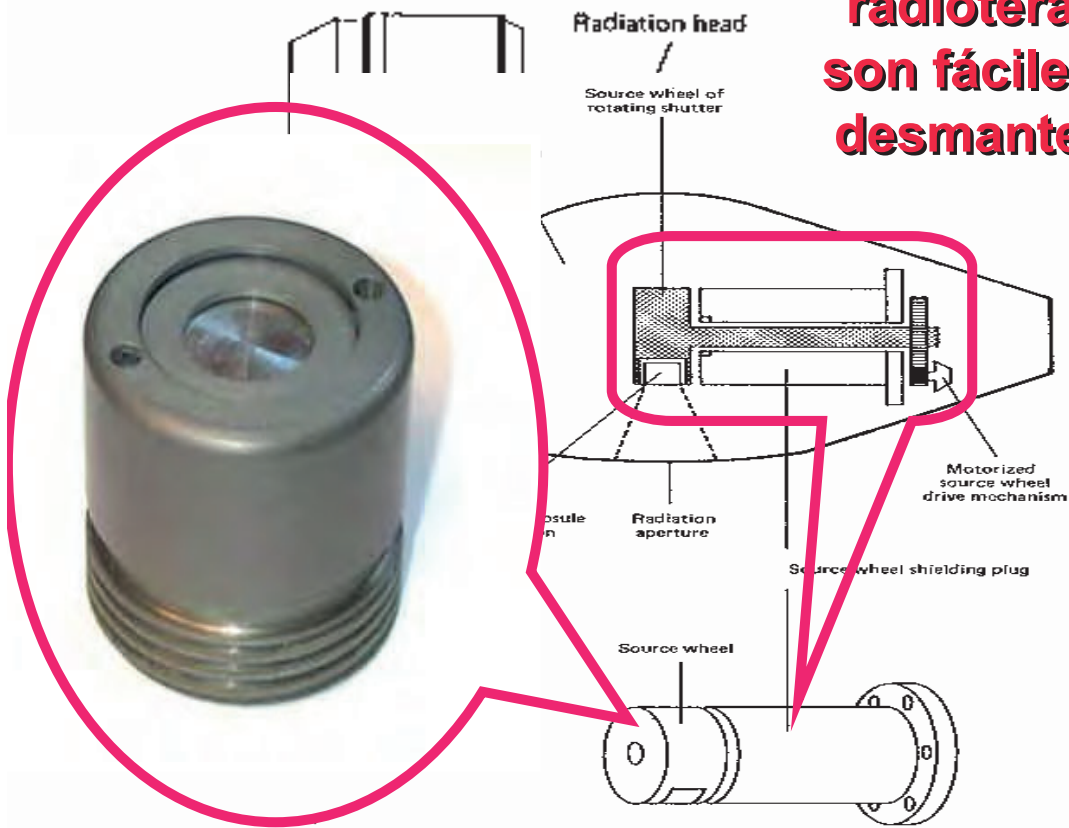
La Convención sobre Seguridad Nuclear incluirá en su procedimiento un examen por homólogos de la incorporación de las normas y criterios técnicos adecuados utilizados por las Partes Contratantes para abordar estos principios en los requisitos y disposiciones nacionales

Desafío 2
El conflicto bélico en
Ucrania

19

Descontrol regulatorio de
las fuentes de radiación

Las fuentes de radioterapia son fáciles de desmantelar.



...simples de divertir, almacenar, ocultar...



Fáciles de romper y dispersar...



El accidente radiológico de Goiânia



ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, VIENA, 1989

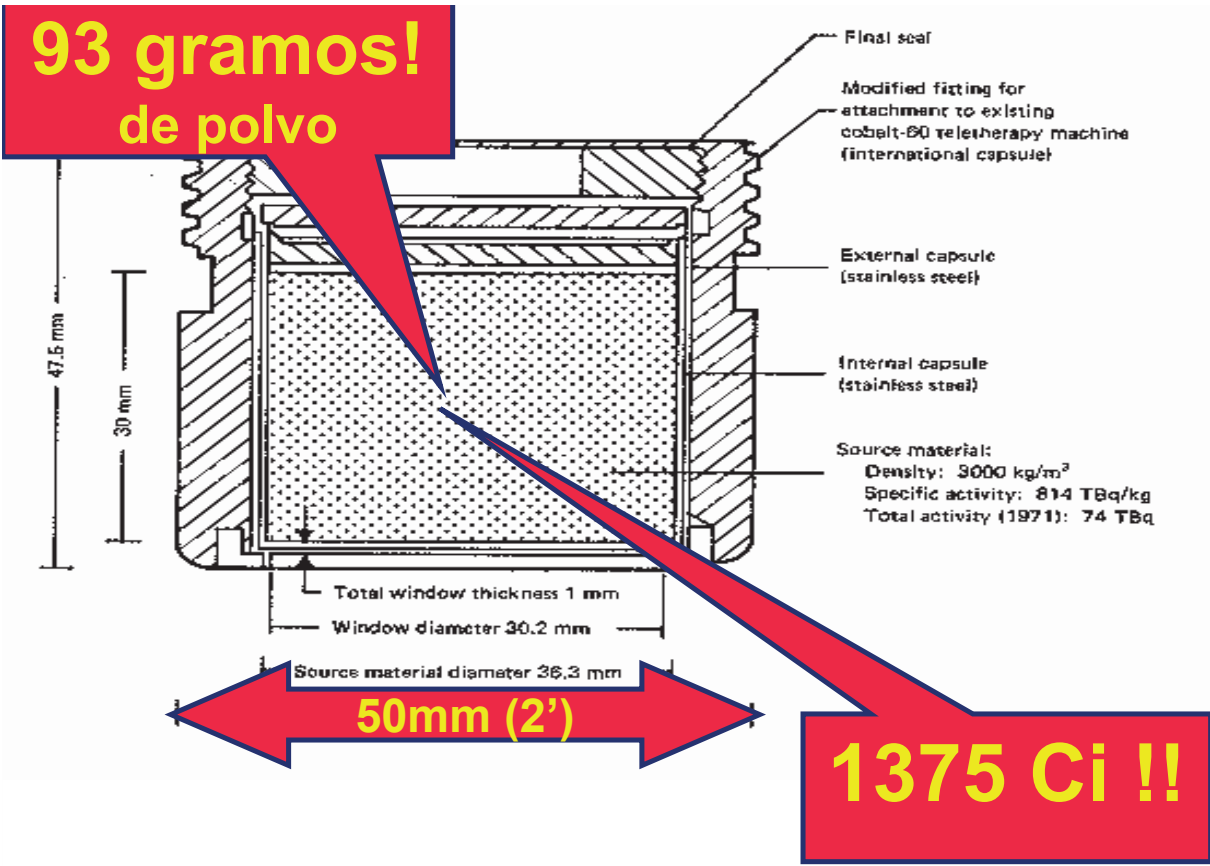
El accidente de Goiânia

- ✓ Fuente de cesio 137 en una clínica radiológica quebrada.
- ✓ 'Cartoneros' entran, la toman y se la llevan a su casa.
- ✓ Rompen la cápsula: CsCl, dispersable y soluble.
- ✓ Se contamina la ciudad.
- ✓ **14** personas sobre-expuestas; **4** mueren en 4 semanas.
- ✓ **112 000** personas monitoreadas; **249** contaminadas.
- ✓ **85** casas contaminadas; centenares de evacuados.
- ✓ **>5000** m³ de residuos radioactivos.





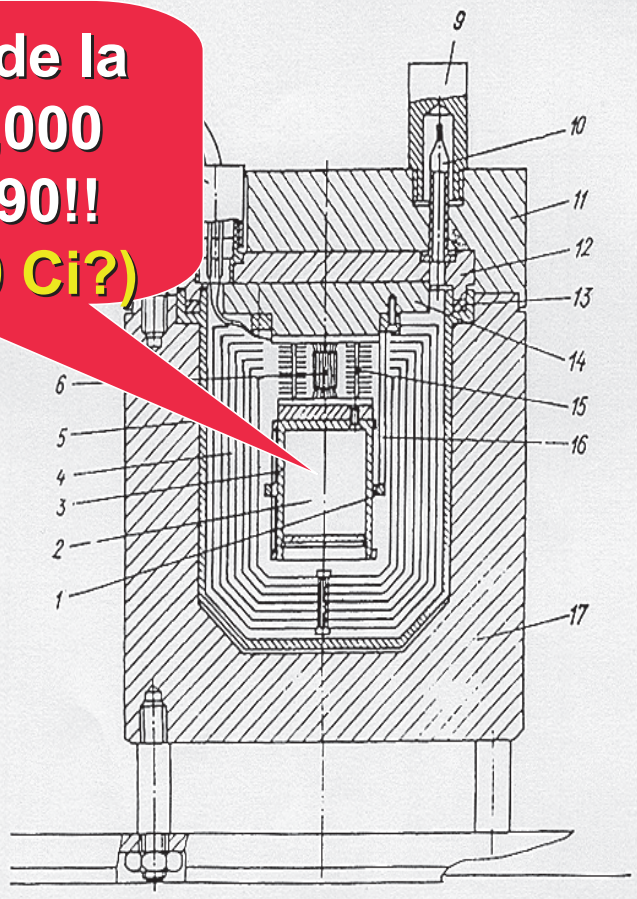




Fuentes radioactivas poderosas de la ex Unión Soviética

33

Generadores de la ex-URSS: 40,000 curies de Sr-90!! (hasta 150,000 Ci?)

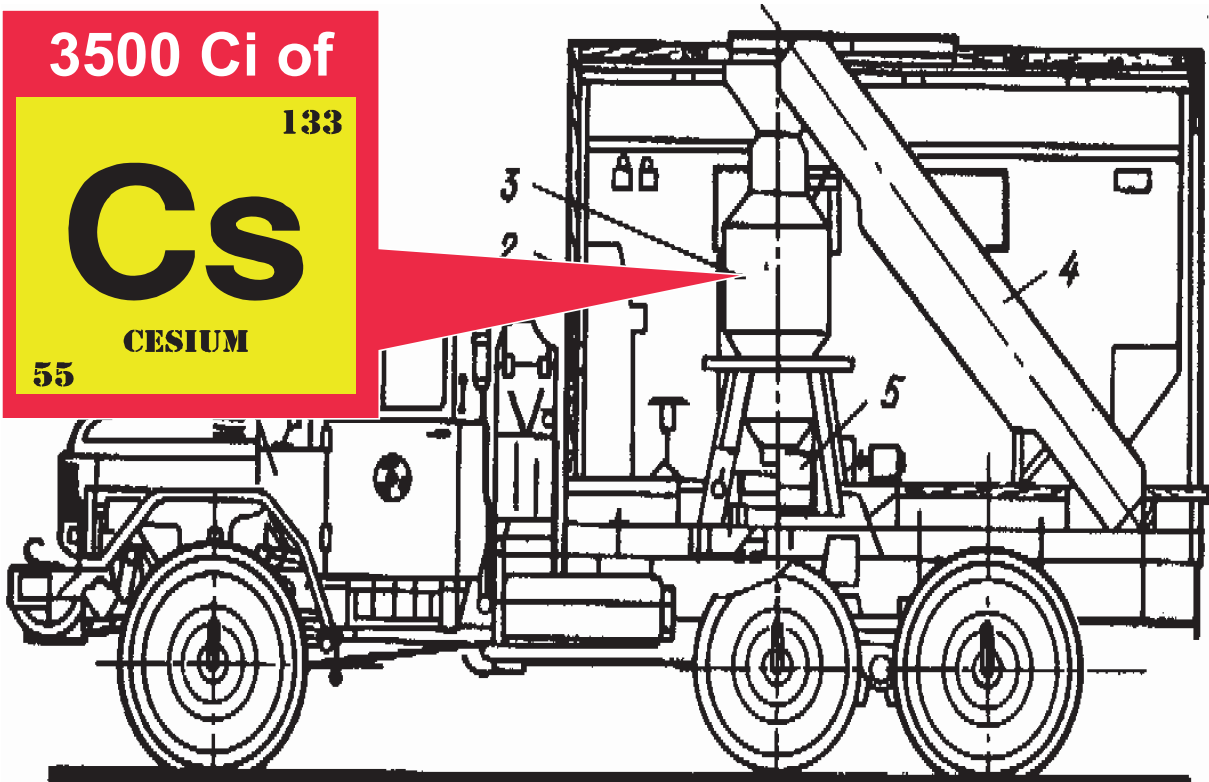


THE RADIOLOGICAL ACCIDENT IN LIA, GEORGIA



**... otro derivado de actividades de
la ex URSS ...**

3500 Ci of



Originalmente montadas en camiones ...

37

... y eran utilizadas para asegurar el mantenimiento de cereales en caso de conflicto...

Гамма – Колос
“Espiga- Gamma”



Accidente en un laboratorio radioquímico

La planta química Pridniproviskyi

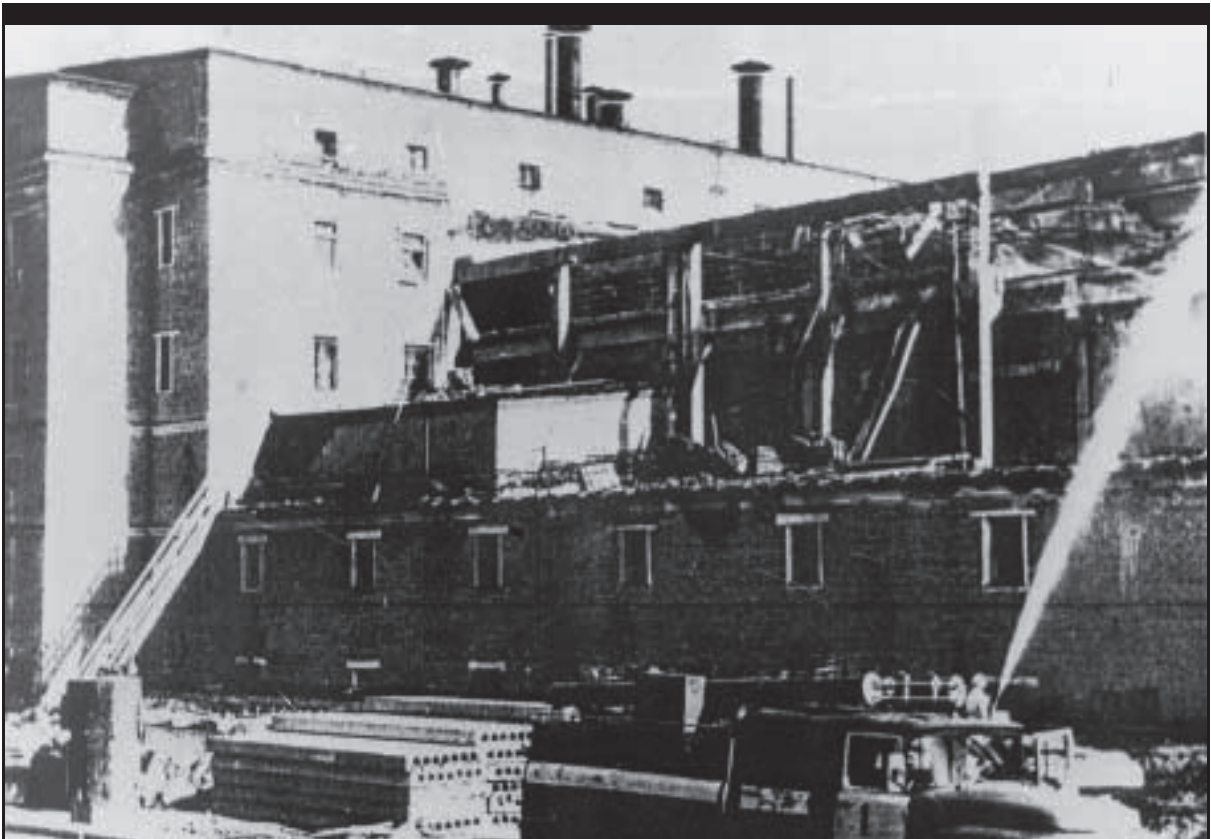
- **Ubicada en la ciudad de Kamianske, a 35 kilómetros al este de Dnipro y 450 kilómetros al sureste de Kiev, una vez produjo más de la mitad del yellow cake que se enriqueció para su uso en el arsenal de armas nucleares de la Unión Soviética.**



Antecedente: el caso del laboratorio radioquímico de Tomsk

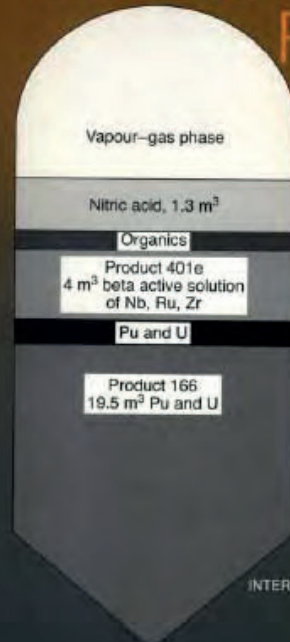


43



44

THE RADIOLOGICAL ACCIDENT IN THE REPROCESSING PLANT AT TOMSK



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

45

**Quebrantamiento de la
prevención y mitigación de
accidentes
en una central nuclear**



En los reactores VVER-1000, un edificio que actúa como contención y escudo antimisiles aloja:

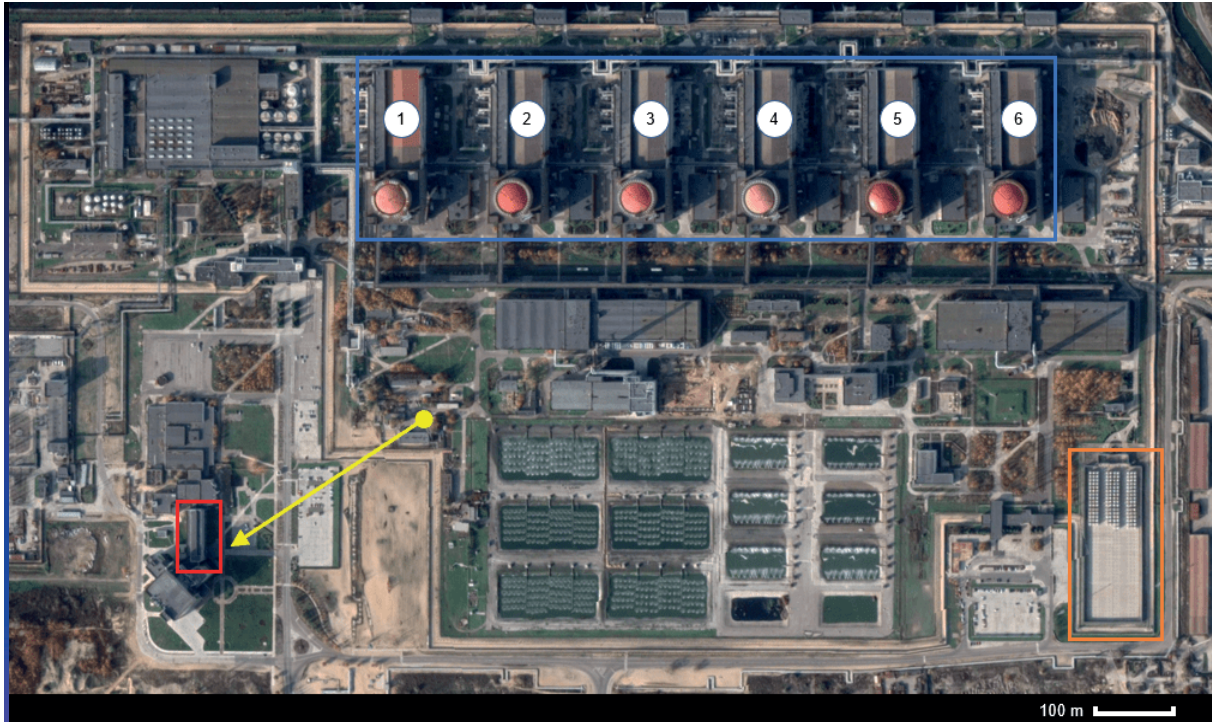
- los generadores de vapor,
- la máquina de recambio,
- los sistemas de control, y
- los sistemas de emergencia.

A las nuevas plantas VVER-1000 (no las ucranianas) se agregaron:

- **un sistema pasivo de eliminación de calor,**
- **protección contra accidentes de aeronaves,**
- **recombinadores de hidrógeno y**
- **un receptor de núcleo para contener el núcleo del reactor fundido en caso de un accidente grave.**

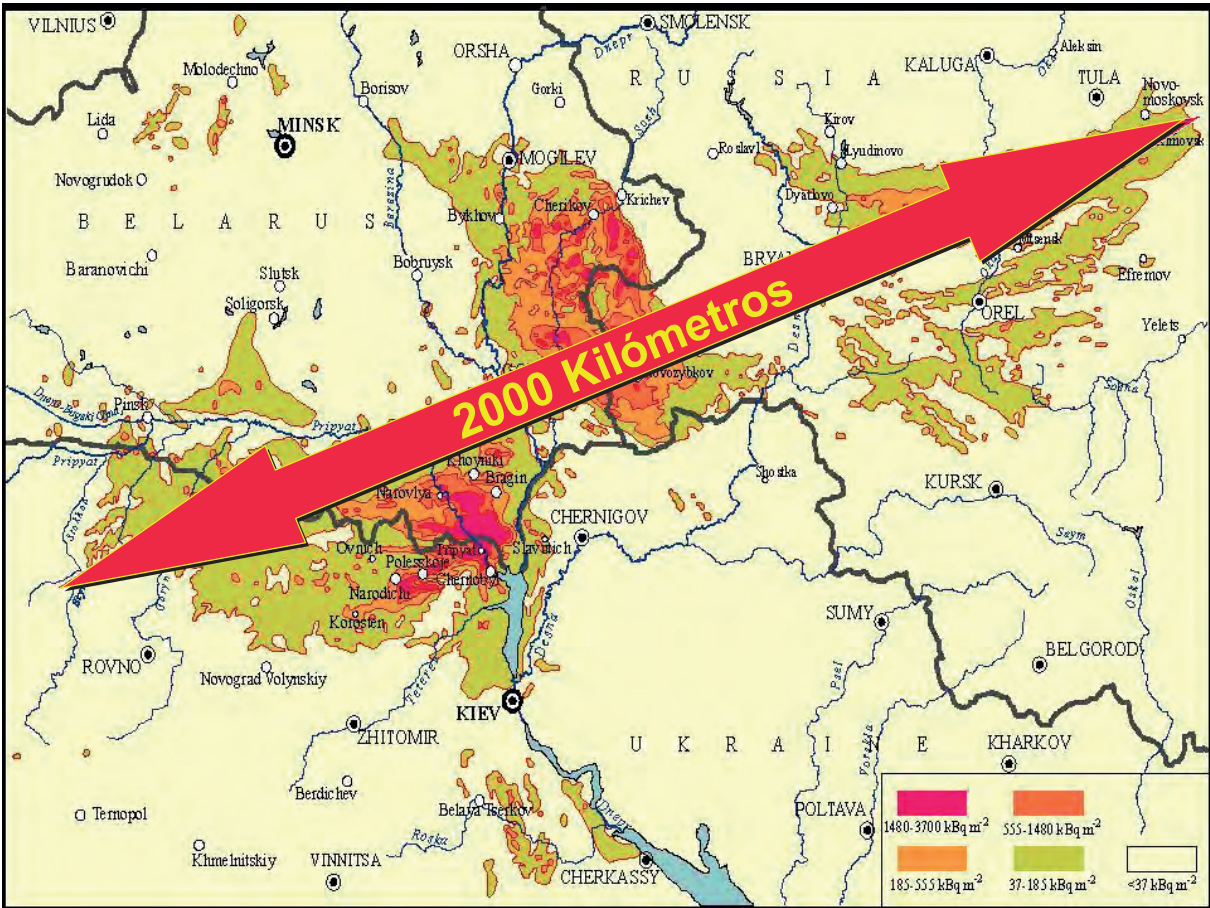
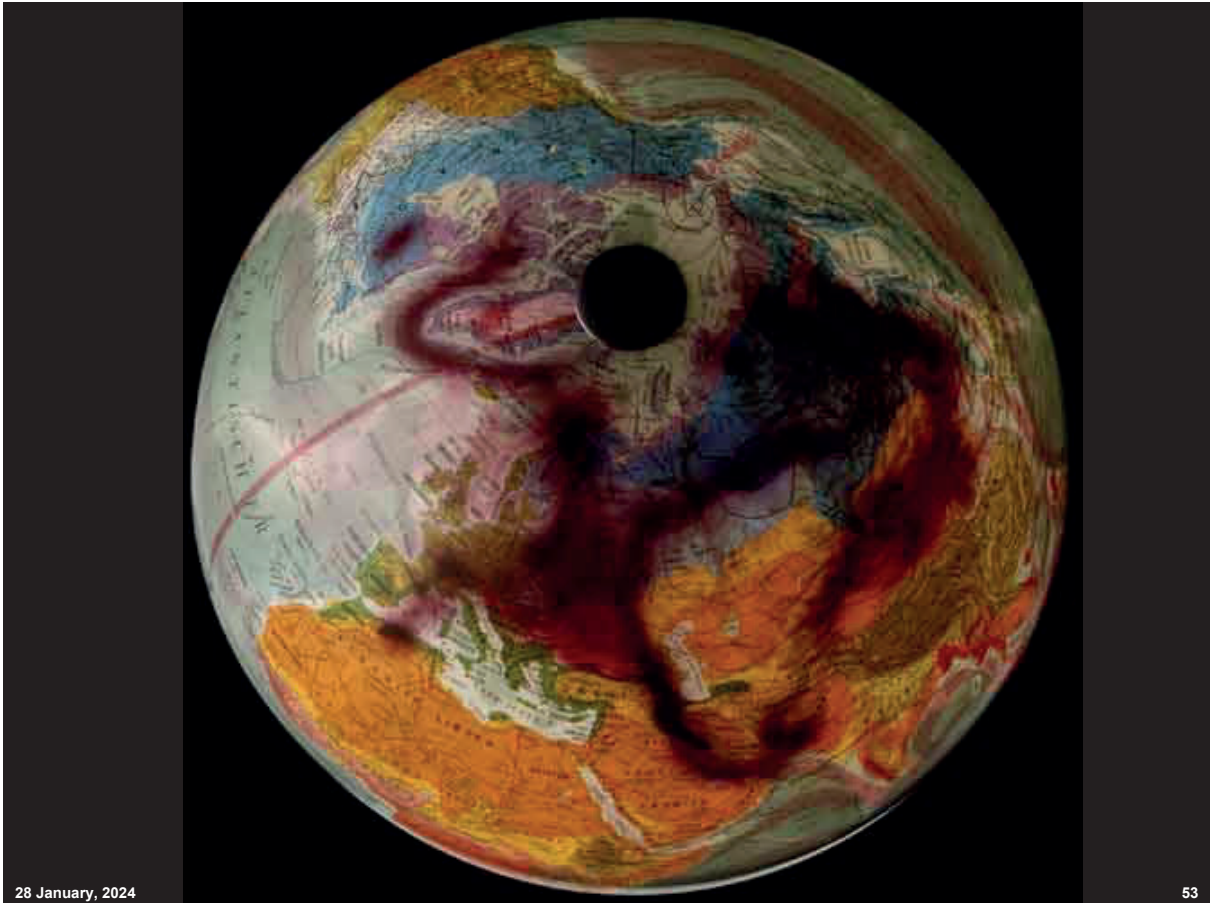


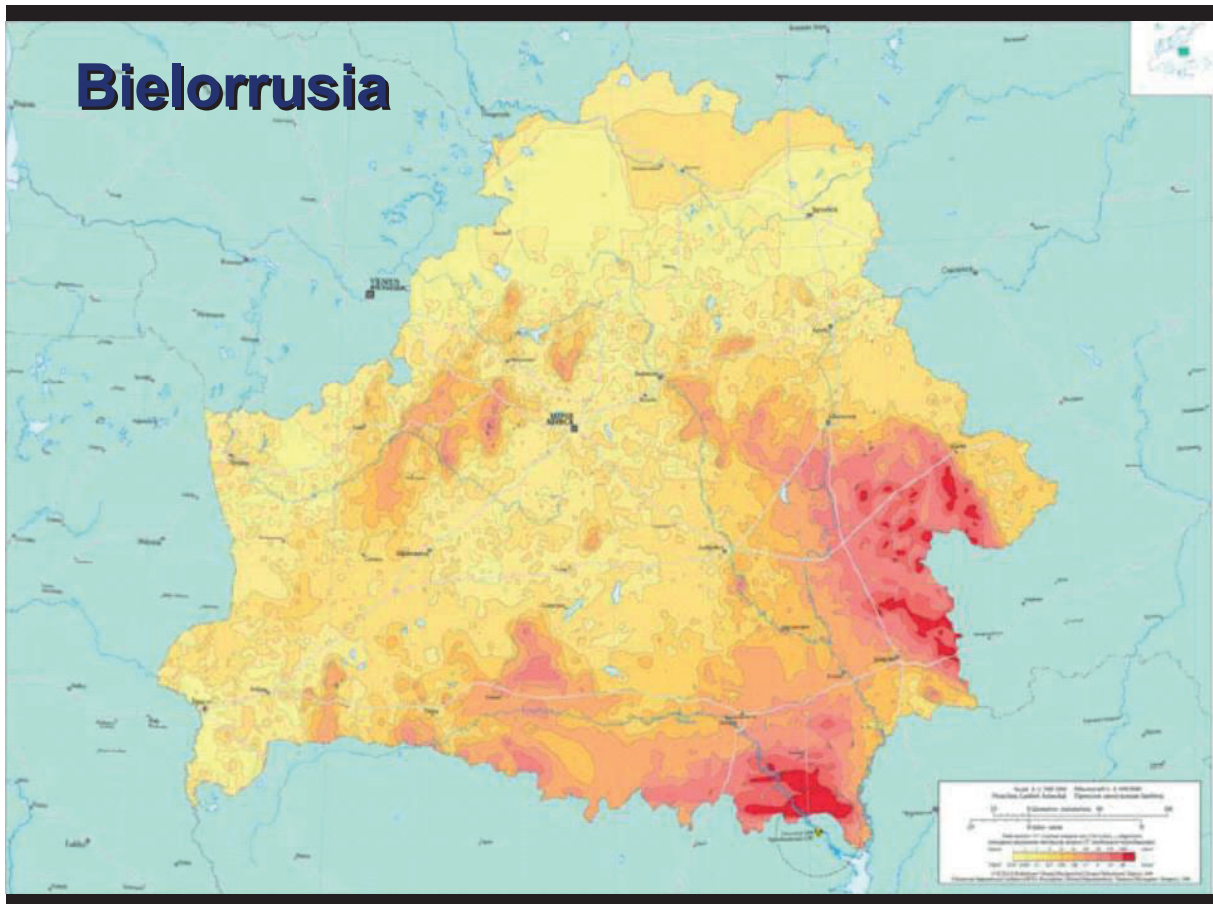
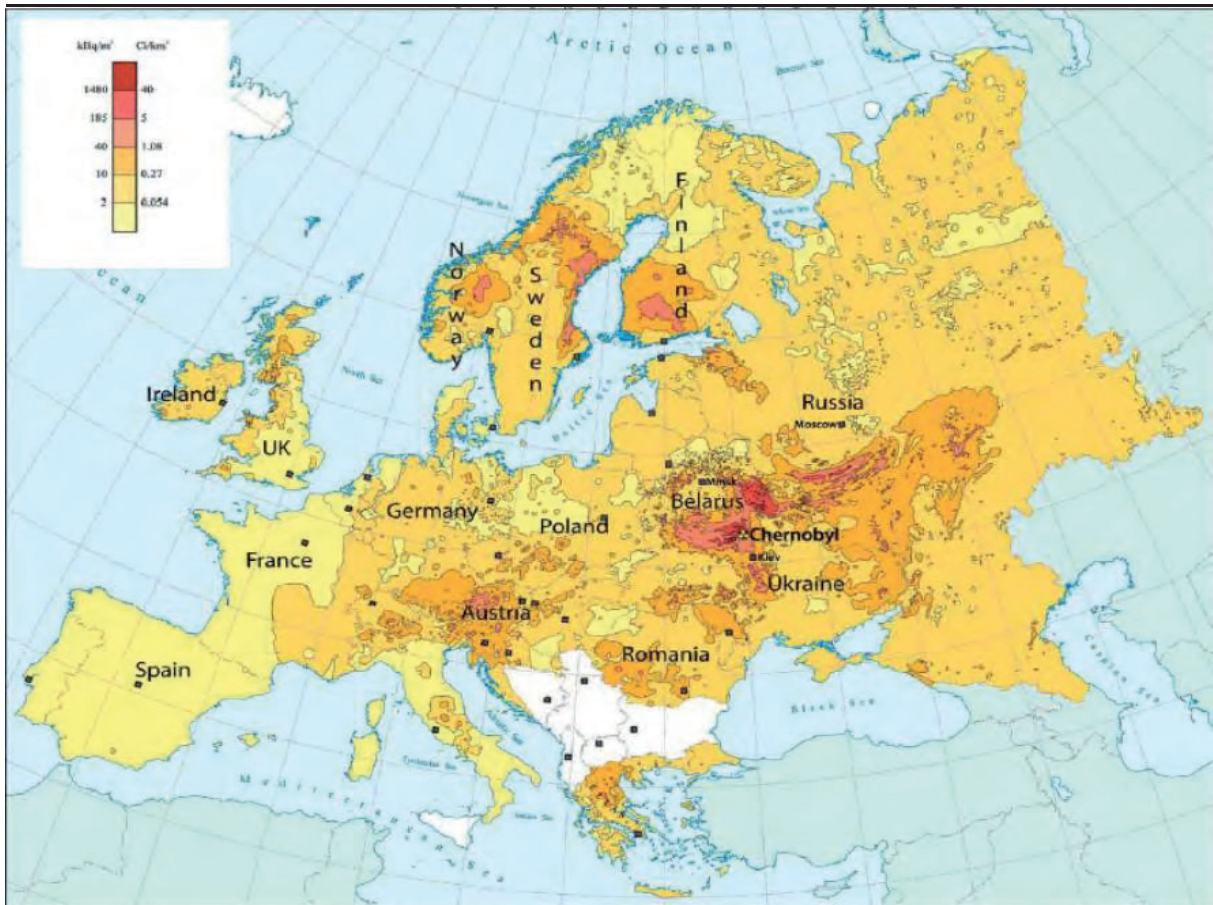
Incendio en el centro de entrenamiento dentro del sitio de la planta nuclear de Zaporizhzhia después de los combates en la madrugada del 4 de marzo.



Las seis unidades de la central nuclear de Zaporizhzhia (azul), la ubicación del centro de entrenamiento alcanzado por un proyectil el 4 de marzo (rojo), la dirección aproximada de la imagen anterior (flecha amarilla) y la ubicación de la instalación de almacenamiento en seco para combustible usado (naranja).

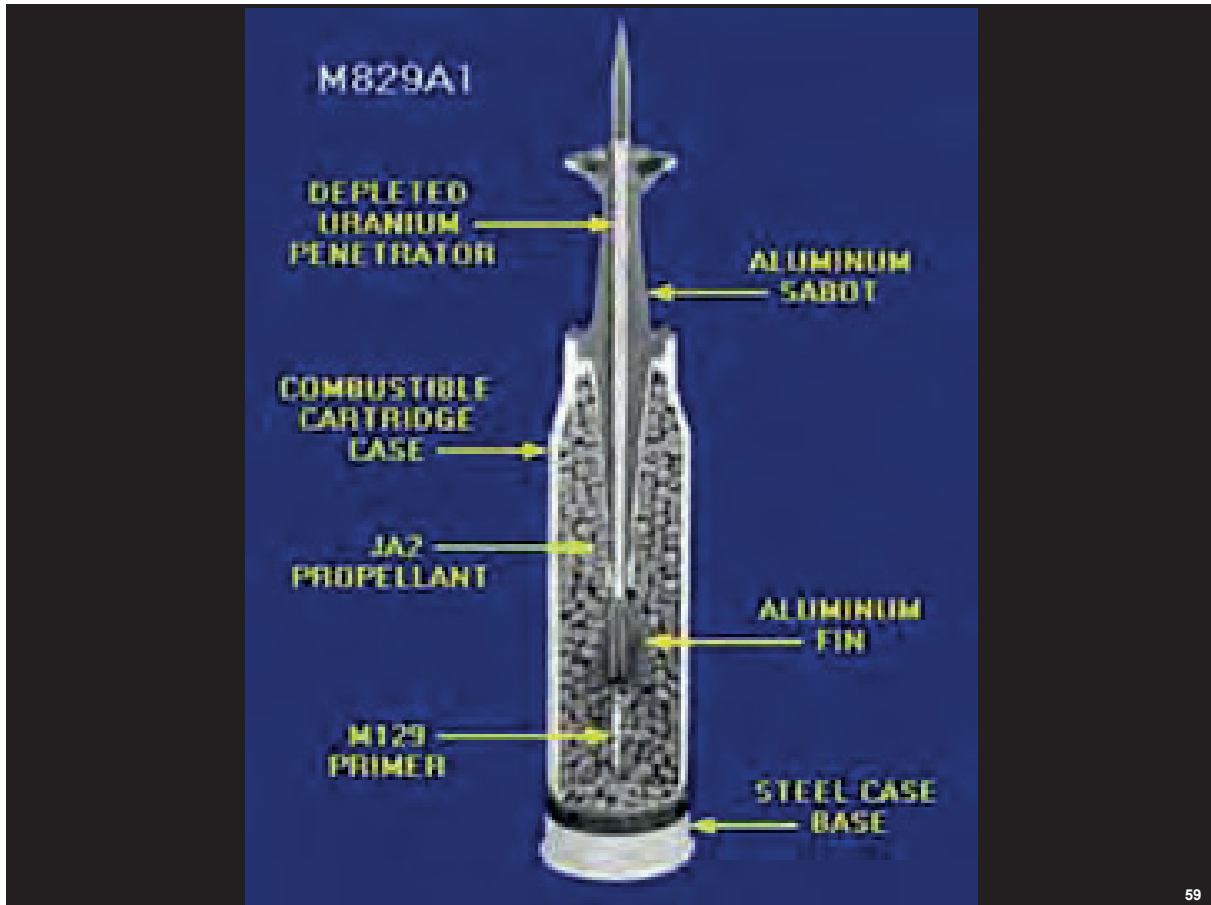
Chernobyl







Uso de munición de uranio



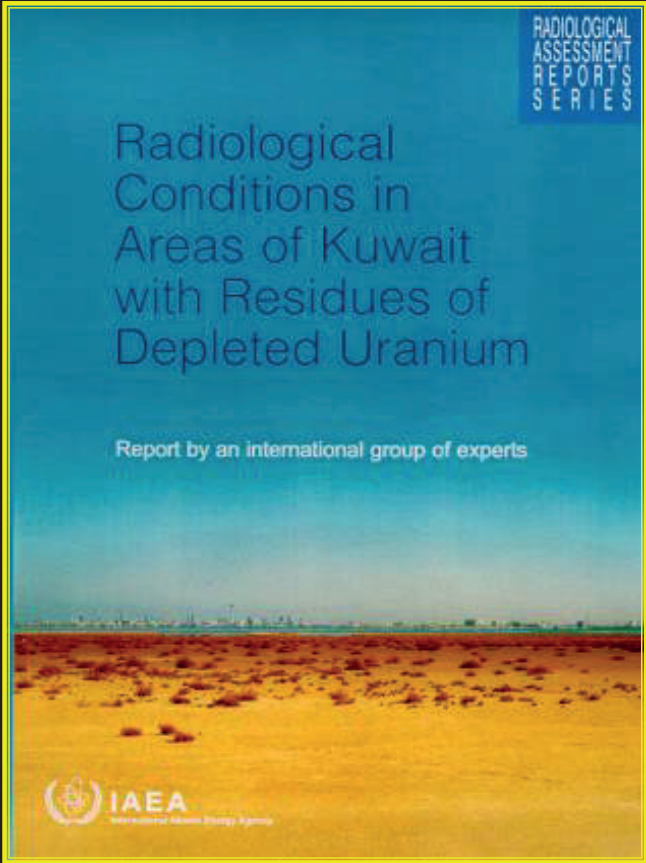
59

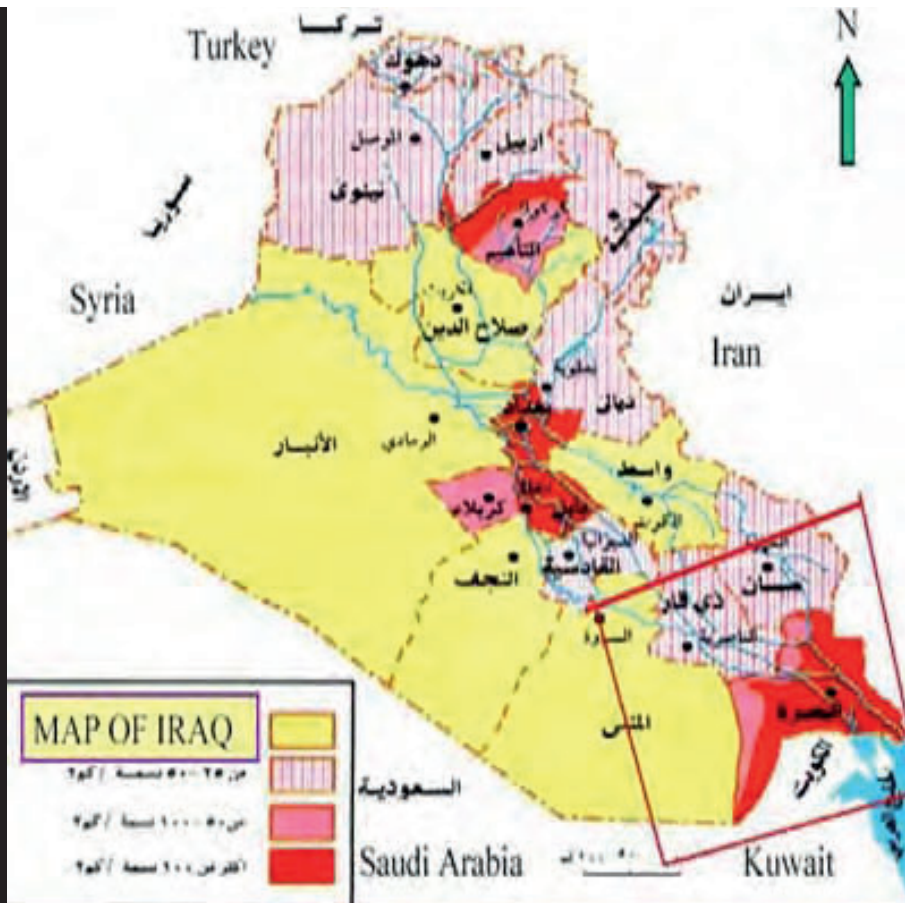


60



61





Detonación de bombas nucleares

Daño al sistema internacional de no-proliferación

**Memorando sobre garantías de
seguridad en relación con la adhesión
de Ucrania al Tratado sobre la no
proliferación de las armas nucleares**

Budapest, 5 de diciembre de 1994

**Los Estados Unidos de América, la Federación de
Rusia y el Reino Unido de Gran Bretaña e Irlanda
del Norte,**

- **acogiendo con beneplácito la adhesión de
Ucrania al Tratado sobre la no proliferación de las
armas nucleares como Estado no poseedor de
armas nucleares, y**
- **teniendo en cuenta la compromiso de Ucrania de
eliminar todas las armas nucleares de su
territorio..**

CONFIRMAN.....

.....SU COMPROMISO CON UCRANIA,

- **de respetar la Independencia y la Soberanía y las fronteras existentes de Ucrania.**
- **de abstenerse de la amenaza o el uso de la fuerza contra la integridad territorial o la independencia política de Ucrania, y que nunca se usarán armas contra Ucrania,**
- **de abstenerse de toda coacción económica destinada a subordinar a sus propio interés el ejercicio por parte de Ucrania de los derechos inherentes a su soberanía y así obtener ventajas de cualquier tipo.**

**No sabemos si algunas de estas
conjeturas devendrá en una
realidad....**

.....¡esperemos que no!

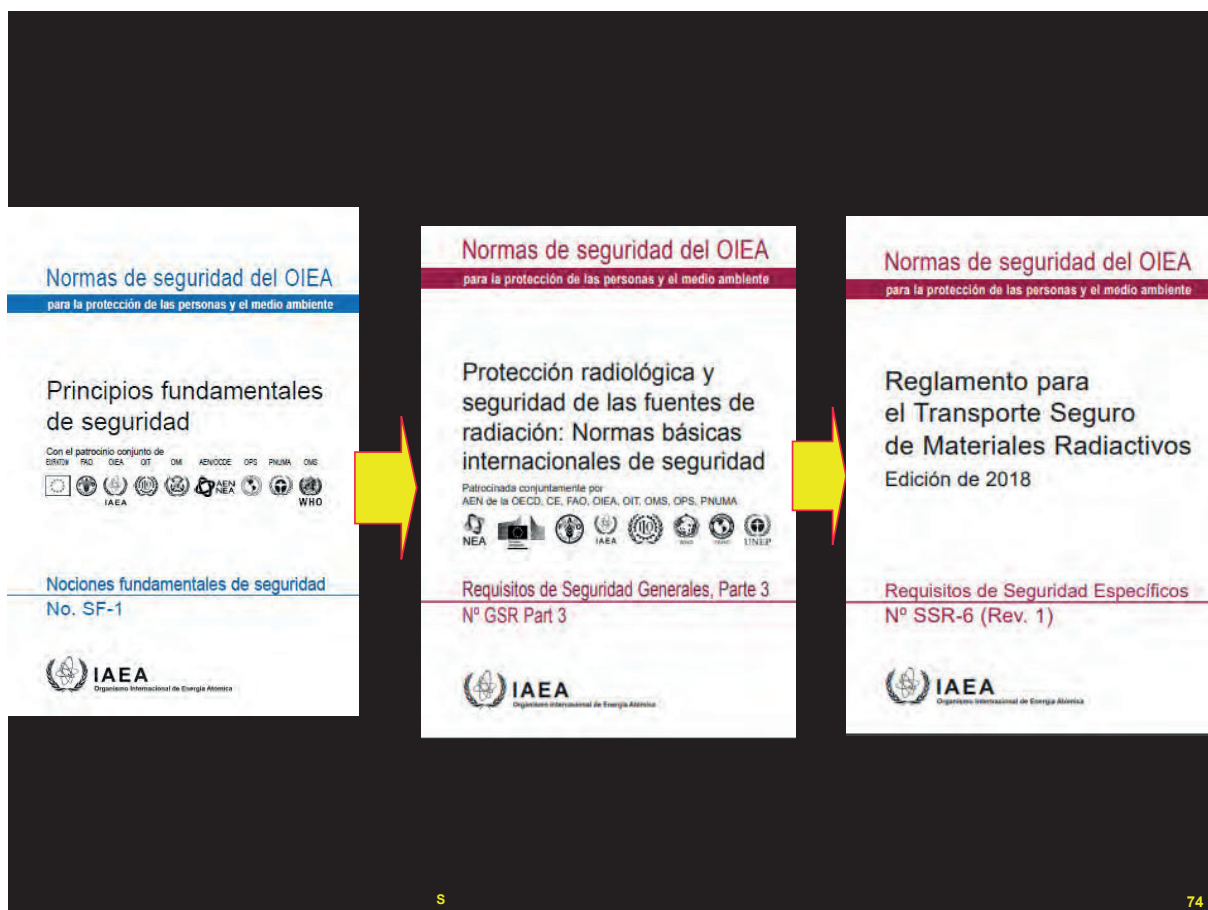
Desafío 3

**Denegaciones de Envío
("Denials of Shipment, DoS")
durante el transporte de
materiales radioactivos**

Antecedentes de DoS

- Establécese un régimen internacional de seguridad del transporte de materiales radiactivos
- Se logra un extraordinario nivel de seguridad y protección.
- No obstante → se multiplica la denegación de envío (DoS).
- DoS genera problemas de seguridad.
- Durante más de 20 años la Conferencia General del OIEA urge al OIEA de resolver el problema DoS.
- **¡DoS se convierte en un desafío irresoluto!**

Régimen de seguridad del transporte de materiales radioactivos



Normas de seguridad del OIEA
para la protección de las personas y el medio ambiente

Reglamento para
el Transporte Seguro
de Materiales Radiactivos
Edición de 2018

Requisitos de Seguridad Específicos
Nº SSR-6 (Rev. 1)



Recommendations on the
**TRANSPORT
OF
DANGEROUS GOODS**

Model Regulations

UNITED NATIONS

1

2

3

4

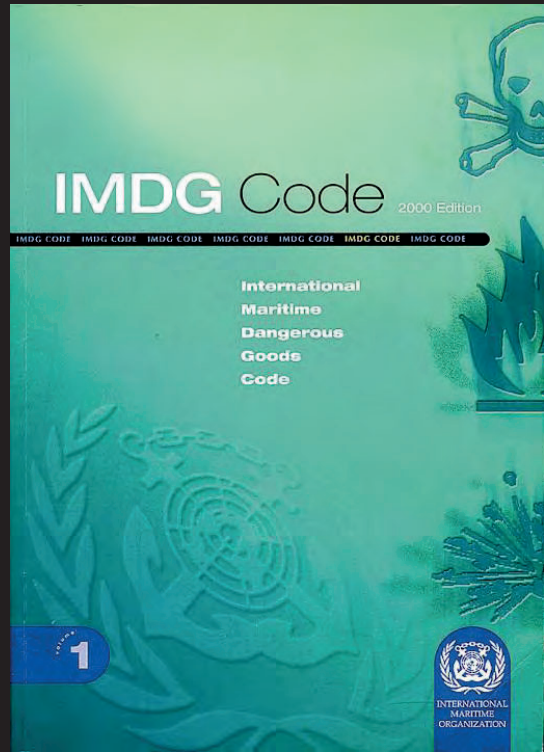
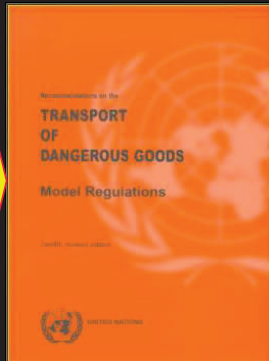
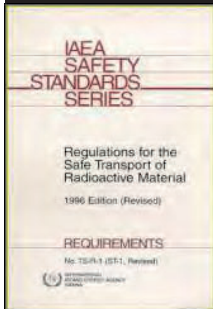
5.1

6

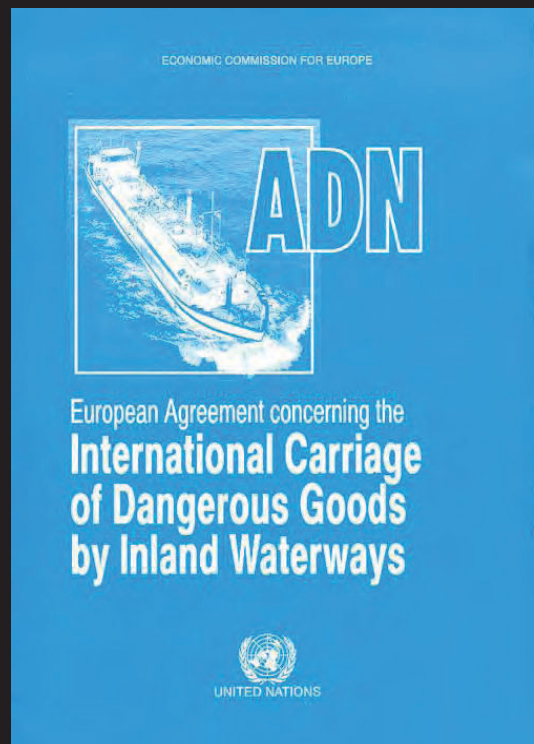
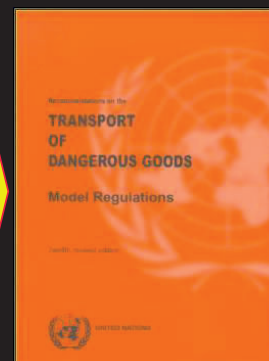
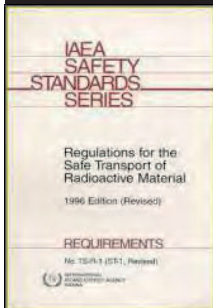
7

8

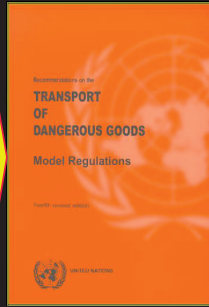
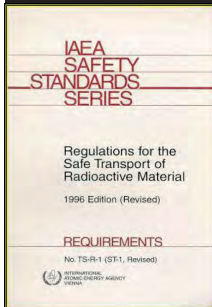
9



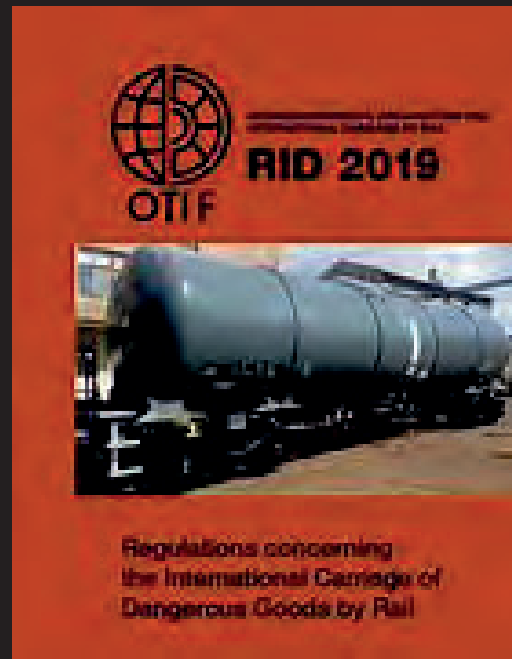
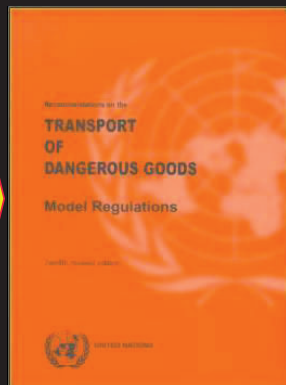
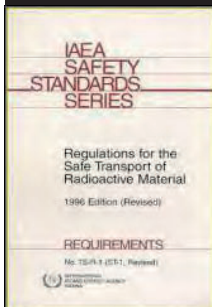
S



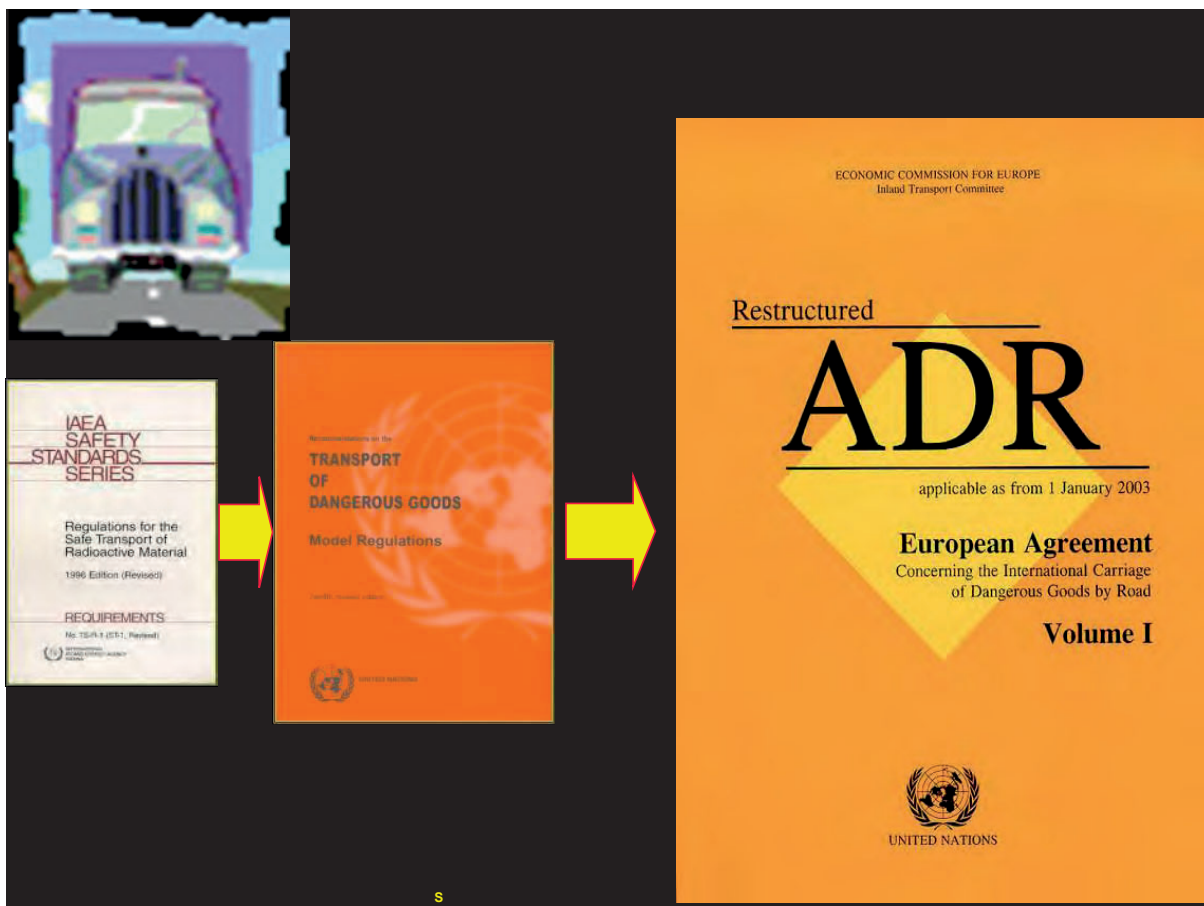
S



S



S



**Como resultado de este régimen internacional,
el transporte de material radiactivo ha
logrado un
récord envidiable de
seguridad y protección
pública y ocupacional.**

Sin embargo, a pesar de sus logros en materia de seguridad y protección, el transporte de material radiactivo se ha visto obstaculizado por el fenómeno de:

la denegación de envíos

(Denial of Shipment, DoS)

s

DOS puede ser descrito como sigue:

Efecto acumulativo de políticas de no aceptar materiales radiactivos por parte de

- *transportistas,*
- *puertos y/o aeropuertos,*
- *canales,*
- *terminales y/o*
- *instalaciones de manejo,*

independientemente de que los materiales sean transportados de conformidad con el régimen internacional de seguridad.

A pesar de los pedidos de la Conferencia General y de los esfuerzo de organizaciones internacionales y de los transportadores...

- **El desafío de DoS no se ha resuelto.**
- **La solicitud de los Estados no se satisfizo.**

¿Porqué?

...quizás porque...

- **ni las organizaciones internacionales ni los transportadores navales, aéreos o terrestres pueden resolver solos el desafío del DoS.**
- **Argentina propuso que la solución podría estar en las manos de quienes urgen por esa solución:**

¡Los propios ESTADOS!

Argentina ha propuesto como posible solución un Código de Conducta que facilite el transporte

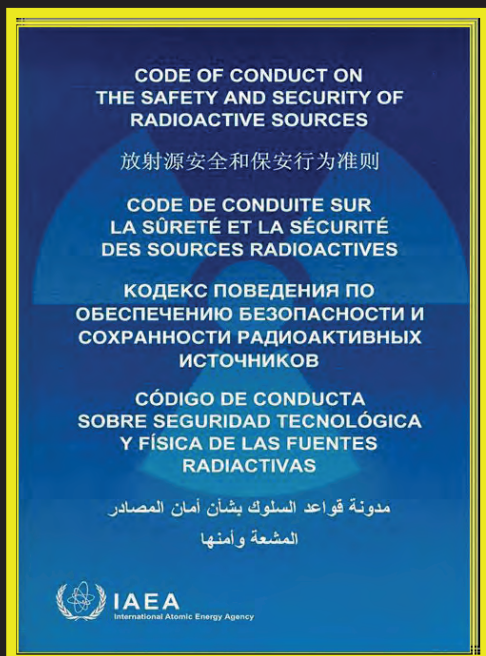
¿Qué es un 'Código de Conducta'?

Un compromiso político de Estados sobre:

- **comportamiento,**
- **desempeño, y**
- **logro.**

No es un compromiso jurídicamente vinculante para los Estados.

Antecedentes de ‘Códigos de Conducta’



Elementos de un Código de Conducta

Declaraciones preambulares...

...en las que los Estados:

- describen sus:
 - cogniciones
 - deseos, y
 - enunciaciones; e
- indican sus:
 - reconocimientos,
 - reflexiones, y
 - apreciaciones.

Pronunciamientos...

...en la que los Estados deciden y declaran:

- acciones
- normas
- reglas, y
- responsabilidades...

..a las que se desean comprometer.

**En conclusión,
la Argentina ha recomendado
al OIEA:**

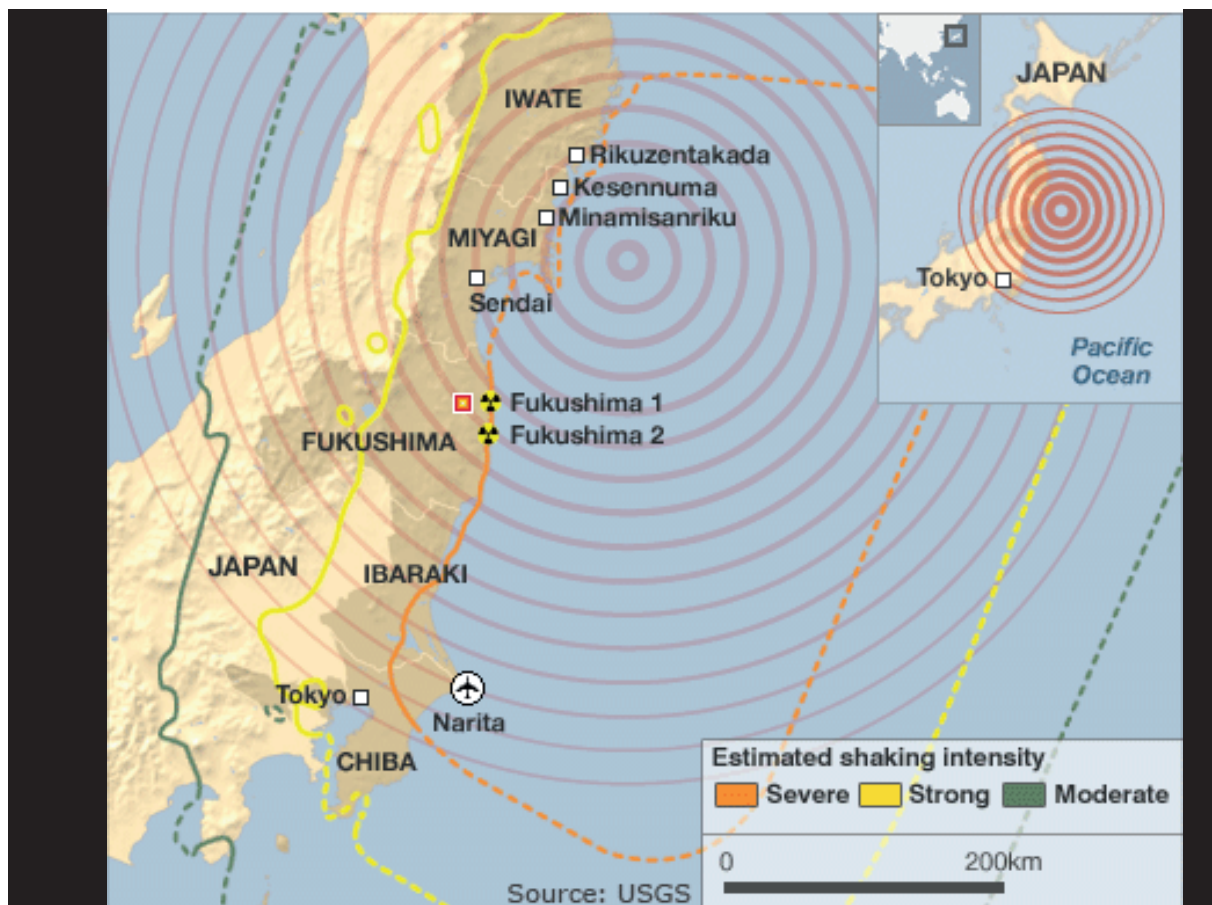
- 1. Preparar un proyecto definitivo Código de Conducta con el apoyo de expertos **consultores** para mejorar el texto sugerido.**
- 2. Convocar a una **Reunión Técnica Formal**, con una **amplia representación de Estados**, para discutir, revisar y eventualmente aprobar dicho proyecto de Código.**

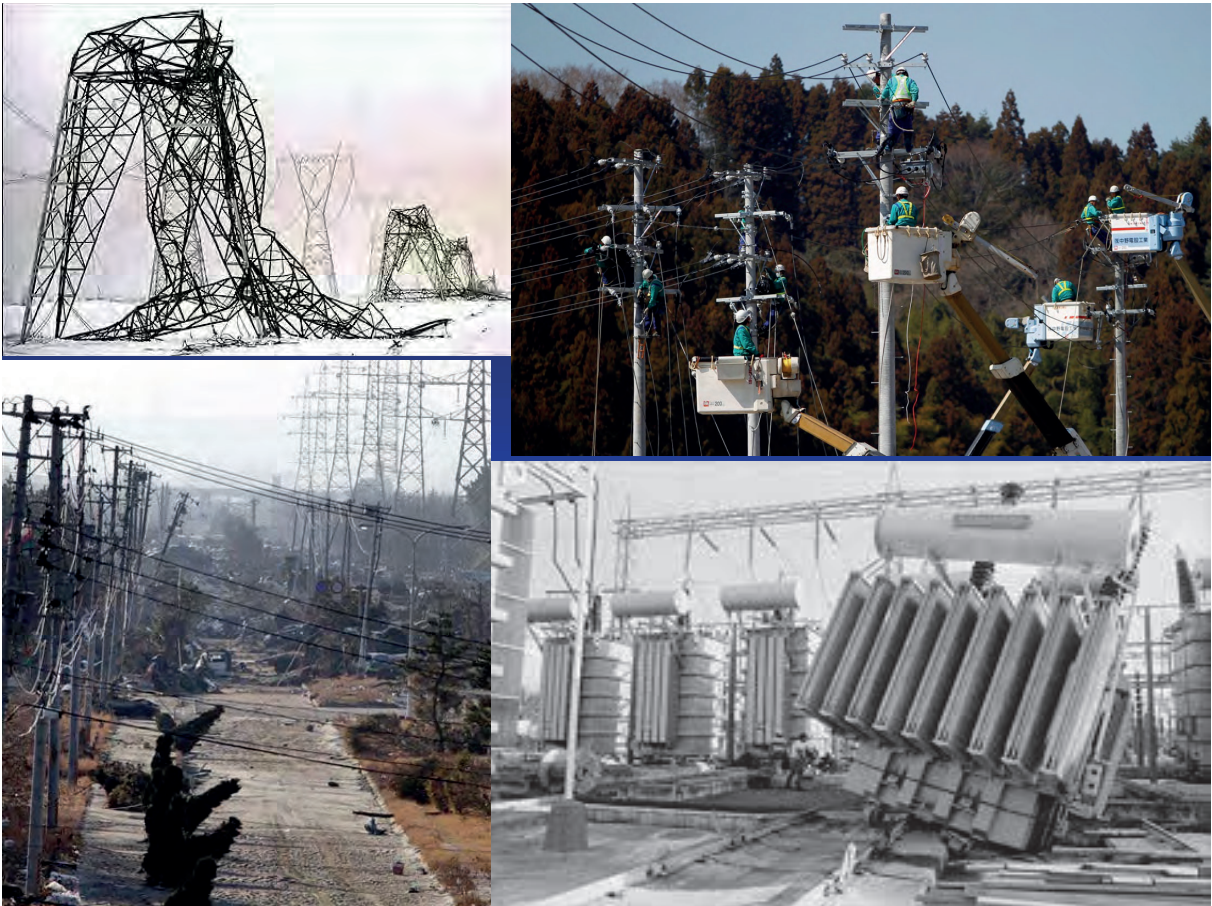
3. **Someter** el proyecto final de Código de Conducta la **aprobación de la Junta de Gobernadores** del OIEA.
4. **Informar** a la Conferencia General del OIEA, en respuesta a sus Resoluciones.
5. **Remitir** una nota del Director General del OIEA a los representantes de los Estados invitando a sus gobiernos a adherirse al Código de Conducta.

Desafío 4

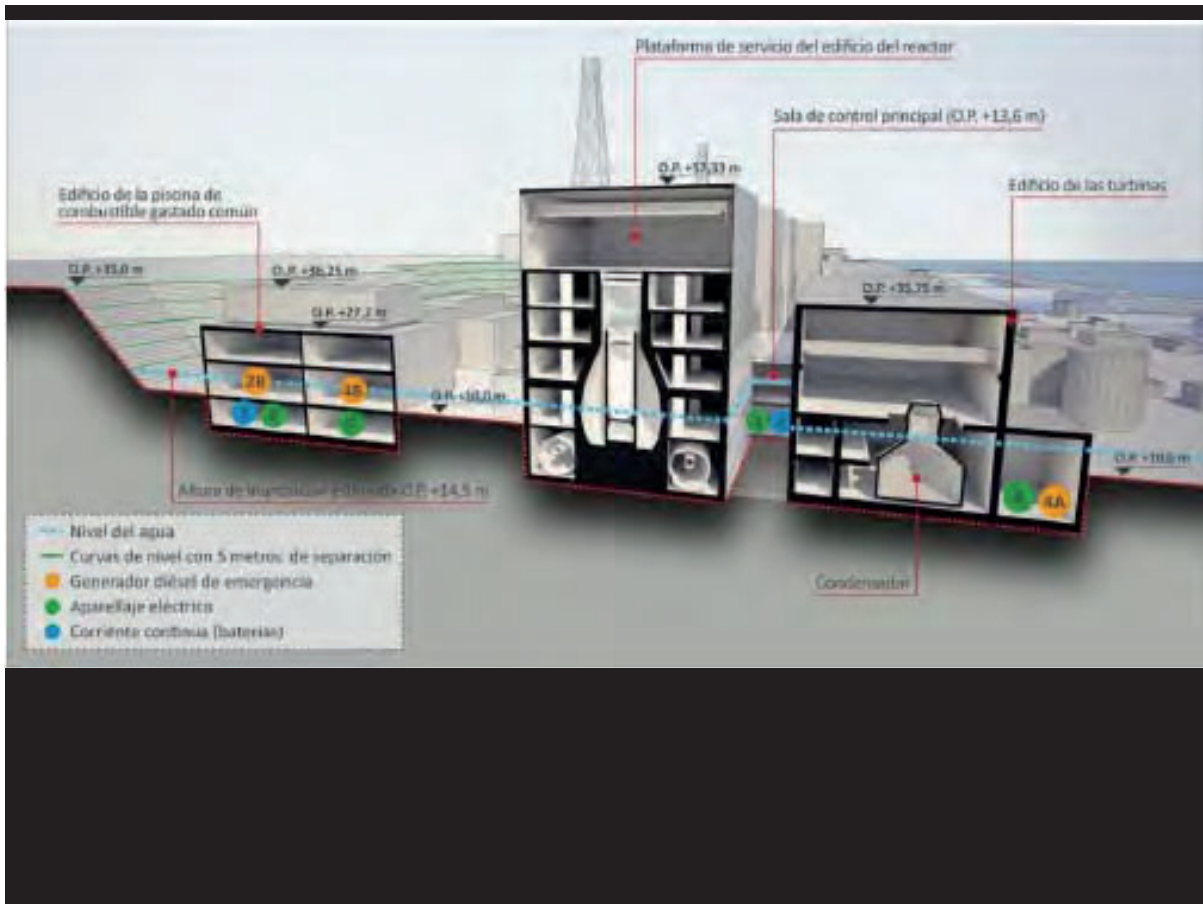
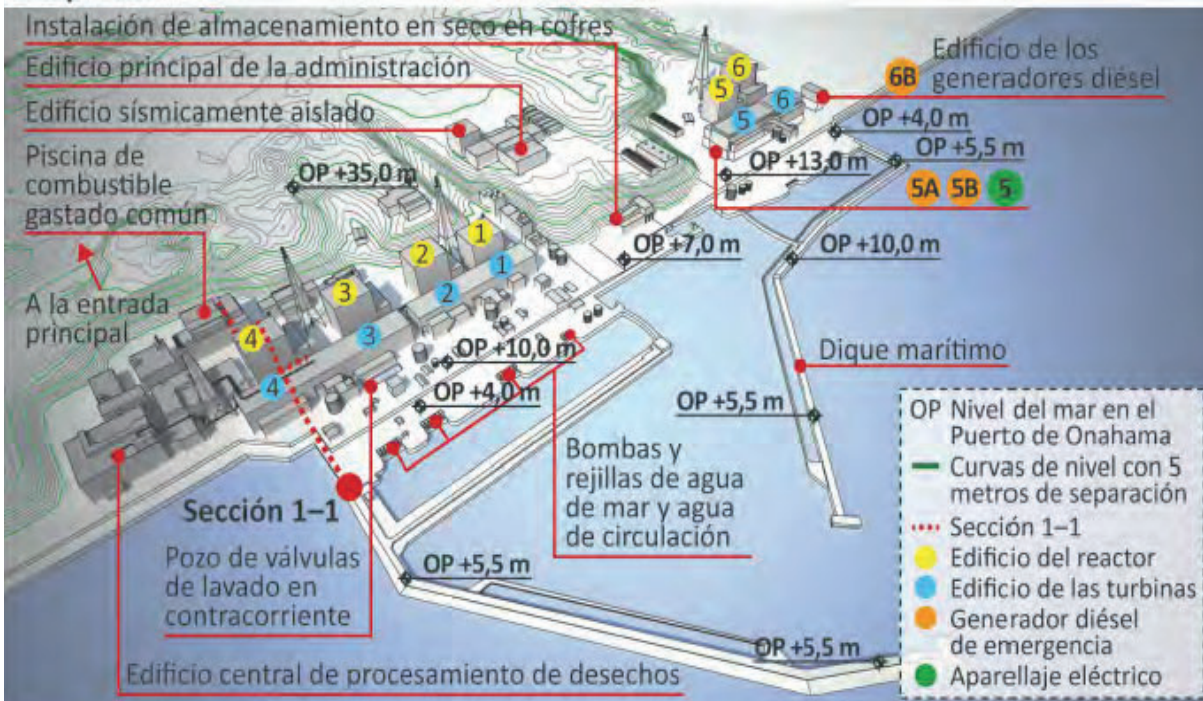
Descargas al mar de grandes cantidades de agua residuales conteniendo sustancias radioactivas

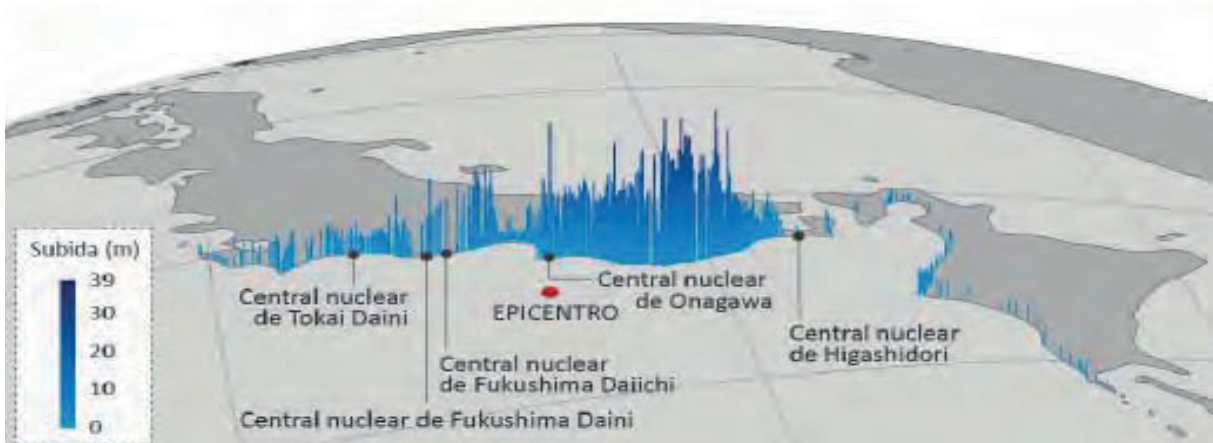
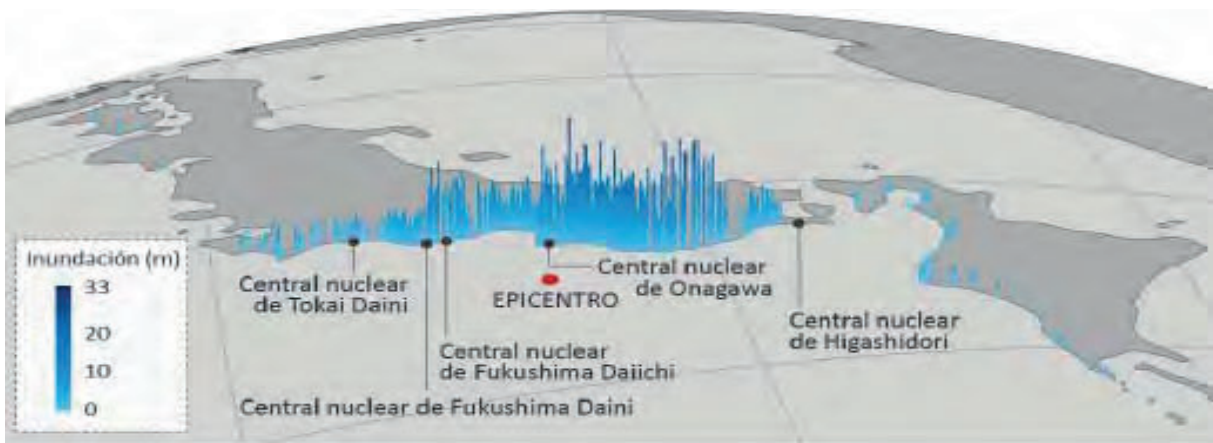
Fukushima Dai-ichi NPP

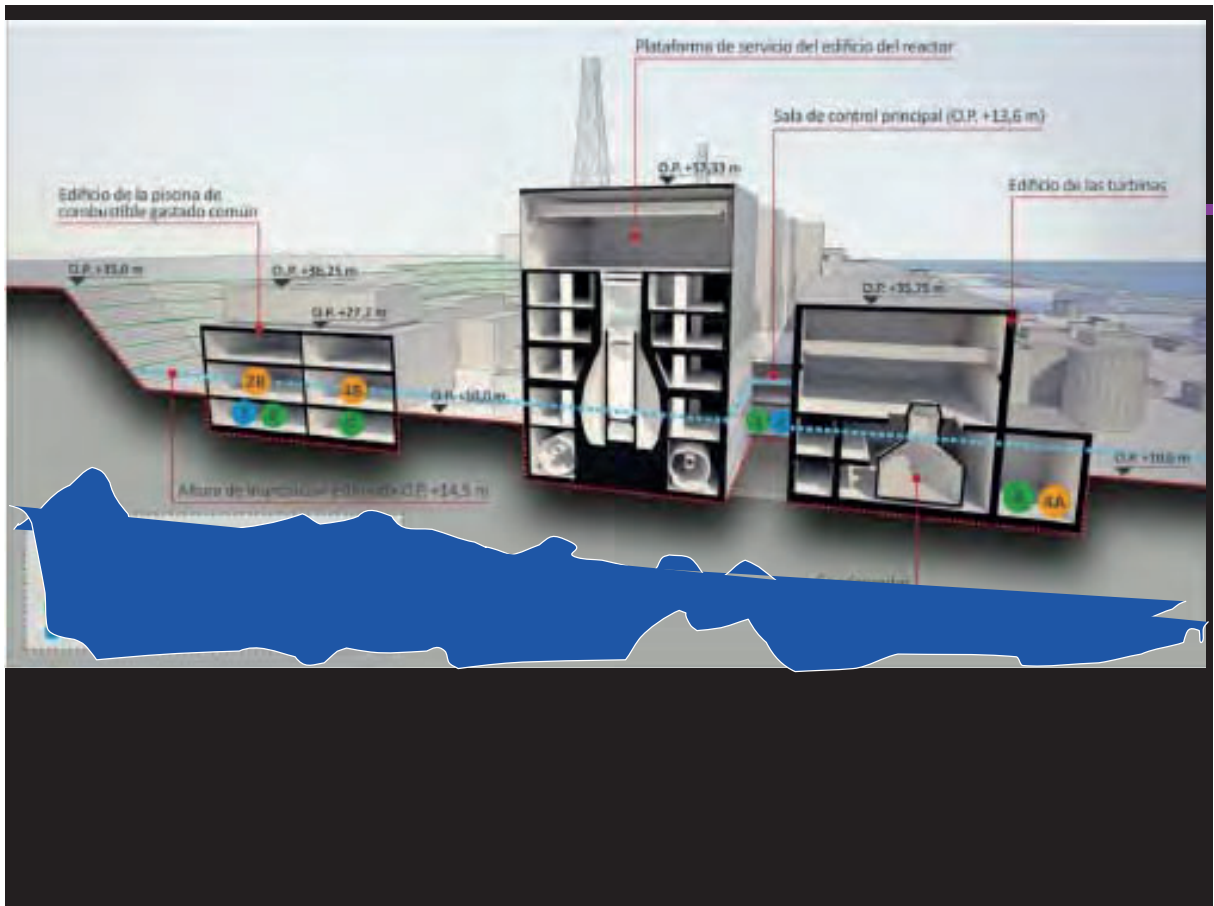


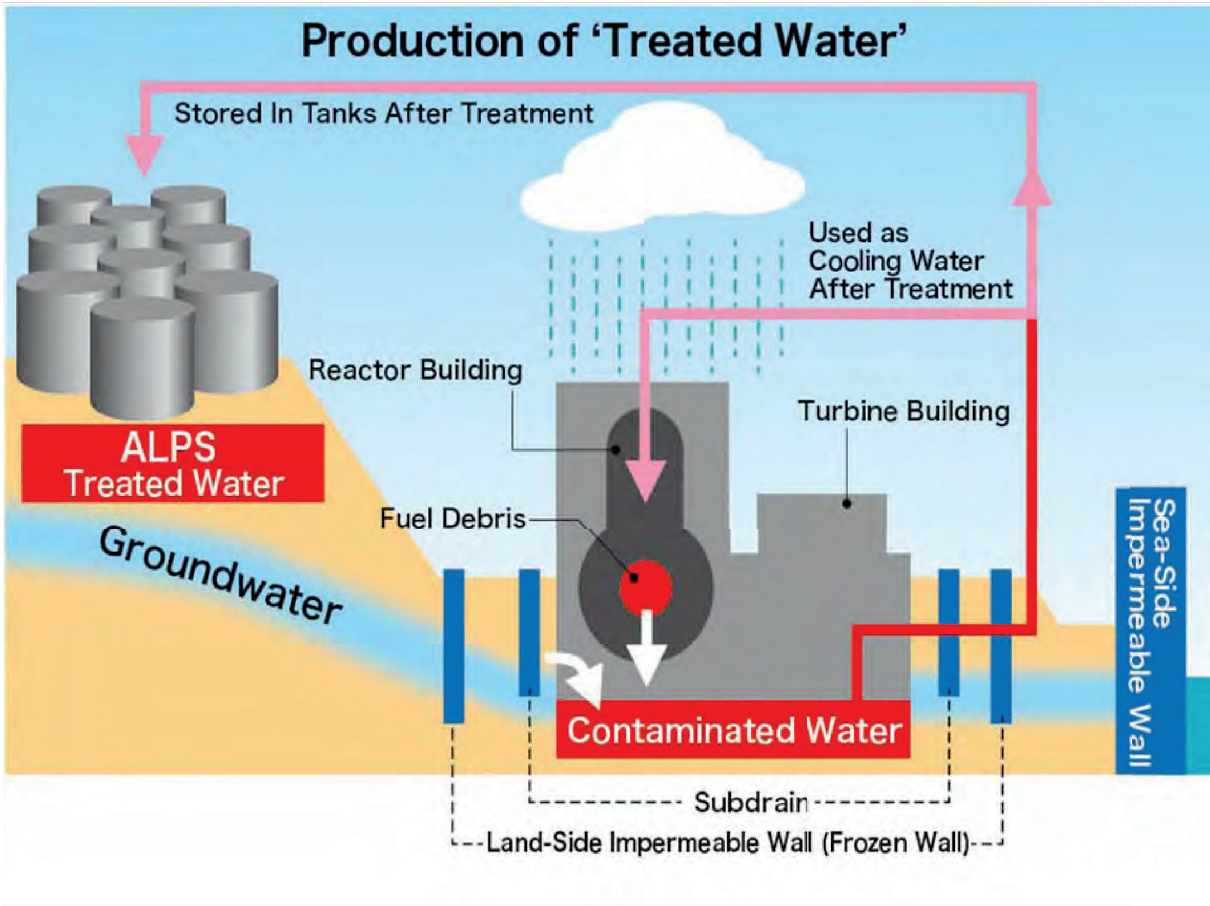


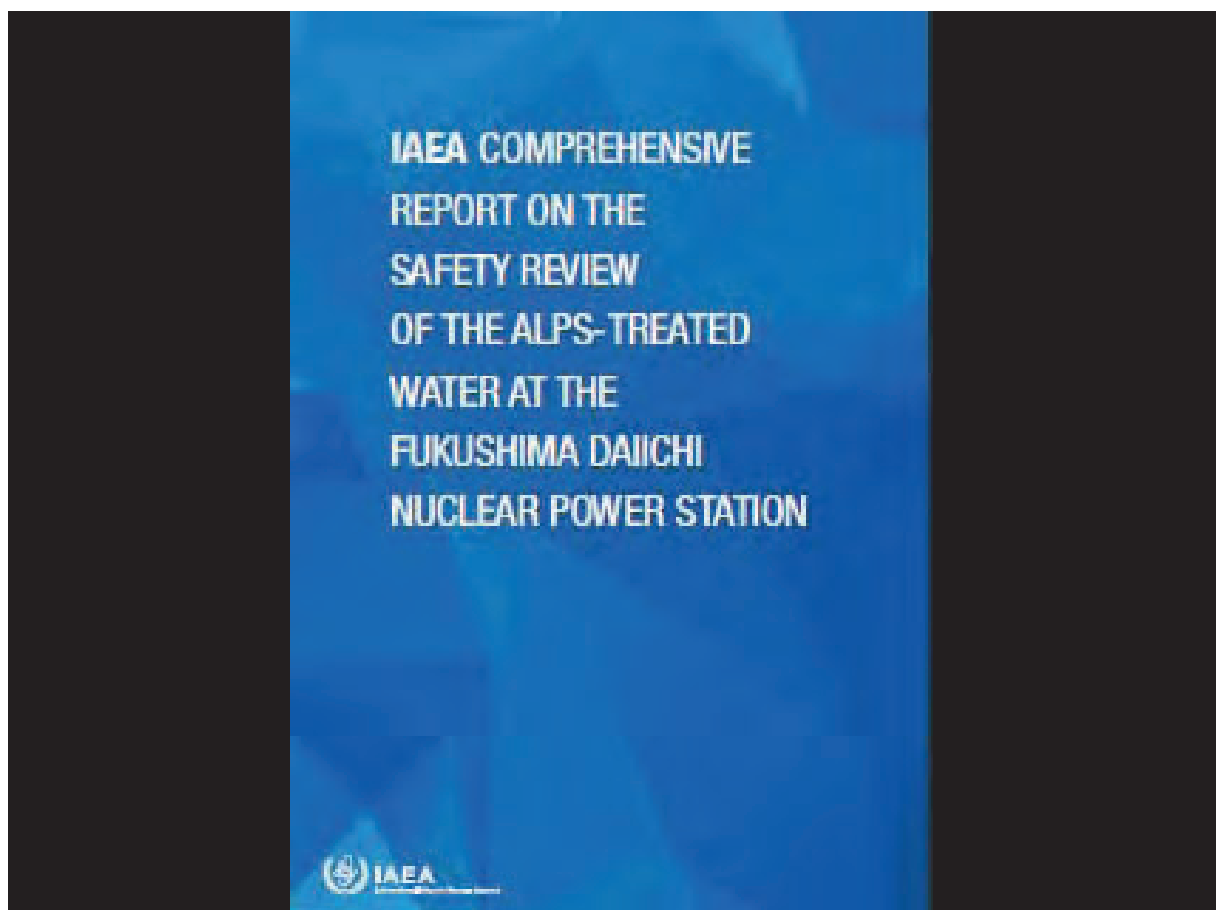
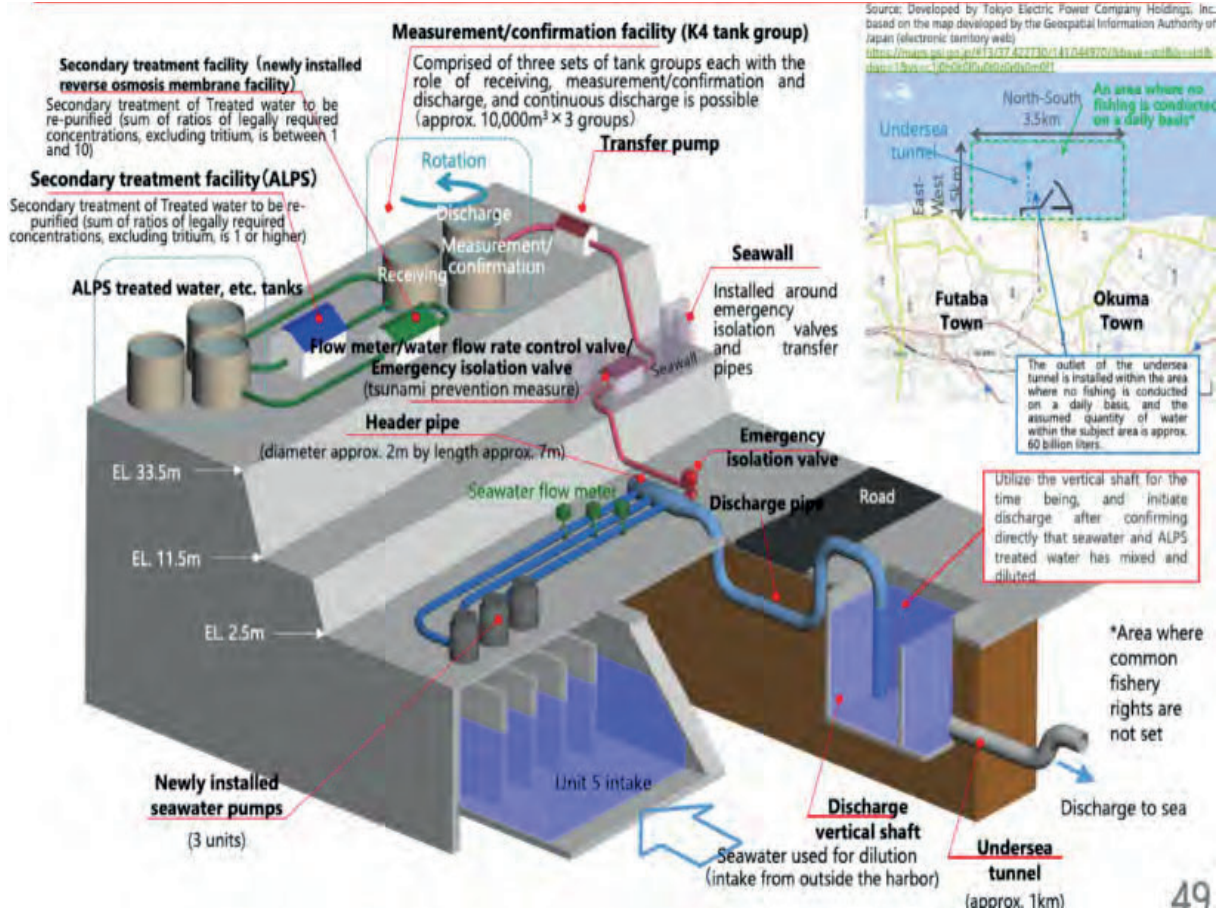
Perspectiva









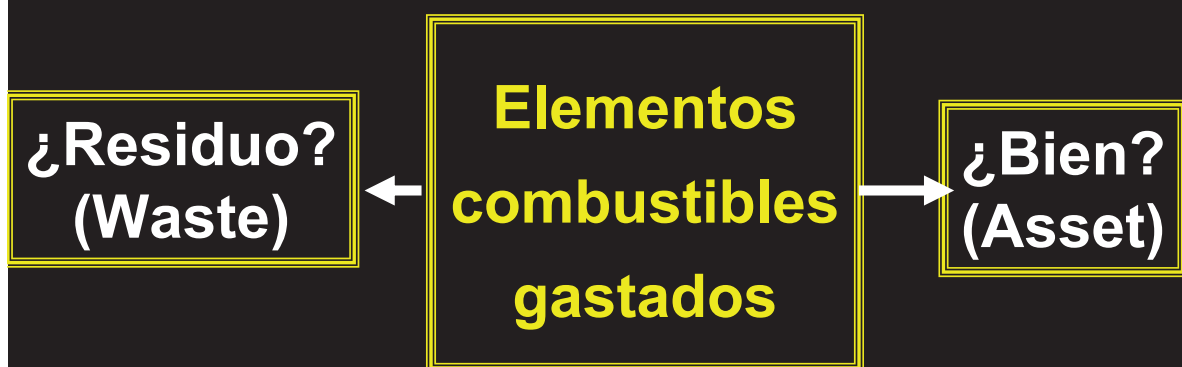


Desafío 5

Residuos radiactivos

**Fracaso de la última reunión de
la Convención Conjunta**

¿Porqué la Convención es Conjunta?



Desafío 6

Resolver el conudrum legal de la imputabilidad legal de daño en la salud por exposición a la radiación

Nota

Este desafío ya se habia anunciado en la Reunión anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear que tuvo lugar en el Salón Manuel Belgrano de la Cancillería, Buenos Aires el 19 de diciembre de 2022

Un desafío legal

La energía nuclear enfrenta un desafío legal irresuelto relacionado con los riesgos asociados a la **radiación ionizante**, a saber:

- La imputabilidad de efectos en la salud

117

La **imputabilidad** de los efectos en la salud asociados con la exposición a la radiación ionizante se ha transformado en una verdadera **amenaza a la sustentabilidad financiera de la energía nuclear.**

El 'negocio del juicio',
muy conocido en Argentina,
ha proliferado en centrales nucleares de
todo el mundo con algunas pocas
exepciones (Rusia, China)

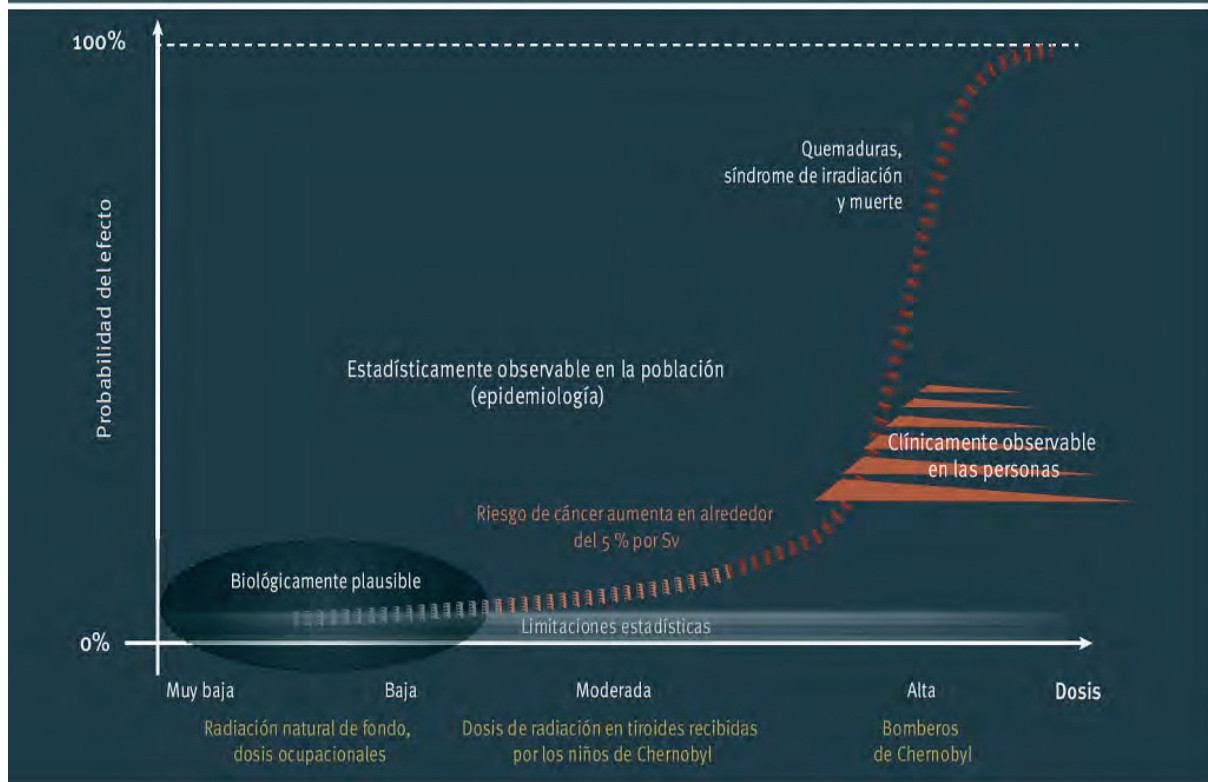
Las ciencias asociadas a la imputabilidad

- **Radiobiología**
- **Radiopatología**
- **Radioepidemiología**
- **Radioprotección**

Resumen del paradigma internacional actual sobre los efectos en la salud asociados a la exposición a las radiaciones ionizantes

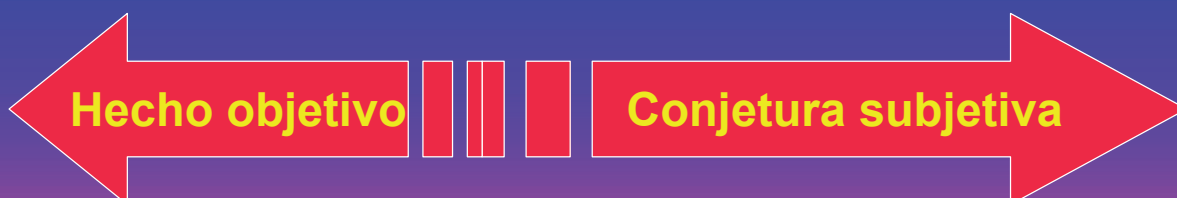
121

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Estimación de riesgo

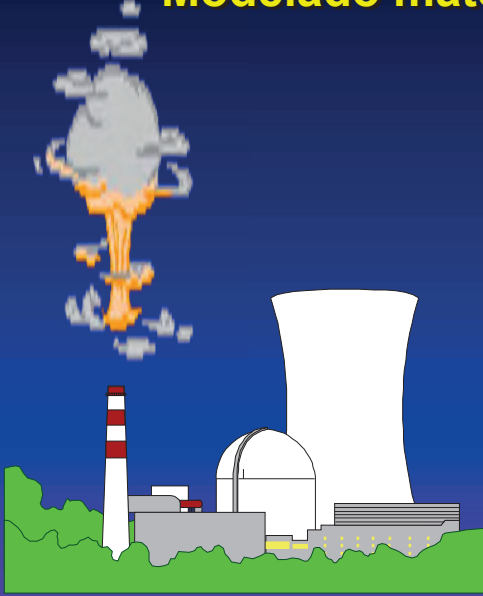
~5% / Sv → **~0,005% / mSv**



Conundrum:

La atribución de daño a bajas dosis

Modelado matemático del ambiente



Descargas



Dosis colectiva

Multiplicación por 0,005%/millisievert



dosis
colectiva



Número de muertos

¿Atribución?



X

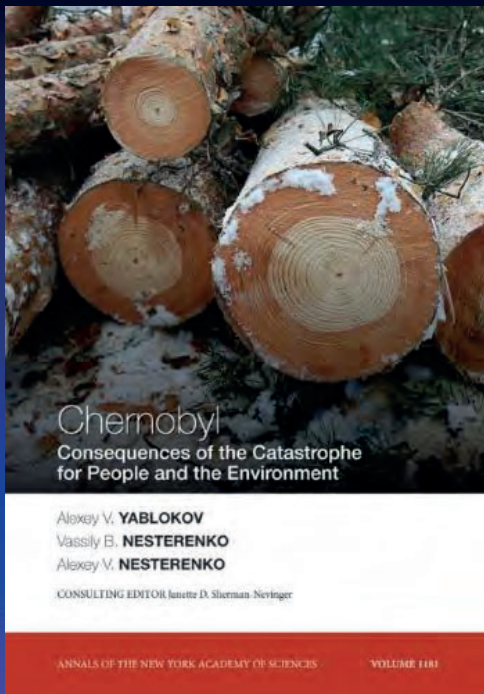
Coeficiente
Nominal de
Riesgo

=



Personas sievert $\times 0,005 \% \text{ mSv}^{-1} = \text{¡Número personas muertas!}$

127



Chernobyl: Consequences of the Catastrophe for People and the Environment Annals of the New York Academy of Sciences

Alexey V. Yablokov (Editor),
Vassily B. Nesterenko (Editor),
Alexey V. Nesterenko (Editor),
Janette D. Sherman-Nevinger (Editor)

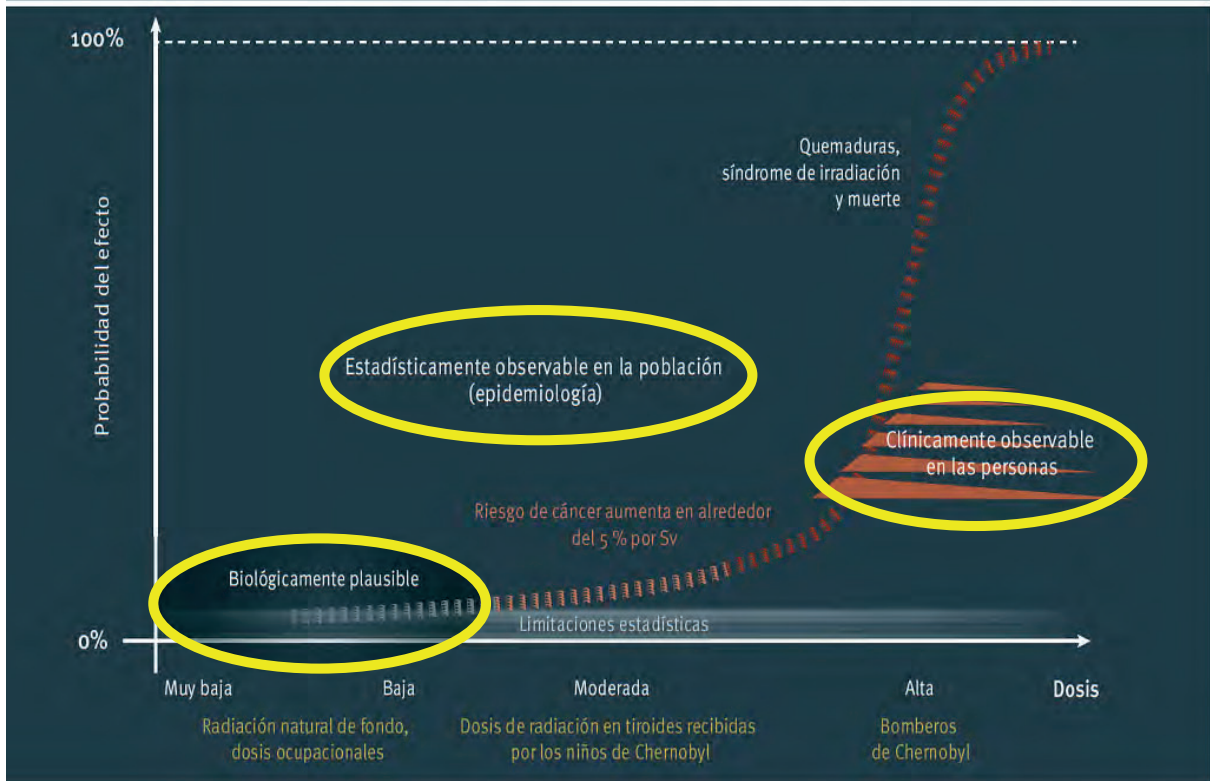
*It concludes that based on records now available,
some 985,000 people died of cancer caused by the Chernobyl accident!*

128

**Estas imputaciones han causado daños muy
serios, no conjeturales sino reales:
serios efectos psicológicos y psiquiátricos
en Chernobyl y en Fukushima**

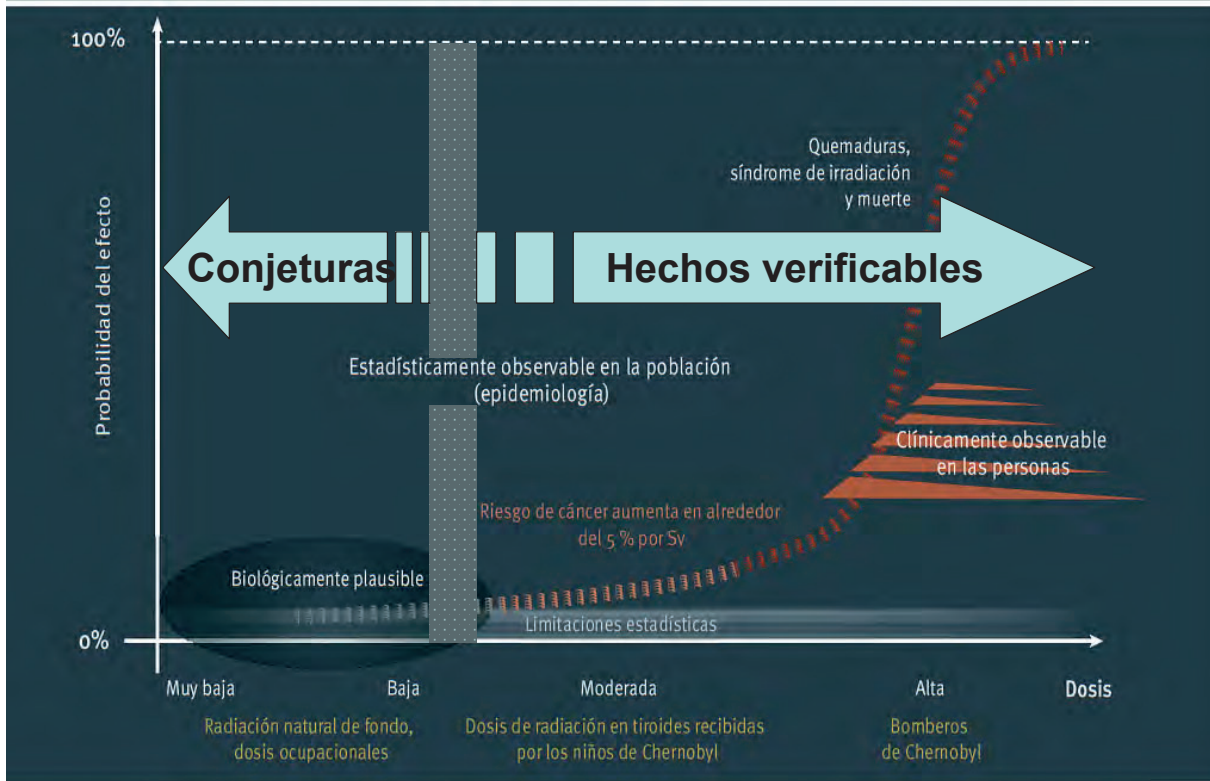
Observación de efectos

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud

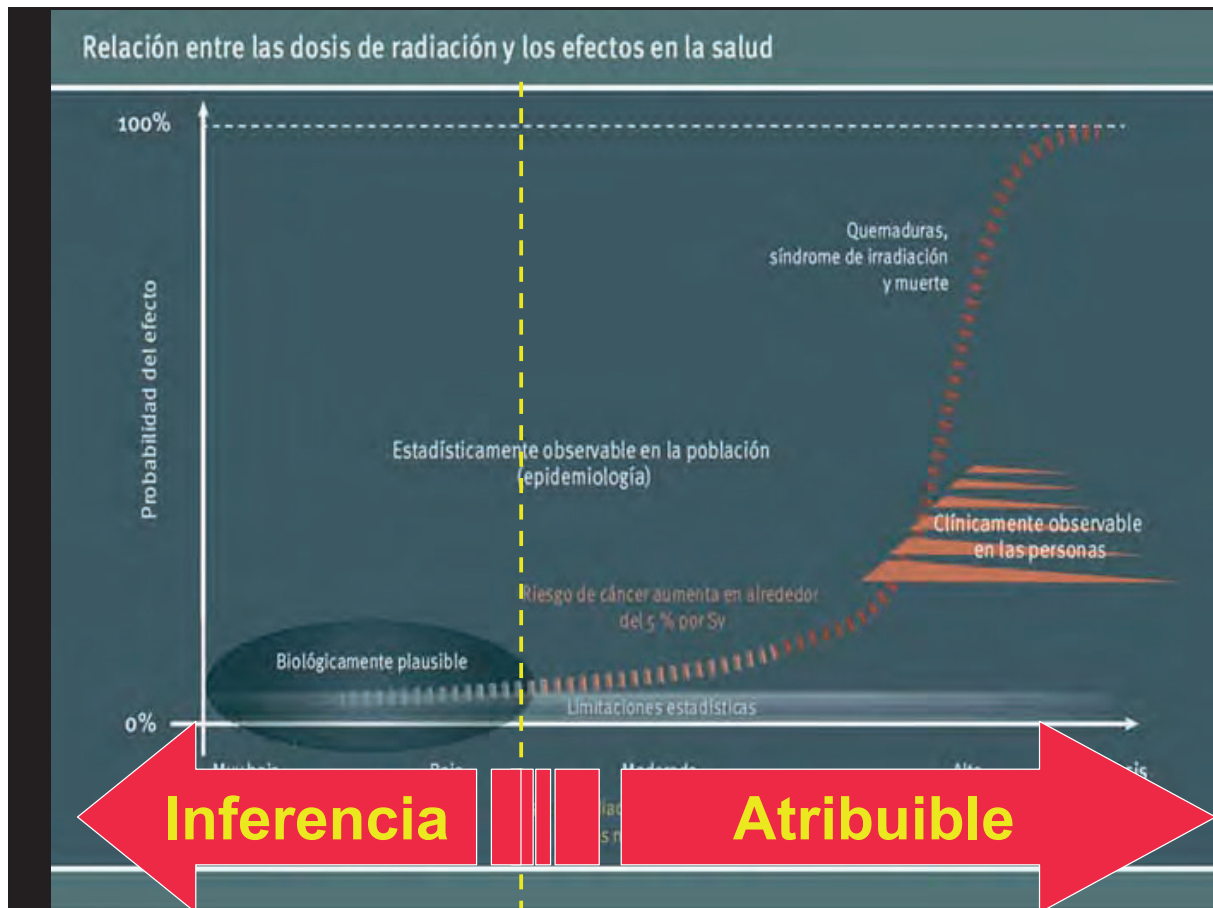


Hechos versus Conjeturas

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud

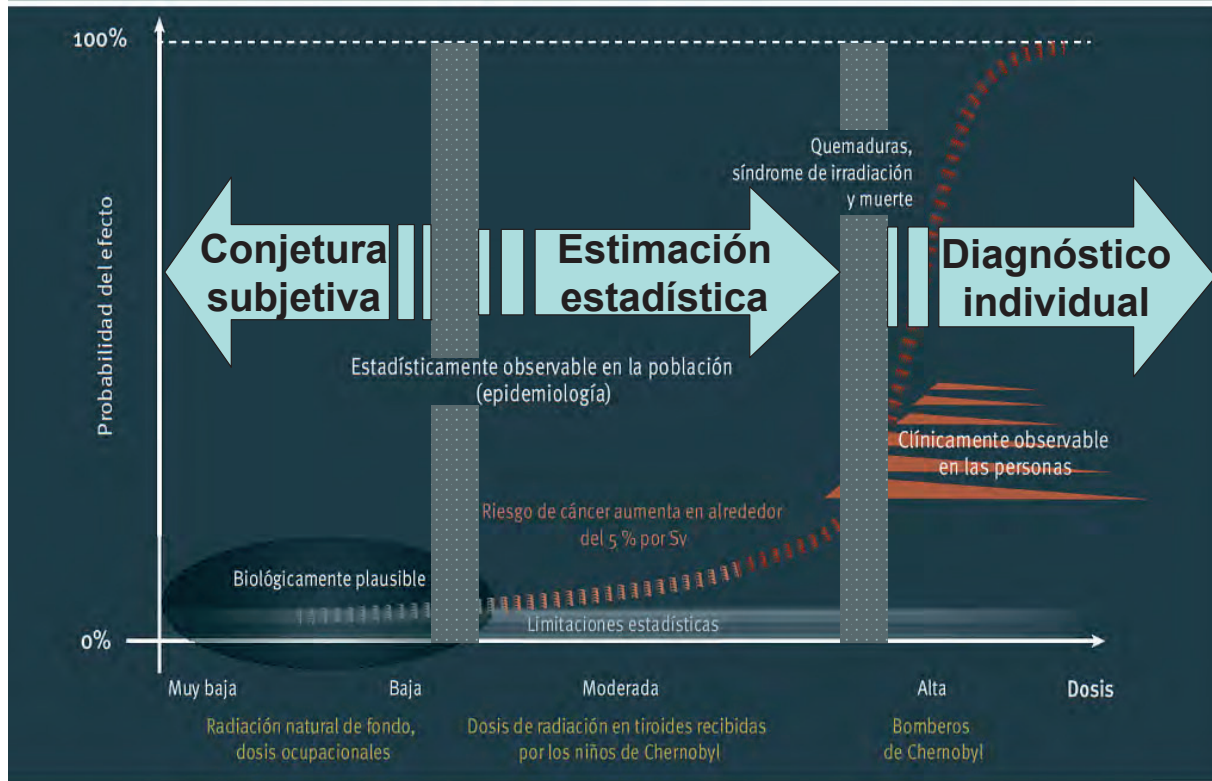


Atribución *versus* Inferencia



Diagnóstico individual
versus
Estimación estadística
versus
Conjetura subjetiva

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Atribución individual

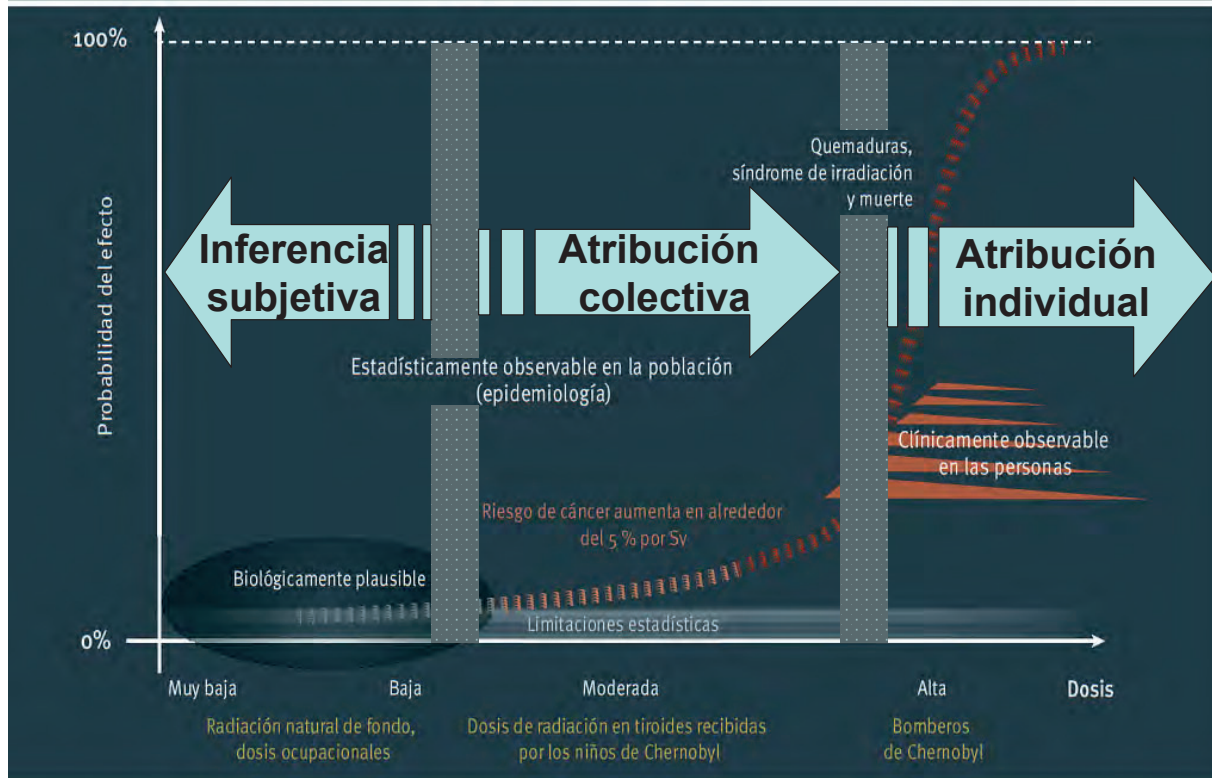
versus

Atribución colectiva

versus

Inferencia

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Atestación patológica

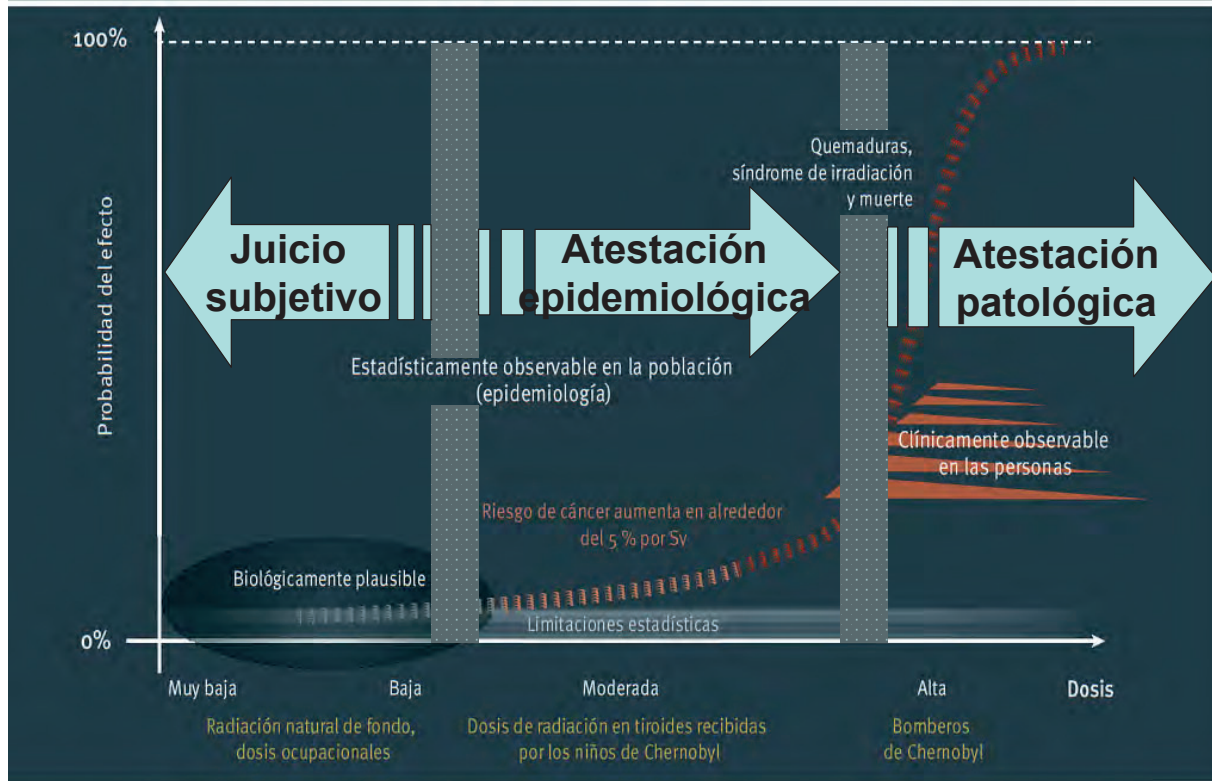
versus

Atestación epidemiológica

versus

Juicio subjetivo

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Consecuencias para la imputabilidad de daño

Legislación

- La legislación internacional referida a la **atribución de efectos** a la salud, la **inferencia de riesgo** y, en particular, a la **imputación de daño**, es **inhomogénea, incoherente e inconsistente**.
- Una distinción importante resulta de comparar:
 - **la legislación jurisprudencial ('caso-por-caso')**
versus,
 - **la legislación codificada.**

Legislación

'caso-por-caso'

‘Caso por caso’

La legislación ‘caso por caso’ sobre la imputación

- se distingue de la legislación codificada por su flexibilidad.
- es mas maleable para interpretar situaciones probabilísticas tales como las del riesgo inferido de la exposición a la radiación a dosis moderadas, bajas y muy bajas.

Ejemplo

- En países donde prima la legislación caso-por-caso, se utiliza normalmente el concepto de ‘*participación asignada*’ (o *assigned share* en Inglés) para dirimir casos de imputación por daño a la radiación debidos a efectos estocásticos.

Legislación codificada

147

Codificación

- La legislación argentina es 'codificada'.
- El sistema legal codificado impide la arbitrariedad y discriminación, pero es un sistema fundamentalmente determinístico.

148

Codificación

- El sistema es ideal para tratar situaciones de efectos determinísticos, dado que existen umbrales de dosis que definen si un efecto ocurrió o no, si es imputable o no.
- Los efectos pueden ser atestados sin ambigüedad por un experto patólogo competente.

149

Codificación

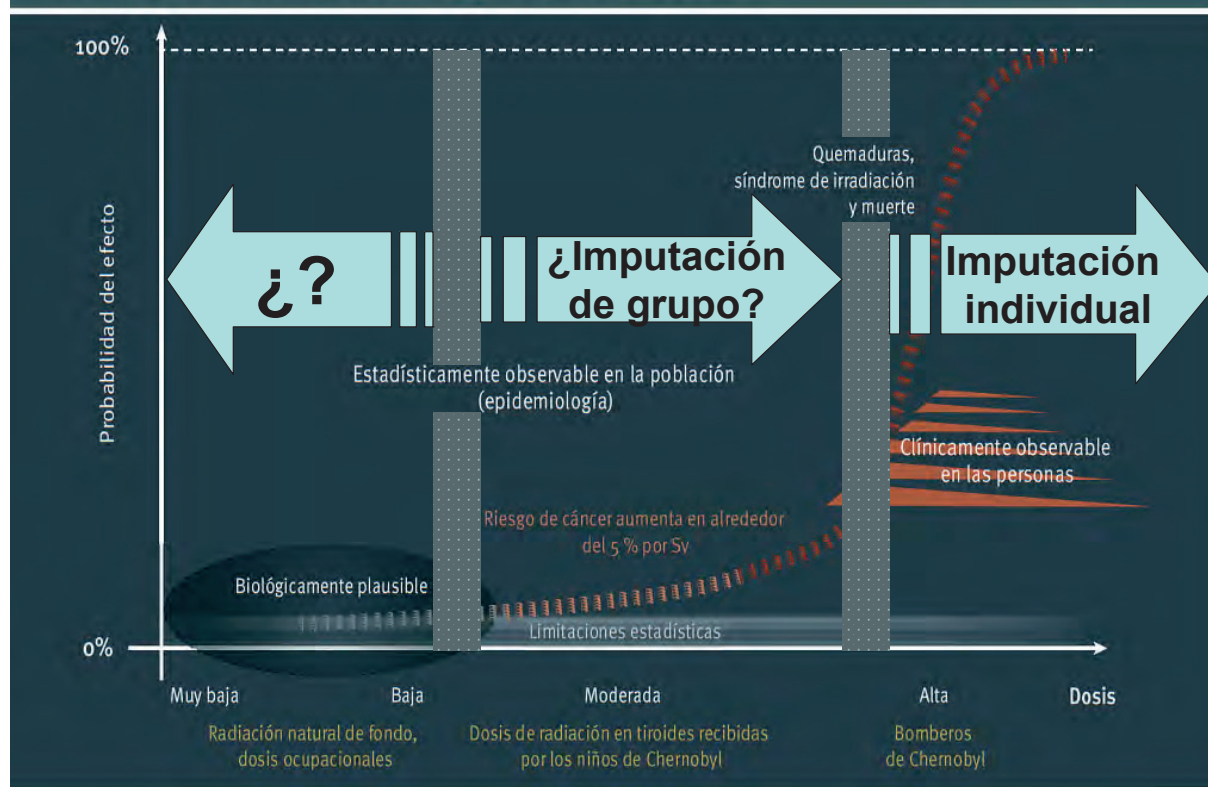
- Pero el sistema no es ideal para lidiar con situaciones probabilísticas, sobre todo situaciones con probabilidades subjetivas.
- La legislación codificada por lo tanto es problemática para resolver casos de imputación de efectos estocásticos.

150

¿Alternativas de imputación en la legislación codificada?

151

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Legislación argentina relevante

- Constitución Nacional: artículos 41/42/43
- Ley 17557. Normas para rayos x.
- Ley N° 24.804 – Ley de la Actividad Nuclear
- Ley N° 25.886 – Código Penal Art 189 bis
- Ley N° 25.675 – Ley General del Ambiente
- Ley N° 24.051 – Ley de Residuos Peligrosos
- Decreto 1.390/98 Reglamentación-Ley 24.804
- Normas Regulatorias de la ARN y de M.de Salud
- **31 LEYES PROVINCIALES**

Ejemplo:

LEY 4966 DE LA PROVINCIA DE MENDOZA

Artículo 1º- Establécese a partir de la vigencia de la presente Ley, el siguiente régimen para el personal que maneja 'rayos ionizantes' [SIC]:

- a) Jornadas: cuatro horas diarias;
- b) Licencias: treinta días/cinco meses;
- c) Control sanitario (hematológico) /seis meses

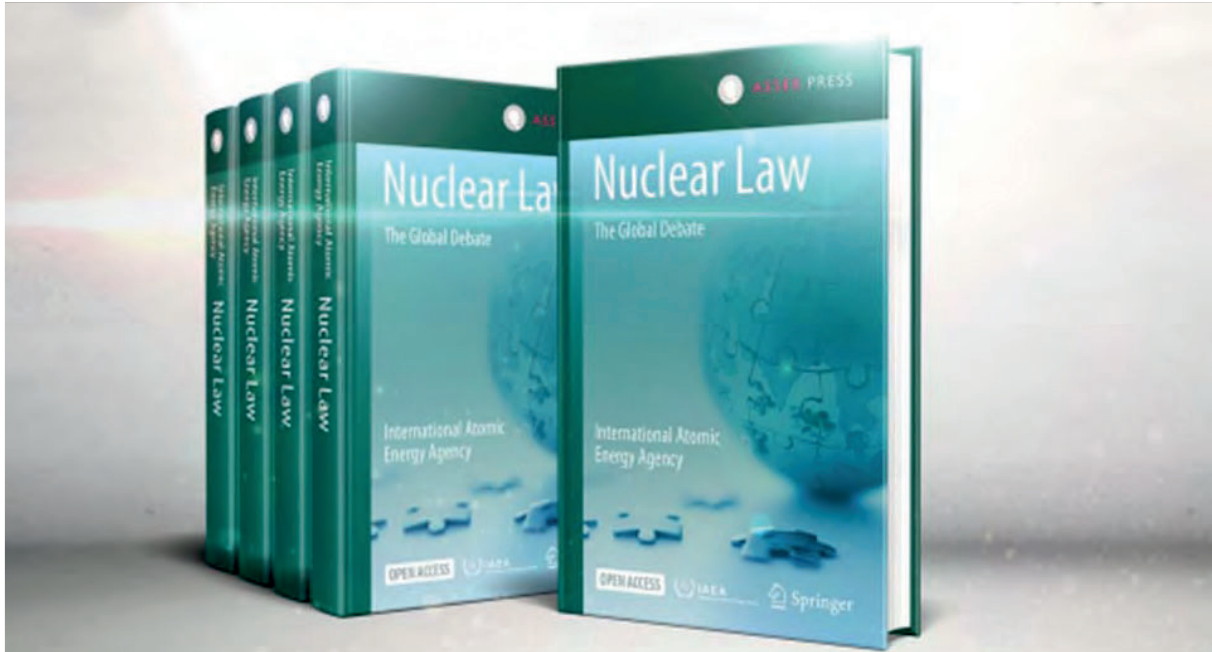
Sugerencias

155

Invitación...

...a los expertos legales de las instituciones relevantes (CNEA, ARN, NASA, INVAP, etc), a constituir una mesa informal para:

- discutir el tema y proponer soluciones compatibles con la legislación argentina; y
- explorar la factibilidad de legislación ad hoc.

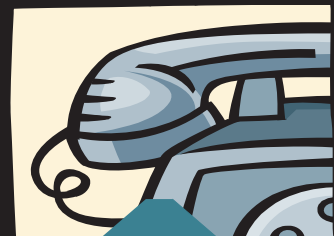


Chapter 7 Legal Imputation of Radiation Harm to Radiation Exposure Situations

Abel Julio González



Av. del Libertador 8250
Buenos Aires
Argentina



+541163231757/8

*¡Muchas
gracias por
la atención!*

abel_j_gonzalez@yahoo.com



El transporte de materiales radiactivos: el desafío de las denegaciones de envío (*Denials of Shipment, DoS*)

González, A.J.

En 2022 la ARN impulsó en el OIEA la discusión sobre la denegación de envíos internacionales de material radiactivo, con el objetivo de propiciar un Memorando de Entendimiento que comprometa a los Estados Miembro a evitar la demora o denegación de los envíos. El Organismo estableció el Grupo de Trabajo sobre Denegación de Envío, por un período de cuatro años, del cual ARN forma parte.

Presentado en: Reunión Plenaria Ordinaria de la Academia del Mar.
Buenos Aires, Argentina, 28 de marzo de 2023

Reunión en la Misión de la Argentina ante los Organismos Internacionales.
Buenos Aires, Argentina, 23 de septiembre de 2023

Resumen para la Misión Argentina en Viena
Buenos Aires, septiembre del 2023

**El Transporte de Materiales Radioactivos:
El Desafío de las Denegaciones de Envío
("Denials of Shipment, DoS")**
Posible Código de Conducta para facilitar el transporte

Abel J. González
Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN)
Av. del Libertador 8250; (C1429 BNP) Ciudad de Buenos Aires; Argentina
☎ +541163231306 - ✉ abel_j_gonzalez@yahoo.com

Contenido

- 1. Objetivo y antecedentes**
- 2. El régimen de seguridad del transporte de materiales radioactivos**
- 3. El desafío del DoS**
- 4. Una posible solution**
- 5. Proyecto de Código de Conducta**
- 6. Epilogo**

1. Objetivo y antecedentes

Objetivo

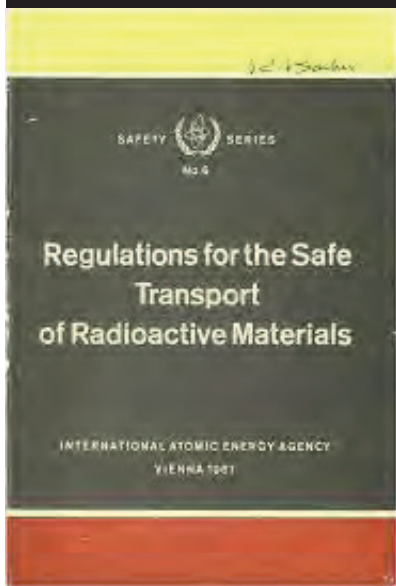
- La presentación tiene como objetivo resumir a la Misión la racional de la propuesta Argentina de un **Código de Conducta para Facilitar el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos** como una posible solución al desafío de las **denegaciones de envío ('denials of shipment', DoS).**

Antecedentes de DoS

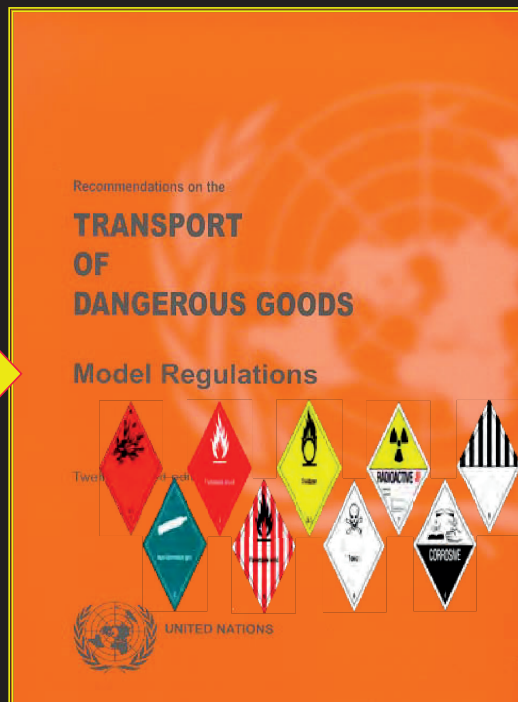
- A partir del OIEA, se estableció un régimen internacional de seguridad del transporte de materiales radiactivos.
- Se logró un extraordinario nivel de seguridad y protección.
- No obstante → se multiplicó la denegación de envío (DoS).
- DoS genera problemas de seguridad (*security* en particular).
- Durante más de 20 años la Conferencia General del OIEA urgió al OIEA de resolver el problema DoS.
- **¡DoS se convierte en un desafío irresoluto!**

2.

Régimen de seguridad del transporte de materiales radioactivos



A Ginebra



29 January, 2024

S

7

Normas de seguridad del OIEA para la protección de las personas y el medio ambiente

Principios fundamentales de seguridad

Con el patrocinio conjunto de

EURATOM FAO OIEA OIT OMI AEN/OCDE OPS PNUMA OMS



IAEA

WHO

No. SF-1



Normas de seguridad del OIEA
para la protección de las personas y el medio ambiente

Principios fundamentales de seguridad
No. SF-1

Con el patrocinio conjunto de
BIRNOR FRO OIEA OIT OMI AEN/OCDE OPS PNUMA OMS
IAEA WHO

Normas de seguridad del OIEA
para la protección de las personas y el medio ambiente

Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad
Requisitos de Seguridad Generales, Parte 3
Nº GSR Part 3

Patrocinada conjuntamente por
AEN de la OECD, CE, FAO, OIEA, OIT, OMS, OPS, PNUMA
NEA IAEA WHO UNEP

Normas de seguridad del OIEA
para la protección de las personas y el medio ambiente

Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos
Edición de 2018

Requisitos de Seguridad Específicos
Nº SSR-6 (Rev. 1)

IAEA
Organismo Internacional de Energía Atómica

s 9

Normas de seguridad del OIEA
para la protección de las personas y el medio ambiente

Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos
Edición de 2018

Requisitos de Seguridad Específicos
Nº SSR-6 (Rev. 1)

IAEA
Organismo Internacional de Energía Atómica

A Ginebra

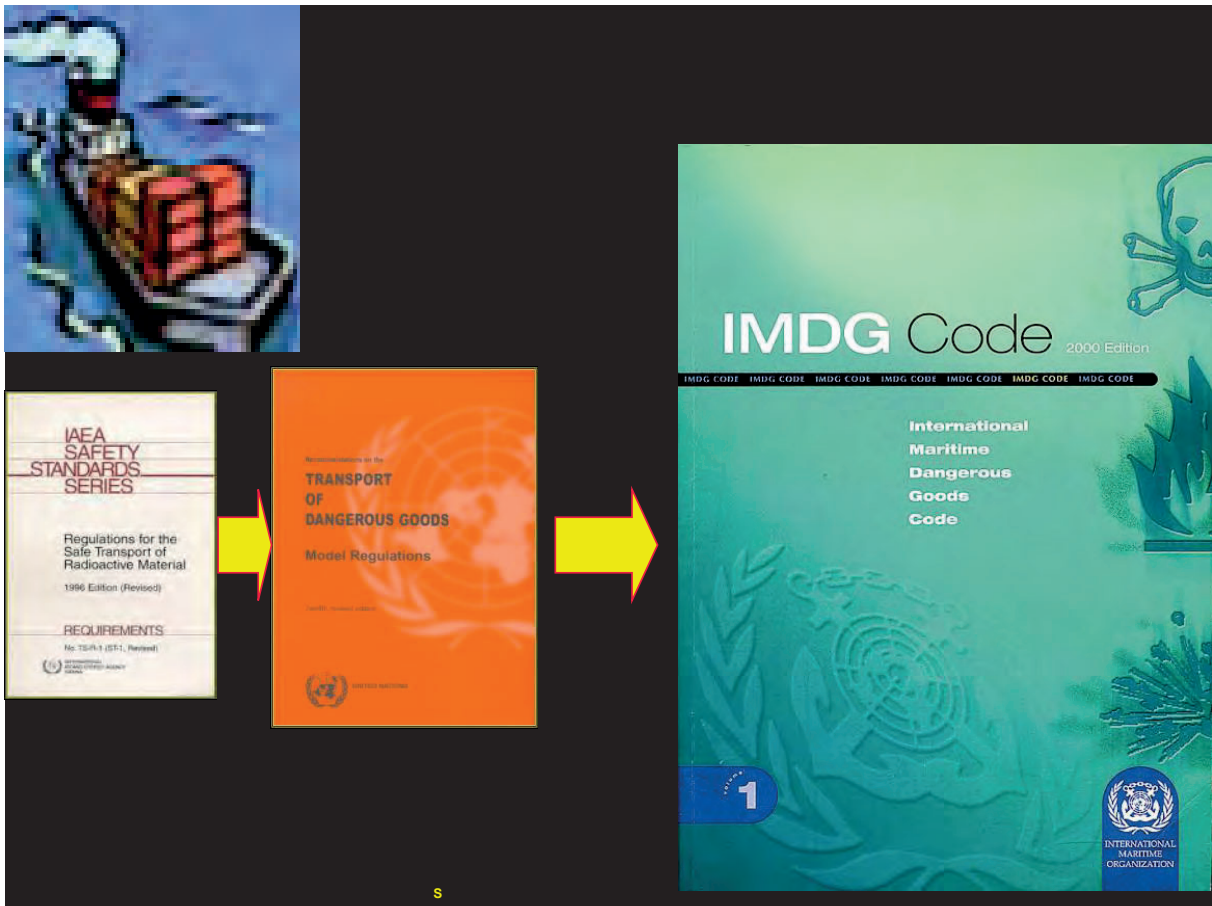
Recommendations on the
TRANSPORT OF DANGEROUS GOODS
Model Regulations

UNITED NATIONS

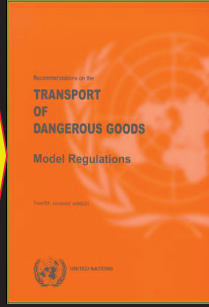
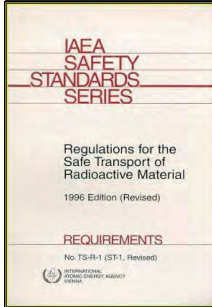
29 January, 2024 s 10



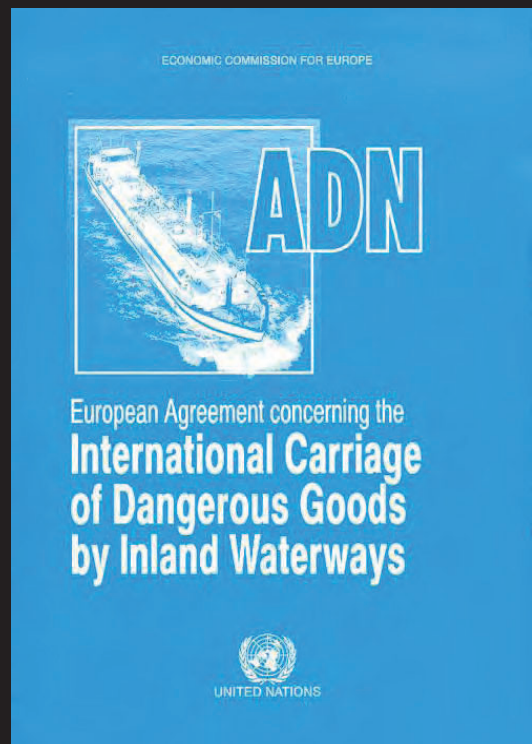
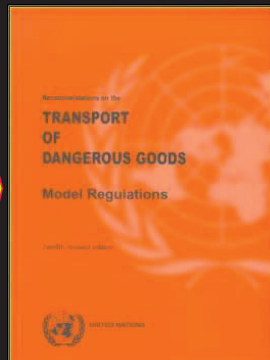
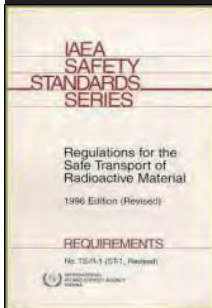
S



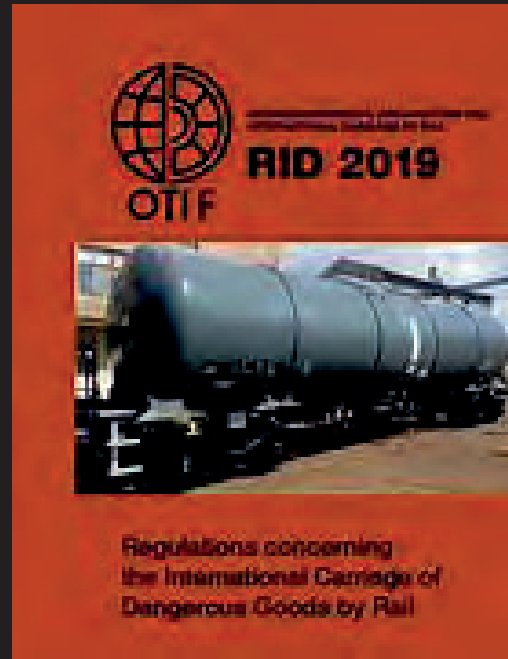
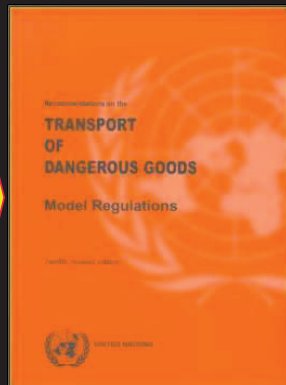
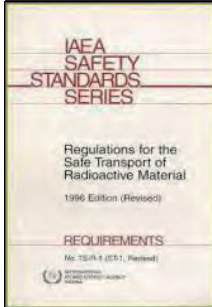
S



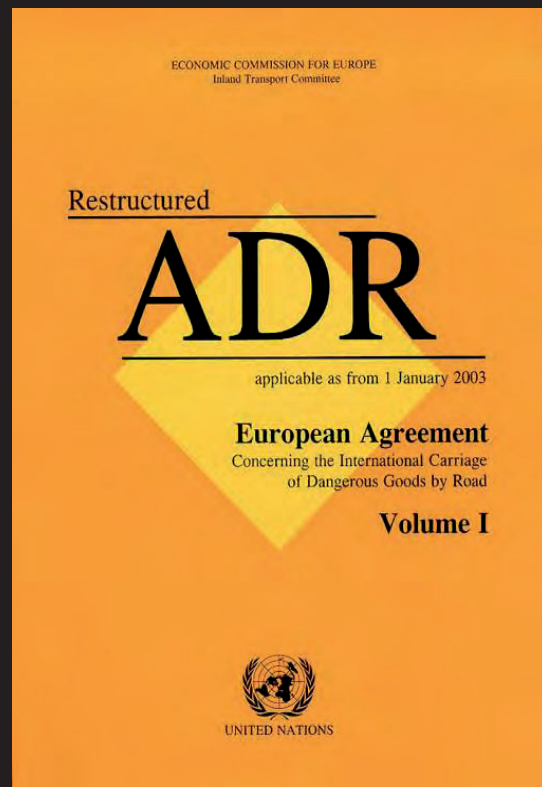
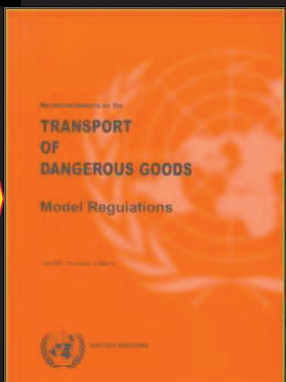
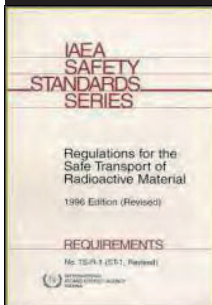
S



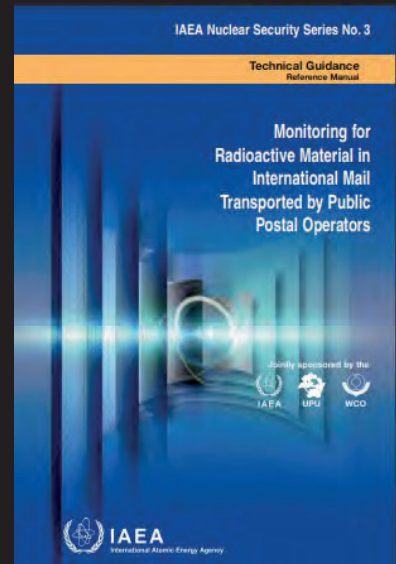
S



S



S



UN/SCEGHS/39/INF.33/Add.2

Committee of Experts on the Transport of Dangerous Goods and on the Globally Harmonized System of Classification and Labelling of Chemicals

Sub-Committee of Experts on the Globally Harmonized
System of Classification and Labelling of Chemicals

4 December 2020

Thirty-ninth session

Geneva, 9-11 December 2020

Item 5 (b) of the provisional agenda

Implementation of the GHS:

Reports on the status of implementation

UN/SCEGHS/39/INF.33/Add.2

MERCOSUR

Member states: Argentina, Brazil, Paraguay, and Uruguay

GHS implementation status	
Transport of dangerous goods	Implemented For transport of dangerous goods between member states of the Common Market of the South (MERCOSUR) the agreement on the inland transport of dangerous goods (Acuerdo sobre Transporte de Mercancías Peligrosas en el MERCOSUR, 1994) which was updated in accordance with the 17th revised edition of the UN Model Regulations by Decision 15/2019 of 4 December 2019, applies.

Como resultado de este régimen internacional,
el transporte de material radiactivo ha
logrado un
récord envidiable de
seguridad y protección
pública y ocupacional.

Sin embargo, a pesar de sus logros en materia de seguridad y protección, el transporte de material radiactivo se ha visto obstaculizado por el fenómeno de:

la denegación de envíos

(Denial of Shipment, DoS)

s

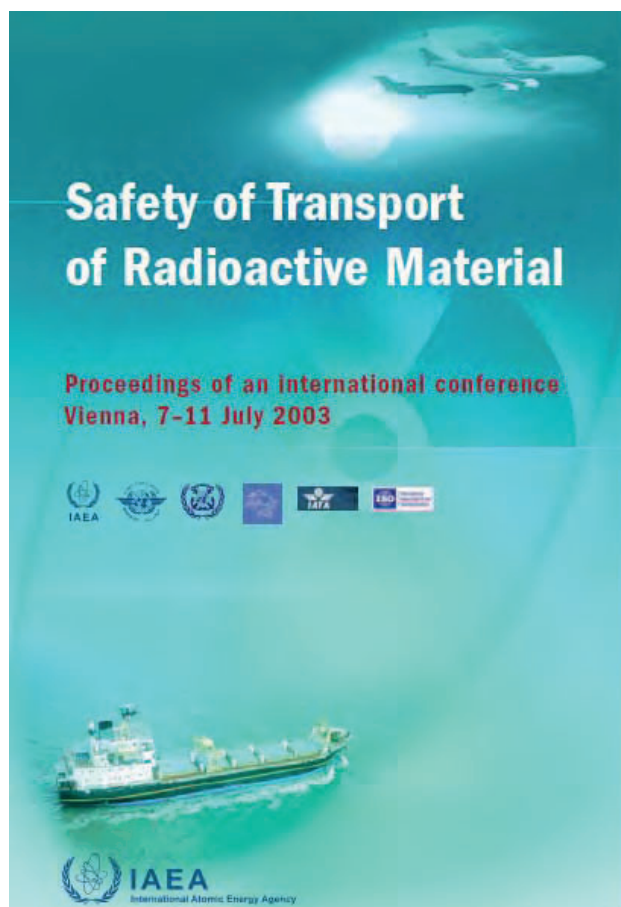
3. DoS

DOS puede ser descrito como sigue:

Efecto acumulativo de políticas de no aceptar materiales radiactivos por parte de

- *transportistas,*
- *puertos y/o aeropuertos,*
- *canales,*
- *terminales y/o*
- *instalaciones de manejo,*

independientemente de que los materiales sean transportados de conformidad con el régimen internacional de seguridad.



First reference to
DoS:
**Conferencia
Internacional de
2003 sobre la
Seguridad del
Transporte de
Material
Radiactivo**

El Embajador Atilio Molteni fue quien, como Presidente del Comité del 'Whole' resolvió una importante impasse en transporte



A pesar de los pedidos de la Conferencia General y de los esfuerzo de organizaciones internacionales y de los transportadores...

- **El desafío de DoS no se ha resuelto.**
- **La solicitud de los Estados no se satisfizo.**

Why a solution have been elusive?

...quizás porque...

- ni las organizaciones internacionales ni los transportadores navales, aéreos o terrestres pueden resolver solos el desafío del DoS.
- La solución podría estar en las manos de quienes urgen por una solución:

¡Los propios ESTADOS!

4.

Una posible solución

Un Código de Conducta que facilite el transporte

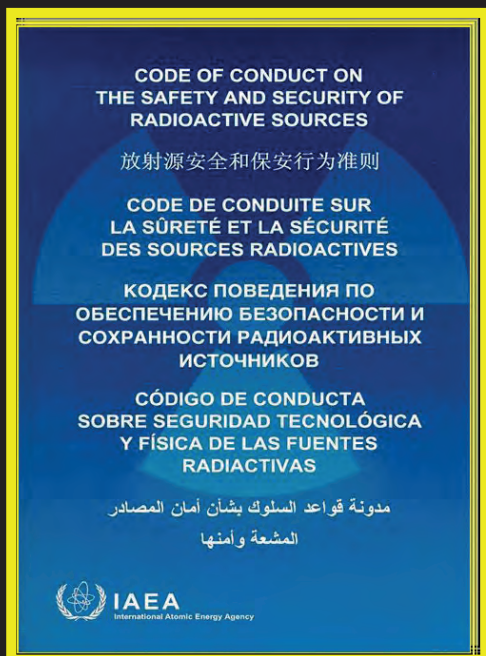
¿Qué es un 'Código de Conducta'?

Un compromiso político de Estados sobre:

- comportamiento,**
- desempeño, y**
- logro.**

**No es un compromiso jurídicamente
vinculante para los Estados.**

Antecedentes de ‘Códigos de Conducta’



Elementos de un Código de Conducta

Declaraciones preambulares...

...en las que los Estados:

- describen sus:
 - cogniciones
 - deseos, y
 - enunciaciones; e
- indican sus:
 - reconocimientos,
 - reflexiones, y
 - apreciaciones.

Pronunciamientos...

...en la que los Estados deciden y declaran:

- acciones
- normas
- reglas, y
- responsabilidades...

..a las que se desean comprometer.

5.

Elementos de un posible Código de Conducta

(para facilitar el transporte y prevenir DoS)

**Declaraciones sugeridas para el
preámbulo**

LOS ESTADOS MIEMBROS DEL OIEA:

- **Tomando nota** de que los materiales radiactivos se utilizan en todo el mundo para una amplia variedad de **finés** **beneficiosos**.
- **Consientes** que se transportan muchos **millones de envíos de material radiactivo** en todo el mundo.
- **Conociendo** que el transporte de materiales radiactivos no es una **instalación regulada**.

- **Reconociendo** la necesidad de **proteger** a las personas, la sociedad y el medio ambiente.
- **Conscientes** de que se han elaborado y establecido **normas internacionales e intergubernamentales** de seguridad para el transporte de materiales radiactivos bajo los auspicios del sistema de las Naciones Unidas.
- **Conscientes además** de que el Reglamento de Transporte es utilizado universalmente.

- **Reconociendo** que el **historial de seguridad** del transporte de materiales radiactivos ha sido excelente .
- **Atentos** a que a pesar de ello, el transporte de material radiactivo se ha visto **obstaculizado por DoS**.
- **Observando** que DoS es preocupante para las autoridades reguladoras debido a su inherente **desafío a la seguridad**.
- **Observando además** que DoS impide el **uso oportuno** de materiales radiactivos.

- **Reconociendo entonces** la necesidad de que los Estados **faciliten** el transporte seguro de materiales radiactivos, — entre otras medidas — **evitando DoS**.
- **Reconociendo además** la autoridad de los Estados para facilitar el transporte de materiales radiactivos.
- **Conscientes** de que varios Estados pueden carecer de la infraestructura reglamentaria adecuada para hacer frente a situaciones de DoS, y que dichos Estados pueden necesitar la cooperación técnica adecuada.

- **Reconociendo** la función universal del OIEA en el establecimiento del Reglamento de Seguridad en el Transporte y en las provisiones para su aplicación.
- **Destacando** la importancia de la cooperación internacional para mejorar aún más la seguridad y la protección del transporte de materiales radiactivos.
- **Alentando, por lo tanto,** esfuerzos intergubernamentales para abordar y evitar problemas relacionados con DoS.

Pronunciaciones sugeridas

**LOS ESTADOS MIEMBROS DEL
OIEA DECIDEN...**

....que el siguiente

Código de Conducta

sirva de guía a los Estados para:

- **la facilitación del transporte seguro de materiales radiactivos, y**
- **la prevención de situaciones DoS.**

Para ello, los Estados declaran su adhesión a las siguientes compromisos políticos, no vinculantes jurídicamente :

1. **Designar** un punto de contacto

responsable en el Estado con el mandato de **implementar el Código de Conducta**.

2. **Establecer** un mecanismo informativo sobre cualquier **diferencia significativa** entre sus reglamentos nacionales y los reglamentos internacionales para el transporte de materiales radiactivos.

3. **Establecer** una red nacional de las **principales partes responsables** en facilitar el transporte seguro de materiales radiactivos

(reguladores, organismos gubernamentales de transporte, aduanas, expedidores, transitarios, transportadores, autoridades portuarias).

4. **Convocar** reuniones periódicas de esa red para de identificar los desafíos de DoS.

5. **Invitar** a participar de dichas reuniones de la red nacional a **representantes de Estados afectados** y de organizaciones internacionales y regionales pertinentes, en calidad de observadores.

6. **Mantener y publicar** una **base de datos** accesible de las autoridades nacionales competentes responsables del transporte de materiales radiactivos y de los reglamentos pertinentes.

7. **Asegurar**, dentro de su jurisdicción nacional, **la disponibilidad de puertos y aeropuertos** que permitan la **importación, exportación, transbordo y tránsito** de materiales radiactivos que cumplan con las normas internacionales de seguridad.

8. **Dotar** a estos puertos y aeropuertos de **personal calificado** responsable de la seguridad en el transporte de materiales radioactivos.

9. Permitir el tránsito de materiales radiactivos a través de puertos y aeropuertos designados bajo su jurisdicción, incluso si los materiales no están destinados al Estado.

10. Realizar evaluaciones periódicas de la situación de DoS en el Estado, a fin de determinar la resiliencia nacional al DoS.

6.

Epílogo

**En conclusión,
la Argentina ha recomendado
al OIEA:**

- 1. Informar** a los Estados que, con el apoyo de expertos **consultores**, se ha preparado un proyecto de **Código de Conducta**
- 2. Convocar** a una **Reunión Técnica Formal**, con una **amplia representación de Estados**, para discutir, revisar y eventualmente aprobar dicho proyecto de Código.

3. **Someter** el proyecto final de Código de Conducta la **aprobación de la Junta de Gobernadores** del OIEA.
4. **Informarlo** a la Conferencia General del OIEA, en respuesta a sus Resoluciones.
5. **Remitir** una nota del Director General del OIEA a los representantes de los Estados invitando a sus gobiernos a adherirse al Código de Conducta.



Av. del Libertador 8250
Buenos Aires
Argentina

+541163231757/8

¡Muchas gracias!

abel_j_gonzalez@yahoo.com

Secuelas del Accidente de Fukushima Dai-ichi: descarga de agua tritiada al mar

González, A.J.

El Ing. Abel J. González, en su carácter de experto internacional, integra el Grupo de Trabajo del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) para controlar la seguridad de la descarga al mar del agua tratada de la Central Nuclear de Fukushima. El Grupo de Trabajo está conformado por funcionarios del OIEA y expertos independientes de 11 países del mundo.

Agenda para la Sesión de la Mesa Directiva ACMAR
Martes 7 de noviembre 2023 – 17:30 horas
(virtual)

**Secuelas del Accidente de
Fukushima Dai-ichi:
Descarga de agua tritiada al mar**

Abel J. González

Representante ante el Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas
Miembro de la Comisión de Estándares de Seguridad del OIEA y del Comité de Protección Radiológica y Salud Pública de la NEA(OECD)

Autoridad Regulatoria Nuclear; ☒Av. Del Libertador 8250;(1429)Buenos Aires,Argentina ■+54 1163231306; ✉abel_j_gonzalez@yahoo.com

Contenido

- 1. Breve descripción del accidente**
- 2. Secuelas la descarga de agua**
- 3. Resumen**

Parte 1
**Breve descripción
del accidente**

Fukushima Dai-ichi NPP

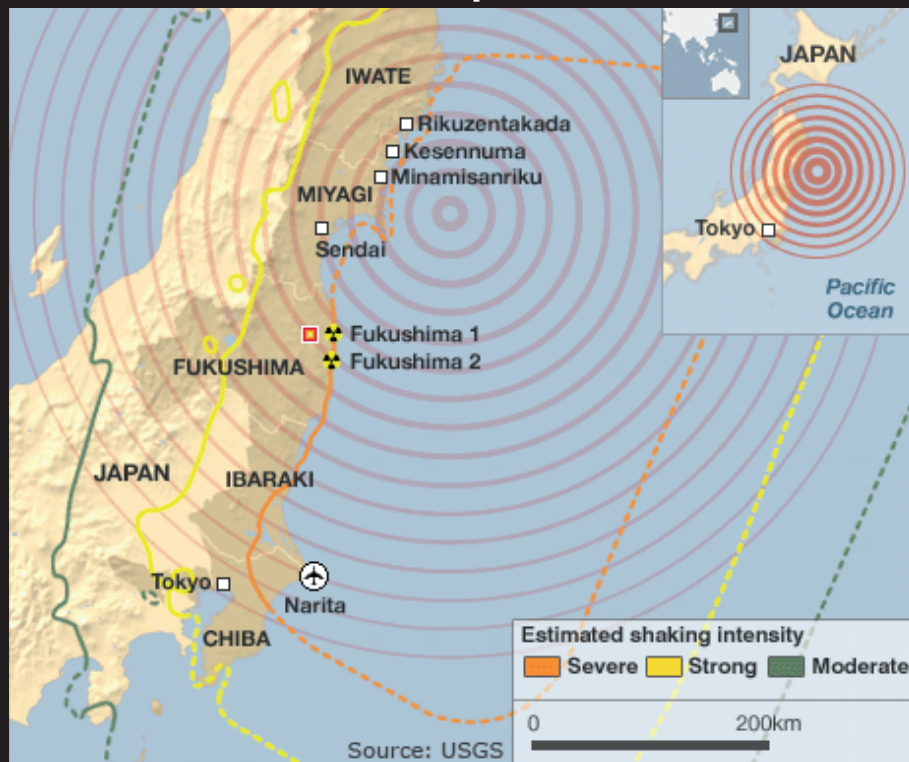


¿Qué sucedió en Fukushima?

¿Qué sucedió?

- El 11 de marzo de 2011, la Central Nuclear fue sacudida por un terremoto catastrófico de magnitud 9,0 que destruyó infraestructura de ciudades en todo el litoral nororiental del Japón.

Áreas afectadas por el terremoto





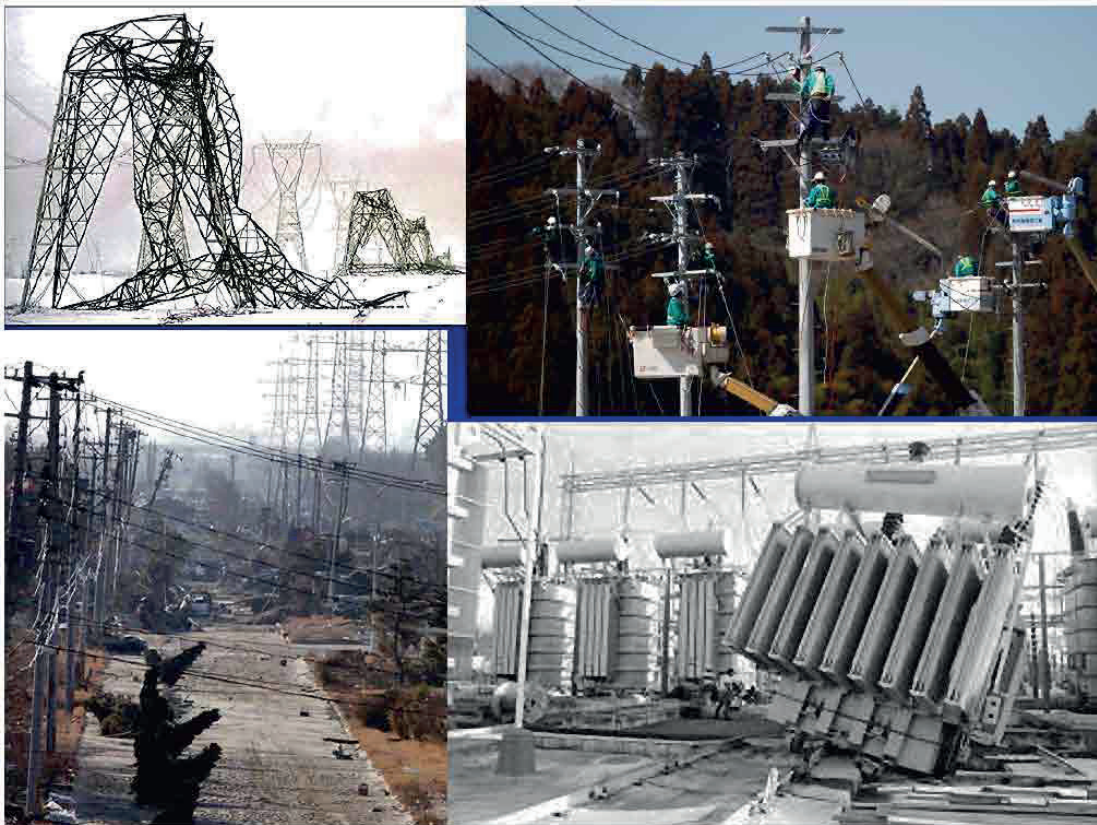
El sismo no conllevó consecuencias de seguridad inmediatas para la Central

El sismo no causó daño a la Central.

Sus reactores se detuvieron en forma segura.

¿Cómo siguió?

Sin embargo, el terremoto también anuló el suministro eléctrico de toda la zona.



Potenciales consecuencias para la Central

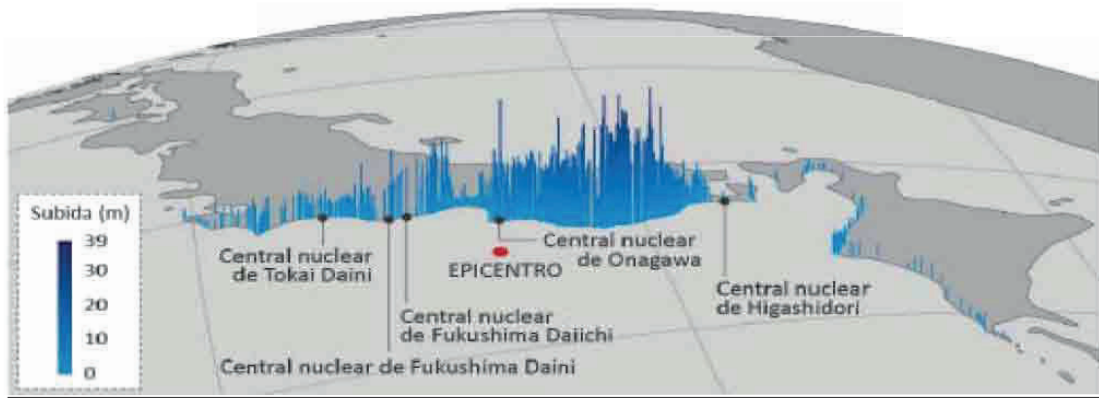
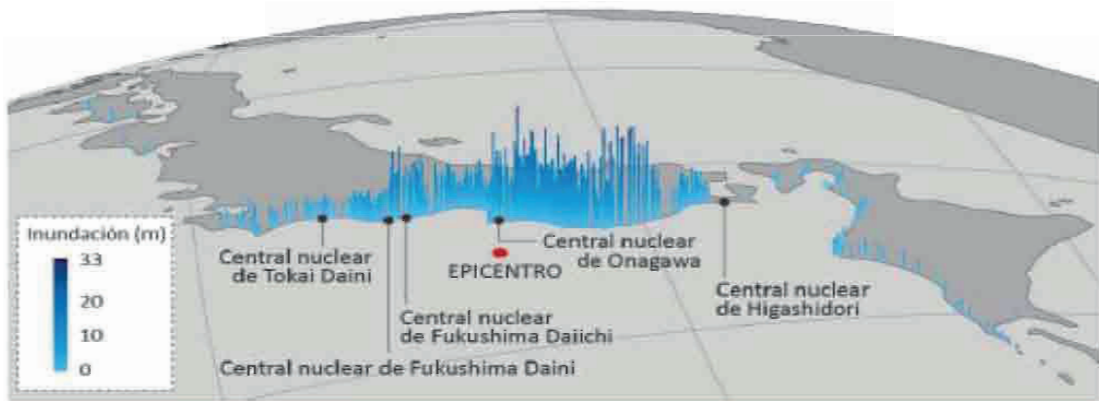
- La falta de suministro exterior de electricidad hace que no puedan operar los sistemas de refrigeración de los reactores detenidos.
- Pero, un sistema de **generadores diesel de emergencia** reemplazó al suministro de electricidad exterior y los reactores continuaron refrigerándose.



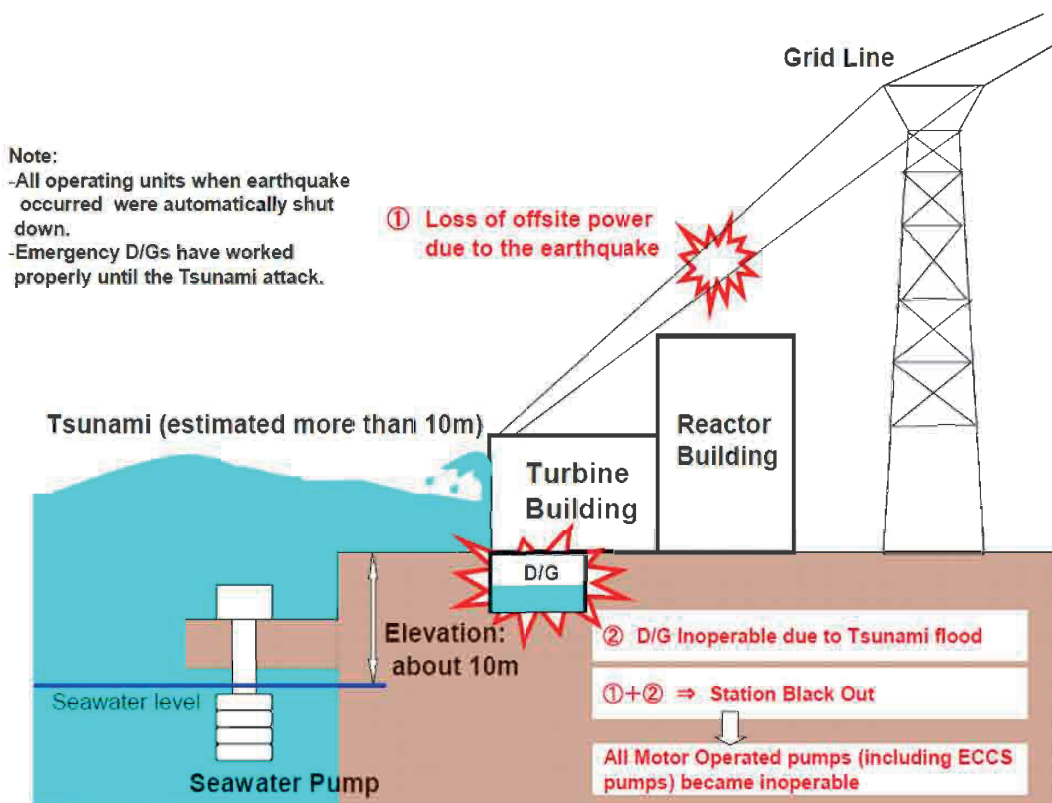
...pero...

Un gran tsunami, de muchos metros de altura inundó toda la zona, mató a más de 30000 personas, e inutilizó a los generadores diesel.... **¡suprimiendo el enfriamiento de los reactores detenidos!**









¿Cuáles fueron las consecuencias?

- Parte del combustible nuclear se fundió.
- Zircaloy+agua generó hidrógeno explosivo.
- La contención fue insuficiente.

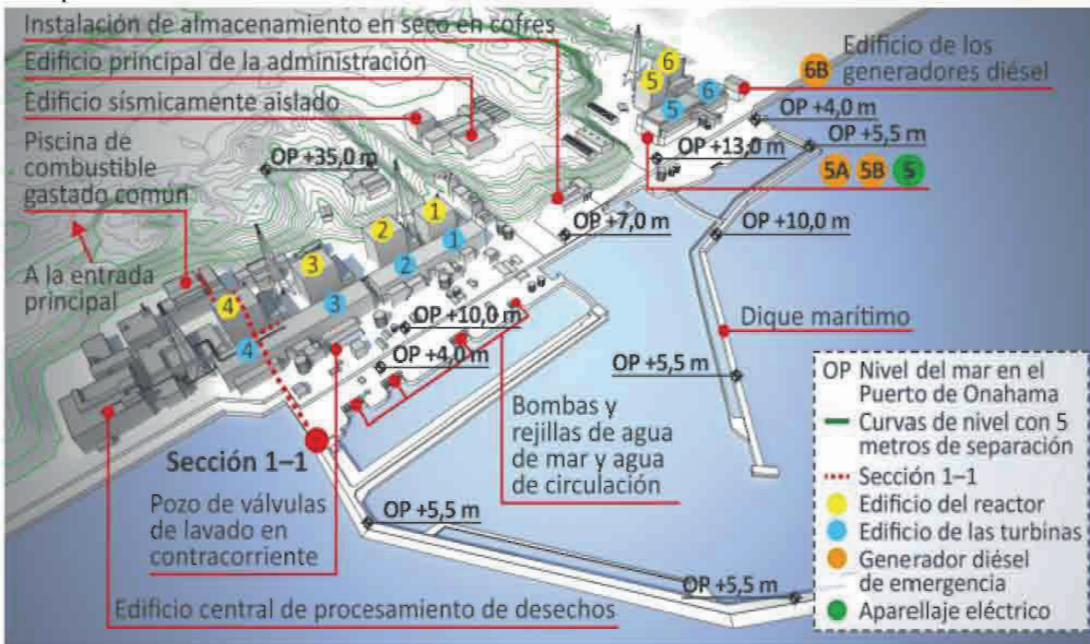
¡Se liberaron grandes cantidades de material radioactivo al medio ambiente!

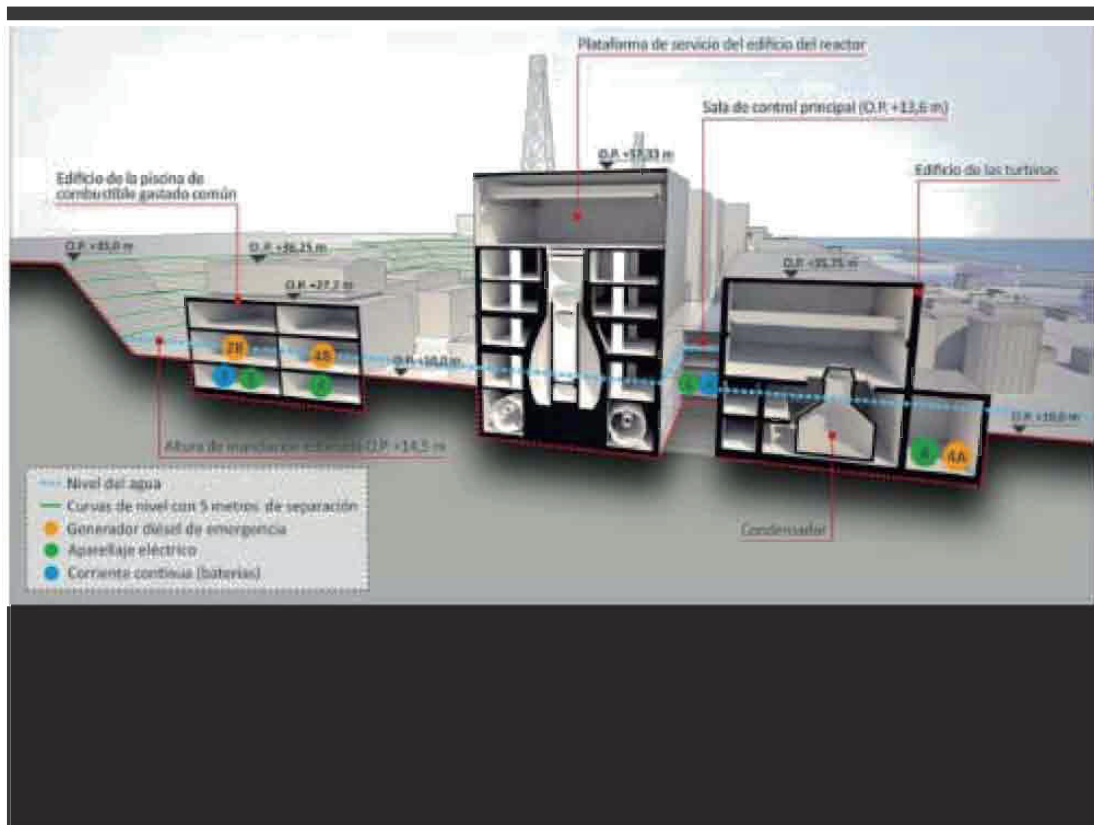


La raiz de todos los problemas

Emplazamiento

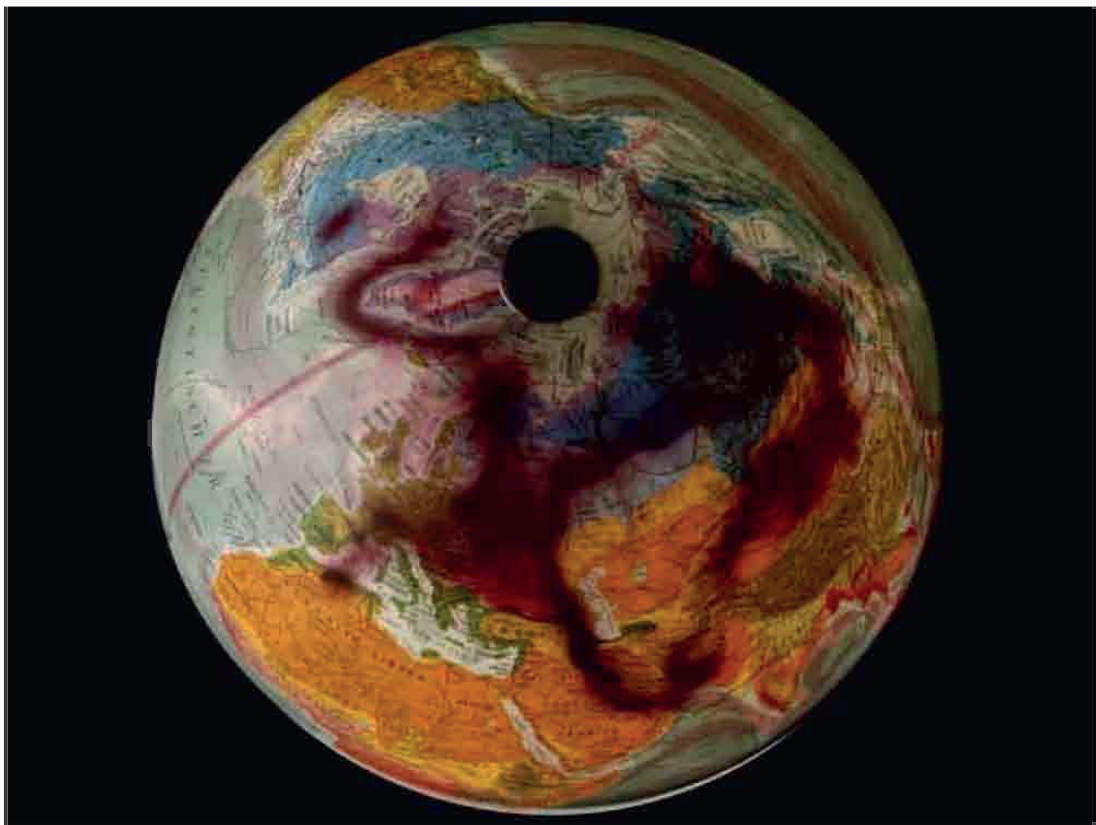
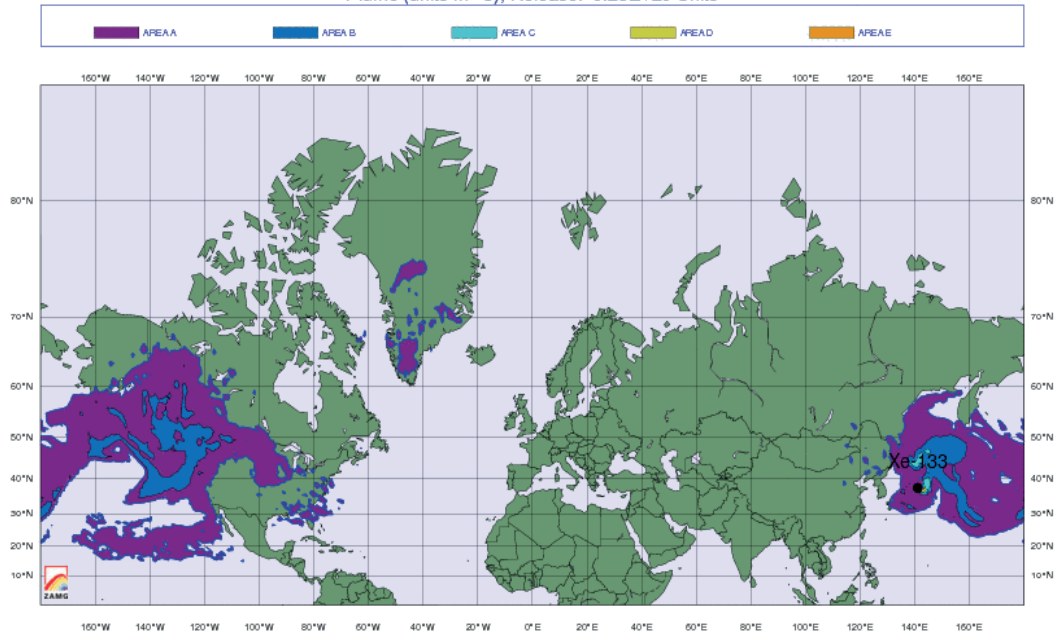
Perspectiva

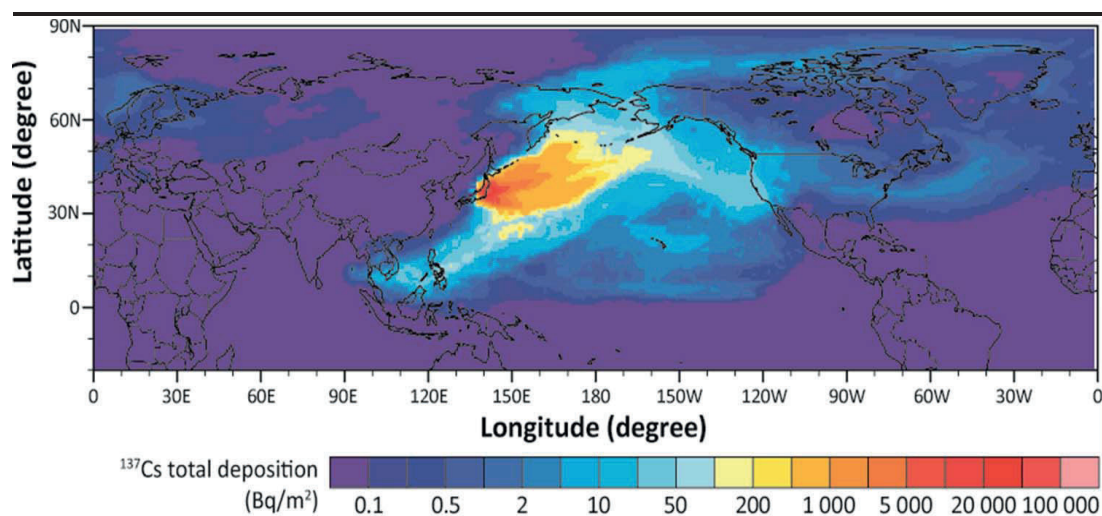




Descarga al mar del accidente

AKW_FUKUSHIMA-Xe-133
20110508-000000
Plume (units m⁻³), Release: 0.25E+20 Units



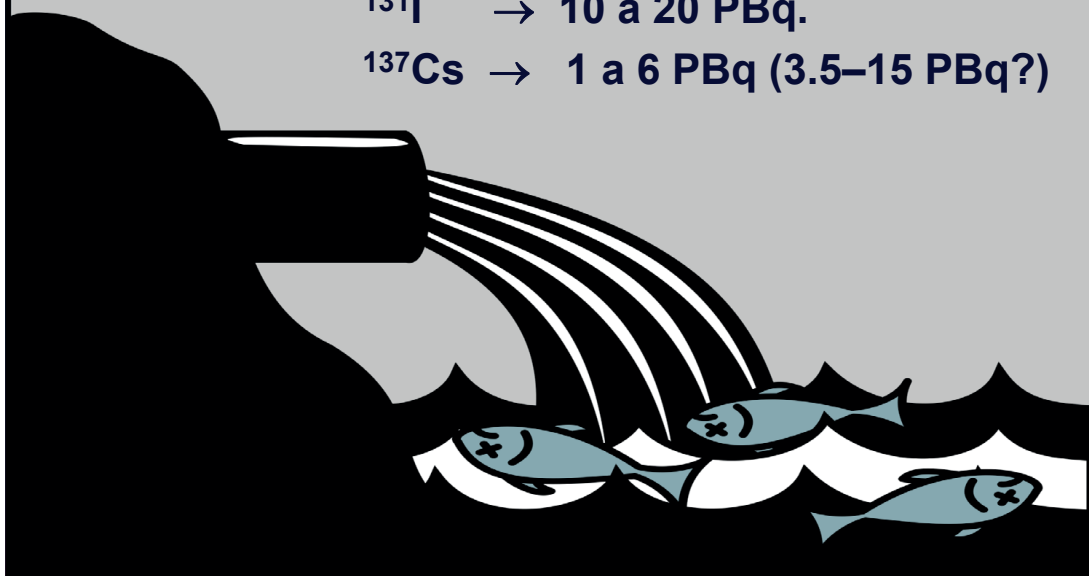


Depósito sobre el océano

Dischargas al mar en el sitio

^{131}I → 10 a 20 PBq.

^{137}Cs → 1 a 6 PBq (3.5–15 PBq?)

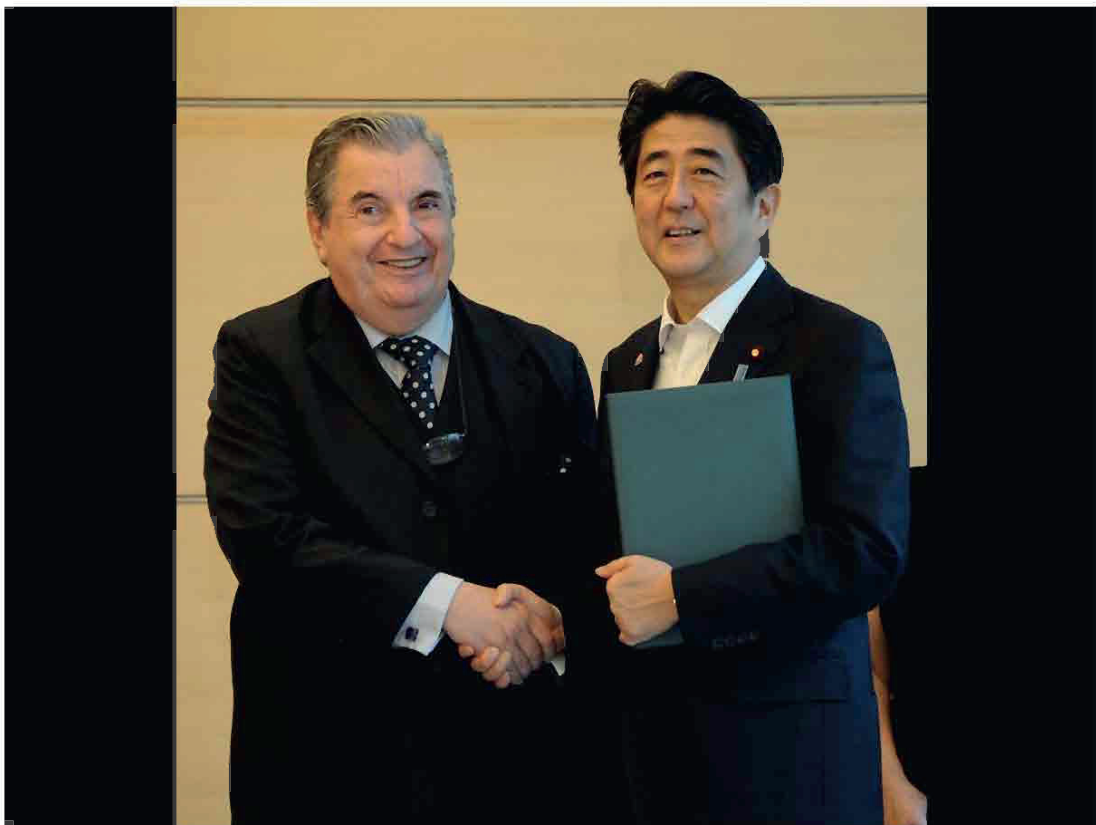
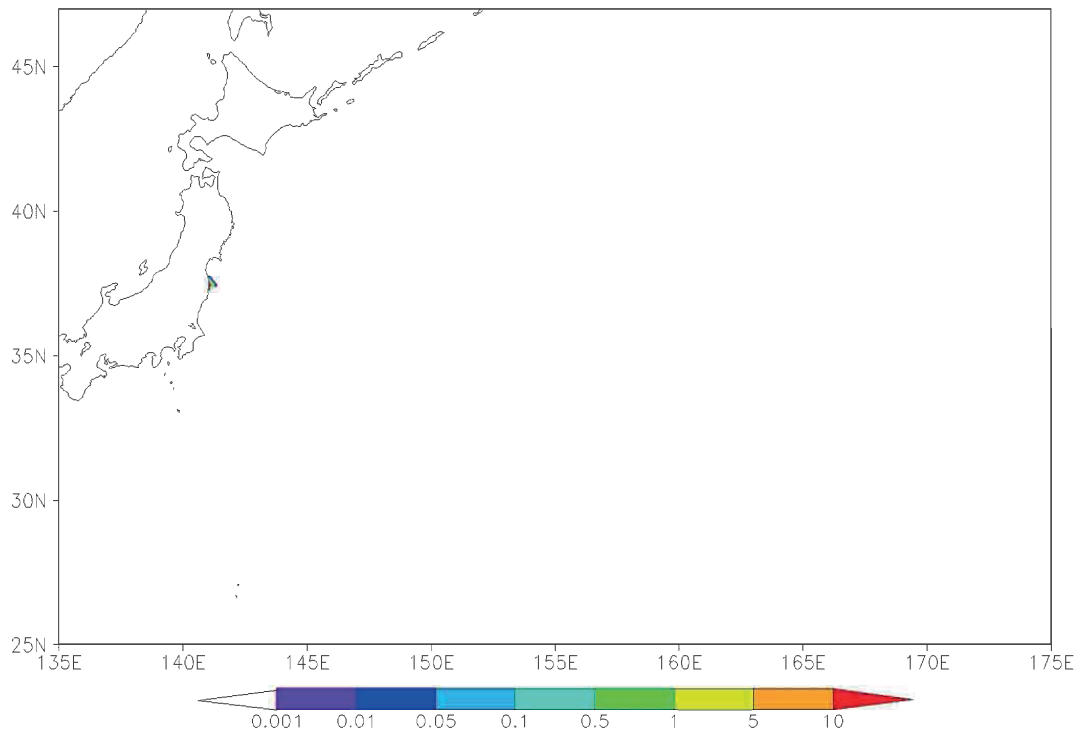


Dispersión oceánica

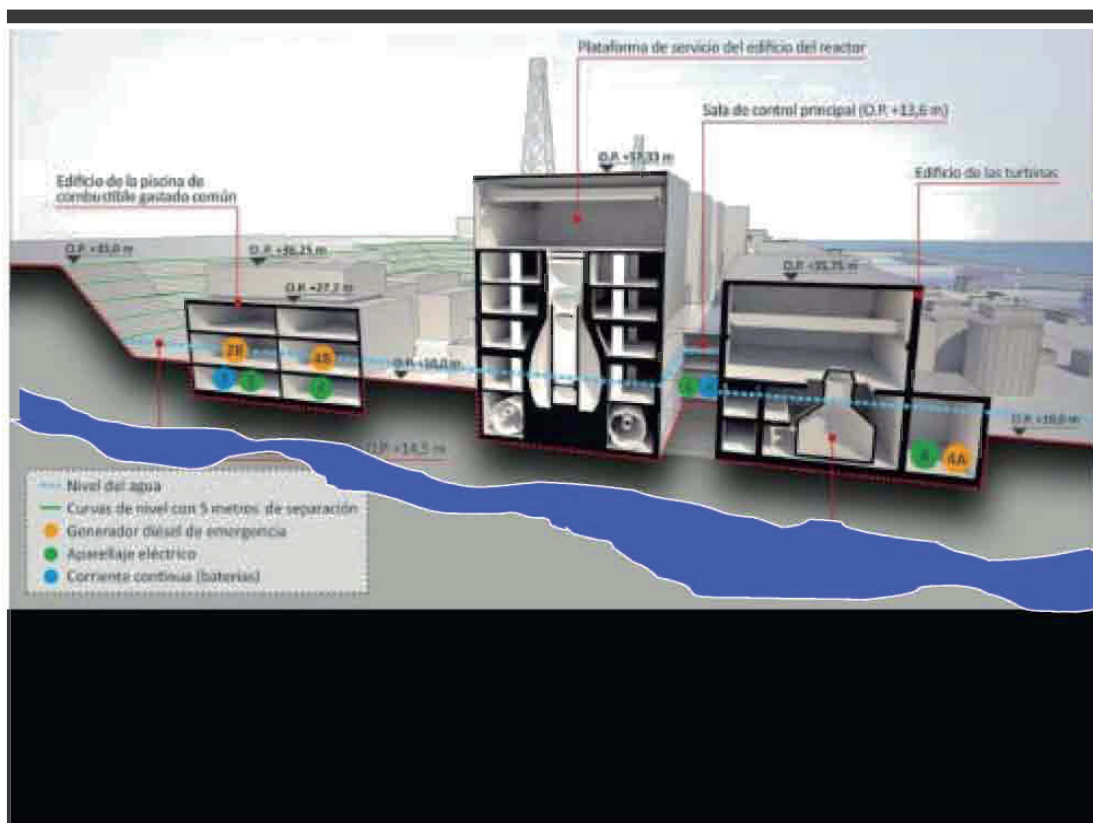


- Transporte hacia el este con la corriente de Kuroshio.
- A grandes distancias a través del giro del Océano Pacífico Norte Altamente diluido en el agua del mar

Cs-137 (2011 MAR 21)

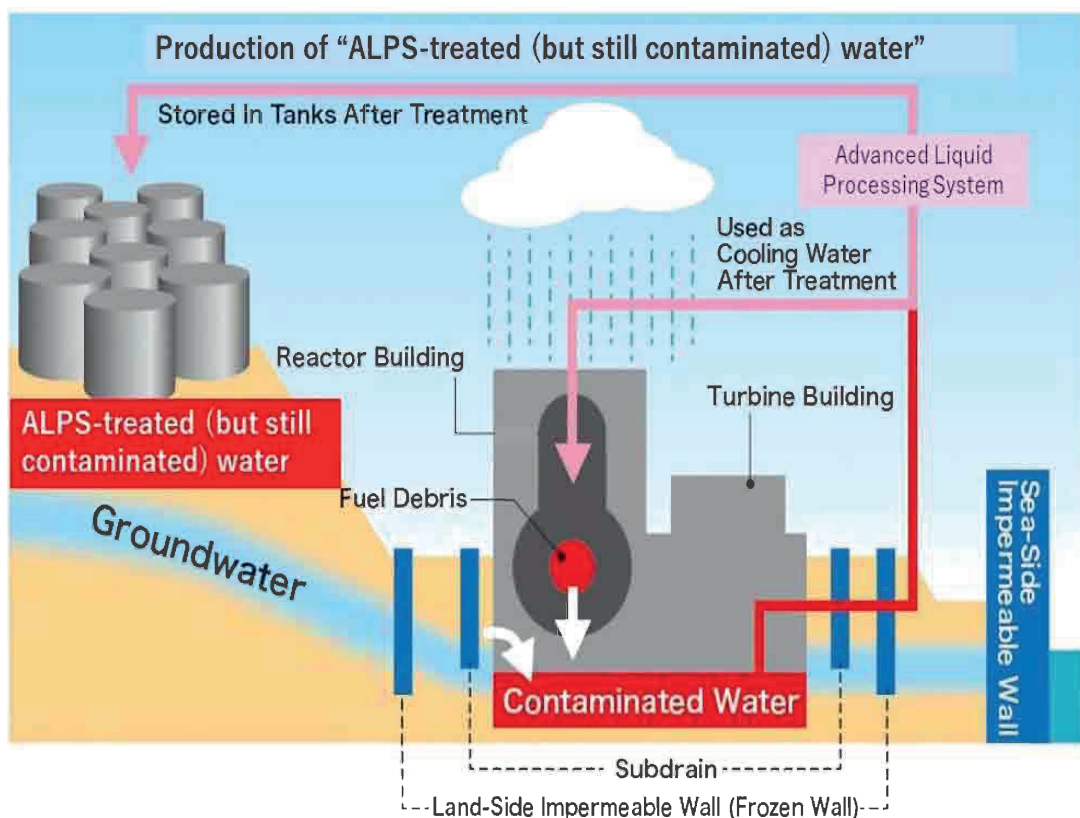


Las secuelas: el problema del agua



Se generó mucha agua residual y la estrategia decidida por Japón fue acumularla.

¡Y la capacidad de acumulación se ha agotado!





Política de Japón→Respuesta OIEA

- En abril de 2021 el Japón anunció su Política para la gestión del agua almacenada en la central nuclear de Fukushima Daiichi:
 - tratarla mediante el un **Sistema Avanzado de Procesamiento de Líquidos (ALPS)**; y luego
 - descargarla en el mar que rodea la central, con sujeción a las aprobaciones reglamentarias nacionales.
- Poco después de tomada esa decisión, el Japón solicitó al OIEA **provisiones para la aplicación de las Normas internacionales a la descarga**, con el fin de garantizar que se respeten.
- El OIEA esta llevando a cabo esa aplicación

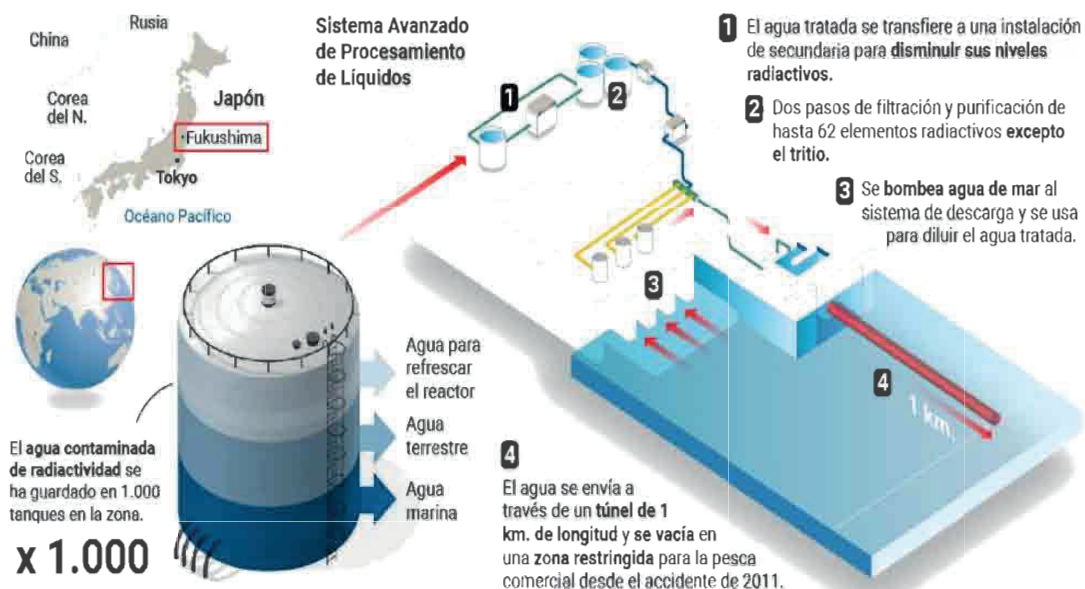
La respuesta del OIEA

- El OIEA en respuesta al requerimiento de Japón hizo un examen técnico y hace un seguimiento continuo para evaluar si la operación de descarga del agua tratada mediante el ALPS durante las próximas décadas respeta las normas de seguridad del OIEA.

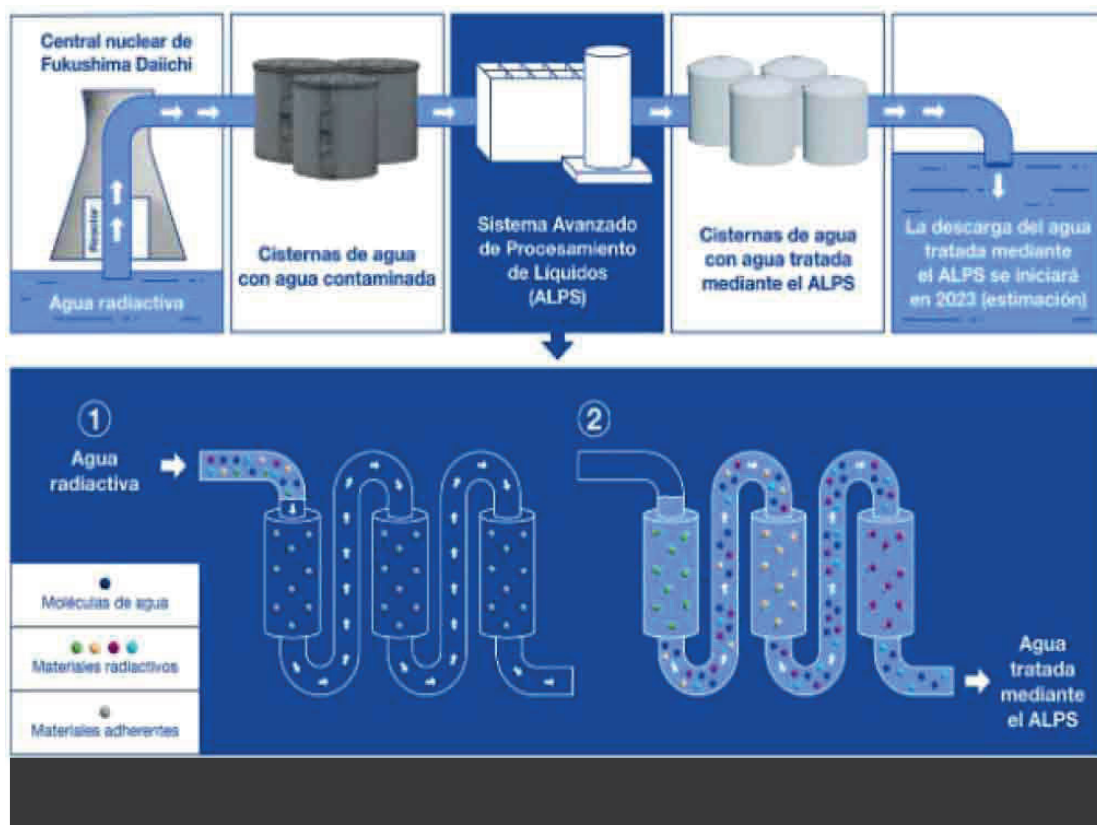
El Grupo de Tareas del OIEA compuesto por expertos de:

- Argentina,
- Australia,
- Canadá,
- China,
- Estados Unidos,
- Rusia,
- Francia,
- Islas Marshall,
- Reino Unido,
- Corea y
- Viet Nam

SE VERTIRÁN AL PACÍFICO 1,32 MILLONES DE TONELADAS DE AGUA RESIDUAL



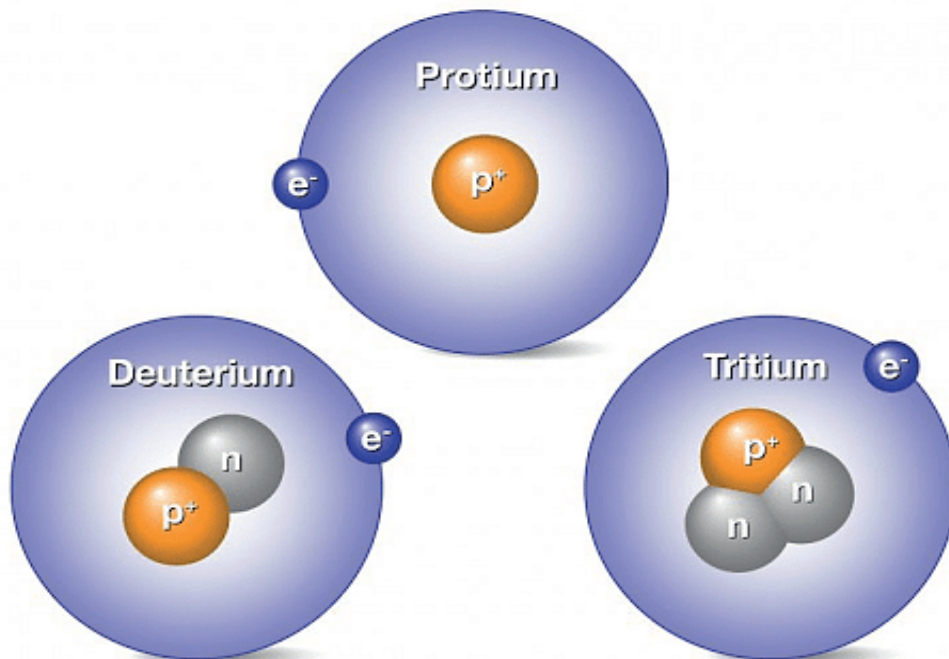
Descarga del agua de Fukushima Daiichi tratada mediante un Sistema Avanzado de Procesamiento de Líquidos (ALPS)



El problema mayor desde el punto de vista de la comunicacion

¡El ALPS no remueve el tritio!

ISOTOPOS DEL HIDROGENO



El tritio se produce naturalmente en la atmosfera

Tasa de producción : 148 PBq/año

Tres fuentes principales

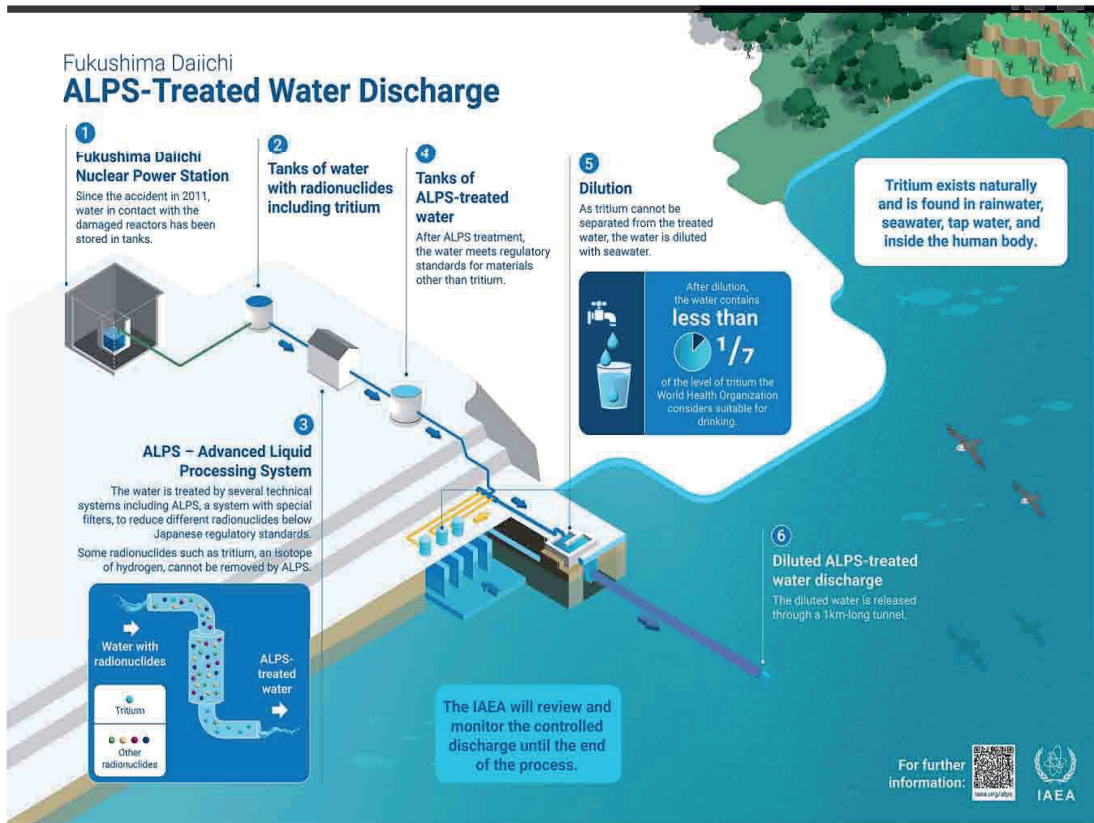
- **Interacción de rayos cósmicos galácticos.**
- **Interacción de partículas aceleradas por llamaradas solares.**
- **Acreción del sol**

49

Tritio natural → agua tritiada

- **El ^3H se convierte rápidamente en HTO.**
- **Agua superficial continental: 0,4 Bq/L**
- **Océanos : 0,1 Bq/L**
- **Seres humanos ingieren 500 Bq/año,**
- **Dosis resultante de aproximadamente 0,01 μSv .**

50



**Laboratorios del OIEA
responsables de la corroboración**

Laboratorios del OIEA en Seibersdorf



Laboratorios Marinos del OIEA en Mónaco



Laboratorio de Hidrología del OIEA en Viena



Laboratorio de Monitoraje Ocupacional del OIEA en Viena



Resumen del inventario de tritio

- Inventario al momento del accidente: 3,4 PBq
- Inventario que debería haber hoy: 1,7 PBq
- Inventario en los tanques: 0,7 PBq
- Liberación del accidente al ambiente (depende cuando se liberó): entre 1 PBq y 2 PBq
- Descargas actuales
 - Primera descarga (7800 m³): 0,0011 PBq
 - Segunda descarga (7800 m³): 0,0011 PBq
 - Tercera descarga (7800 m³): 0,001 PBq
 - Cuarta descarga planeada (7800 m³): 0,0014 PBq

Algunas referencias sobre el tritio

- Generación natural de tritio
148 PBq/año
- Liberación durante los ensayos nucleares:
186.000 PBq en 30 años

(Inventario total en los tanques 0,7 PBq)

Las Naciones Unidas sobre el tritio

“Si bien se ha realizado una serie de estudios epidemiológicos entre trabajadores y miembros de la población que podrían haber estado expuestos al tritio, hasta el momento, en ninguno de ellos se ha observado un aumento de la frecuencia de cáncer entre los grupos de población expuestos atribuible a la exposición a las radiaciones de tritio.”

(Referencia: Naciones Unidas Informe del Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas 63º período de sesiones (27 de junio a 1 de julio de 2016) Asamblea General Documentos Oficiales Septuagésimo primer período de sesiones Suplemento núm. 46, Documento A/71/46, Naciones Unidas, Nueva York, 2016.)



Av. del Libertador 8250
Buenos Aires
Argentina

+541163231758

¡Muchas gracias por la atención!

abel_j_gonzalez@yahoo.com

60

Consolidación del exitoso Programa del OIEA de Asistencia en Radioprotección: devenir de nuevos desafíos para 2020-2030

González, A.J.

Esta presentación formó parte de la apertura de la [Reunión de Expertos para el Fortalecimiento de los Órganos Reguladores en América Latina y el Caribe](#), en la que participaron las máximas autoridades de los Organismos Reguladores de Argentina, Brasil, Chile, Cuba y México, junto a representantes del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) y del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

**Reunión de expertos sobre el Fortalecimiento de los Órganos
Reguladores en América Latina y el Caribe
(OIEA-EVT2302941)**

Palacio de Congresos de Granada; Granada, España; 21 al 23 noviembre de 2023

**Consolidación del Exitoso Programa del OIEA
de Asistencia en Radioprotección :
Devenir de Nuevos Desafíos para 2020-2030**

Abel J. González

Autoridad Regulatoria Nuclear

Academias: de Ciencias de Bs.As, del Mar, y del Ambiente

Representante ante el United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR)

Miembro de la Commission of Safety Standards del OIEA

Ex-Vice-Presidente de la International Commission on Radiological Protection (ICRP)

Autoridad Regulatoria Nuclear; ✉ Av. Del Libertador 8250; (1429) Buenos Aires, Argentina 📞 +54 1163231306; 📧 abel_j_gonzalez@yahoo.com

Antecedentes

**¡La regulación de la protección
contra las radiaciones ionizantes
se invento en Latinoamérica!**

**República Oriental del Uruguay
Ley N° 9744/1937**

Promulgación: 17/12/1937; Publicación: 28/12/1937
Registro Nacional de Leyes y Decretos: Tomo:1 Año: 1937, Página: 894

ARTICULO 3ro. *El Poder Ejecutivo.... ..designará una Comisión para que estudie y reglamente las condiciones de protección y seguridad del personal que manipula con Rayos X y Radium*

La vigilancia del cumplimiento de esa reglamentación corresponderá a la Dirección de Radiología del Ministerio de Salud Pública.

Primera Parte
El presente

**El programa de Asistencia Técnica del
OIEA para America Latina en temas
regulatorios de protección y seguridad
ha sido uno de los mas exitosos
programas del OIEA**

**El programa de Cooperación Técnica del
OIEA se ha basado, correctamente, en el
paradigma internacional establecido por las
Normas internacionales**

El paradigma es

- establecido bajo la égida del **Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)**, y es
- copatrocinado por todas las organizaciones relevantes del sistema de las Naciones Unidas,
- basado en la ciencia provista por el **Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los Efectos de la Radiación Atómica (UNSCEAR)** y
- sigue las recomendaciones de la **Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP)**,

**¡Es excepcional en su amplitud y
reconocimiento universal e
intergubernamental!**

Está:

- **fundado en doctrinas éticas universales**
- **basado en sólidas bases científicas, y**

es:

- **excepcionalmente completo, y**
- **reconocido internacionalmente.**

Por lo tanto,

- **He invitado a TC a ayudar a**

¡PRESERVARLO!

- **¡Evitando su distorsión o abandono!**

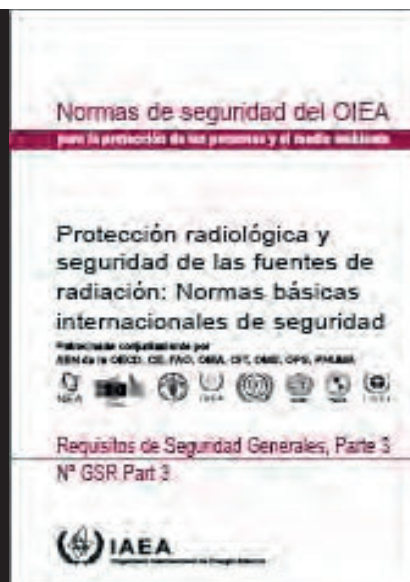


Segunda Parte:

Lo que el programa logró

Fortalecer:

- en lo funcional,
 - las autoridades regulatorias nacionales;
- en lo específico,
 - la protección ocupacional,
 - la protección del público y su medio ambiente,
 - la protección de los pacientes,
 - la capacidad de respuesta a accidentes,
 - las capacidades de medición,
 - las capacidades de monitoreo,
 - las capacidades de diagnóstico



En lo funcional el programa logró que los Gobiernos ejerzan la mayoría de las responsabilidades que les exigen las normas internacionales

La responsabilidad básica

Los Gobiernos, de todo el mundo deben velar por que los materiales nucleares y las fuentes de radiación se utilicen con fines benéficos y de manera segura y ética.

Las normas internacionales de seguridad, copatrocinadas por todos los organismos relevantes del sistema de las Naciones Unidas y establecidas bajo la égida del OIEA, y las provisiones del OIEA para su aplicación a requerimiento de los Estados, están concebidas para facilitar esa tarea, y todos los Estados deberían hacer uso de ellas

Las obligaciones políticas

El gobierno debe establecer y mantener un marco jurídico y regulador para la protección y la seguridad y establecerá un órgano regulador independiente con responsabilidades y funciones específicas.

Corresponde al gobierno adoptar, en su ordenamiento jurídico nacional, la legislación, reglamentación, normas y medidas que puedan ser necesarias para el cumplimiento efectivo de todas sus obligaciones nacionales e internacionales, y establecer un órgano regulador independiente .

El gobierno tiene responsabilidades en la creación del marco regulador para la protección de las personas y del medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones, así como en el establecimiento de normas

El gobierno debe garantizar la coordinación de los departamentos y organismos gubernamentales que tienen responsabilidades en materia de protección y seguridad, entre ellos el órgano regulador, y de los departamentos y organismos que se ocupan de la salud pública, el medio ambiente, el trabajo, la minería, la ciencia y la tecnología, la agricultura y la enseñanza. .

El gobierno también es responsable de asegurar, según proceda, que se adopten disposiciones para los servicios de apoyo, como la enseñanza y la capacitación, y los servicios técnicos de protección radiológica.

En casos de exposición del público en situaciones de exposición planificadas, el gobierno debe garantizar el establecimiento o la aprobación de restricciones de dosis, teniendo en cuenta las características del emplazamiento y de la instalación o actividad, los escenarios de exposición y las opiniones de las partes interesadas. .

El gobierno debe establecer niveles de referencia para optimizar la protección y la seguridad en situaciones de exposición de emergencia y en situaciones de exposición existentes.

El gobierno asegurará que se disponga lo necesario para la protección de las personas y el medio ambiente, tanto ahora como en el futuro, contra los efectos nocivos de la radiación ionizante, sin restringir indebidamente el funcionamiento de instalaciones o la realización de actividades que entrañen riesgos radiológicos.

El gobierno establecerá leyes que, entre otras cosas:

- a) sienten la base estatutaria de los requisitos para la protección y la seguridad de todas las situaciones de exposición;**
- b) especifiquen que la responsabilidad primordial de la protección y la seguridad incumbe a la persona u organización responsable de las instalaciones y actividades que entrañan riesgos radiológicos;**
- c) especifiquen el alcance de su aplicabilidad;**
- d) establezcan y prevean el mantenimiento de un órgano regulador independiente con funciones y responsabilidades claramente especificadas en relación con la reglamentación de la protección y la seguridad;**
- e) prevean la coordinación entre autoridades con responsabilidades relativas a la protección y la seguridad en relación con todas las situaciones de exposición.**

El gobierno asegurará que el órgano regulador sea efectivamente independiente, al tomar decisiones relativas a la protección y la seguridad, de personas y organizaciones que utilicen o promuevan el uso de la radiación y los materiales nucleares, de modo que sea libre de toda injerencia indebida de las partes interesadas y de todo conflicto de intereses; y asegurará que exista una separación funcional de las entidades con responsabilidades o intereses que pudieran influir indebidamente en las decisiones que adopte.

El gobierno asegurará que el órgano regulador disponga de la facultad legal, la competencia y los recursos necesarios para desempeñar sus funciones y responsabilidades estatutarias. .

El gobierno velará por que se adopte un enfoque graduado respecto del control reglamentario de la exposición a la radiación, de forma que la aplicación de requisitos reglamentarios sea proporcional a los riesgos de radiación asociados a la situación de exposición.

El gobierno establecerá mecanismos para asegurar que:

- a) las actividades del órgano regulador se coordinen con las de otras autoridades gubernamentales, y con las organizaciones nacionales e internacionales con responsabilidades conexas;**
- b) las partes interesadas participen según convenga en los procesos de toma de decisiones en materia de reglamentación o en los procesos consultivos conexas. .**

El gobierno velará por que se disponga lo necesario a escala nacional para tomar decisiones relativas a la protección y la seguridad que quedan fuera de las facultades del órgano regulador.

El gobierno asegurará que se establezcan requisitos en relación con:

- a) la educación, capacitación, calificación y competencia en materia de protección y seguridad de todas las personas que participen en actividades relacionadas con la protección y la seguridad;**
- b) el reconocimiento oficial de expertos cualificados;**
- c) la competencia de organizaciones con responsabilidades relativas a la protección y la seguridad.**

El gobierno asegurará que se disponga lo necesario para prestar los servicios de educación y capacitación necesarios para crear y mantener la competencia de personas y organizaciones con responsabilidades relativas a la protección y la seguridad.

El gobierno asegurará que se disponga lo necesario para prestar servicios técnicos relacionados con la protección y la seguridad, como servicios de dosimetría individual, la monitorización radiológica del medio ambiente y la calibración de equipo de monitorización y medición.

El gobierno asegurará que se disponga lo necesario para la clausura en condiciones de seguridad de las instalaciones, la gestión segura de desechos radiactivos y la gestión segura del combustible gastado.

El gobierno asegurará que el transporte de materiales radiactivos se ajuste a lo dispuesto en el Reglamento de Transporte del OIEA y en toda convención internacional pertinente, teniendo en cuenta otras normas y recomendaciones refrendadas a nivel internacional derivadas del Reglamento de Transporte del OIEA.

El gobierno asegurará que se disponga lo necesario para recuperar el control de fuentes radiactivas que hayan sido abandonadas, perdidas, robadas o transferidas de otro modo sin una autorización adecuada.

El gobierno asegurará que se disponga de la infraestructura necesaria en relación con las interfaces entre seguridad tecnológica y la seguridad física de las fuentes radiactivas.

El gobierno velará por que se disponga lo necesario a escala nacional para tomar decisiones relativas a la protección y la seguridad que quedan fuera de las facultades del órgano regulador.

Al establecer el marco jurídico y regulador relativo a la protección y la seguridad, el gobierno:

- a) cumplirá las obligaciones internacionales asumidas;**
- b) dispondrá lo necesario para participar en arreglos internacionales pertinentes, comprendidos los exámenes por homólogos internacionales;**
- c) promoverá la cooperación internacional con miras a la mejora de la seguridad en todo el mundo.**

Las obligaciones técnicas

Exclusiones y Exenciones o Dispensas

El gobierno determinarán las prácticas y fuentes adscritas a prácticas que quedarán excluidas o exentas de algunos o todos los requisitos de las Normas.

Justificación

El gobierno debe asegurar que se autoricen únicamente las prácticas justificadas.

Optimización

El gobierno establecerá y exigirá el cumplimiento de los requisitos relativos a la optimización de la protección y la seguridad, y los titulares registrados y titulares de las licencias velarán por la optimización de la protección y la seguridad.

Limitación Individual

El gobierno establecerá los límites de dosis para la exposición ocupacional y la exposición del público, y los titulares registrados y los titulares de licencias aplicarán esos límites.

Imagenología

El gobierno velará por que el uso de la radiación ionizante para la imagenología humana con fines distintos del establecimiento de diagnósticos médicos, los tratamientos médicos y las investigaciones biomédicas esté supeditado al sistema de protección y seguridad.

El gobierno asegurará que, sobre la base de consultas entre las autoridades competentes, los órganos profesionales y el órgano regulador, se establezcan restricciones de dosis en relación con la obtención de imagenología humana mediante radiación, con fines relacionados con el empleo, aspectos legales o los seguros de enfermedad sin referencia a indicaciones médicas.

Protección Ocupacional

El gobierno establecerá y hará cumplir los requisitos para asegurar la optimización de la protección y la seguridad, y el órgano regulador hará cumplir los límites de dosis para la exposición ocupacional.

1960: Organization International del Trabajo adopta la *Radiation Protection Convention*



Primera obligación internacional jurídicamente vinculante

Cada Miembro de la OIT que ratifique el Convenio se compromete a darle efecto mediante:

- leyes o reglamentos,
- códigos de práctica u
- otros medios apropiados.

Convenio de la OIT sobre protección radiológica 115 (1960)

Fecha de entrada en vigor: 17.6.1962

Ratificaciones:

- **Argentina 15.6.1978**
- Azerbaijan 19.5.1992
- Barbados 8.5.1967
- Belarus 26.2.1968
- Belgium 2.7.1965
- Beliz 15.12.1983
- **Brazil 5.9.1966**
- **Chile 14.10.1994**
- Czech Rep. 1.1.1993
- Denmark 7.2.1974
- Djibouti 3.8.1978
- **Ecuador 9.3.1970**
- Egypt 18.3.1964
- Finland 16.10.1978
- France 18.11.1971
- Germany 26.9.1973
- Ghana 7.11.1961
- Greece 4.6.1982
- Guinea 12.12.1966
- Guyana 8.6.1966
- Hungary 8.6.1968
- India 17.11.1975
- Iraq 26.10.1962
- Italy 5.5.1971
- Japan 31.7.1973
- Kyrgyzstan 31.3.1992
- Latvia 8.3.1993
- Lebanon 6.12.1977
- Luxembourg 8.4.2008
- **Mexico 19.10.1983**
- Netherlands 29.11.1966
- Nicaragua 1.10.1981
- Norway 17.6.1961
- **Paraguay 10.7.1967**
- Poland 23.12.1964
- Portugal 17.3.1994
- Russian Fed. 22.9.1967
- Slovakia 1.1.1993
- Spain 17.7.1962
- Sri Lanka 18.6.1986
- Sweden 12.4.1961
- Switzerland 29.5.1963
- Syrian A. R. 15.1.1964
- Tajikistan 26.11.1993
- Turkey 15.11.1968
- Ukraine 19.6.1968
- U.K. 9.3.1962
- **Uruguay 22.9.1992**

Protección Pública

El gobierno establecerá las responsabilidades de las partes pertinentes que están relacionadas específicamente con la exposición del público, establecerá y aplicará los requisitos relativos a la optimización, y establecerá, y hará cumplir, los límites de dosis relativos a la exposición del público.

El Gobierno velará para que los proveedores de productos de consumo no pongan dichos productos a disposición del público a menos que se haya justificado su uso por los miembros del público, y su uso haya quedado exento o se haya autorizado su suministro al público.

Protección de los Pacientes

El gobierno asegurará que las partes pertinentes en materia de exposición médica estén autorizadas a asumir sus funciones y responsabilidades, y que se establezcan niveles de referencia diagnósticos, restricciones de dosis, así como criterios y directrices sobre el alta de los pacientes.

Emergencias

El gobierno asegurará que se establezca y mantenga un sistema de gestión de emergencias integrado y coordinado.

El gobierno velará por que en la fase de planificación se elaboren, justifiquen y optimicen estrategias de protección, y se responda a las emergencias mediante la aplicación oportuna de dichas estrategias.

El gobierno creará un programa de gestión, control y registro de las dosis recibidas en una emergencia por los trabajadores de emergencias.

El gobierno asegurará que se establezcan y apliquen los mecanismos que sean apropiados para la transición de una situación de exposición de emergencia a una situación de exposición existente.

Situaciones Existentes

(¿ser o estar?)

El gobierno asegurará que se evalúen las situaciones de exposición existentes que se hayan identificado para determinar qué exposiciones ocupacionales y exposiciones del público son motivo de preocupación desde el punto de vista de la protección radiológica.

El gobierno y el órgano regulador u otra autoridad competente garantizarán que, en situaciones de exposición existente, las medidas reparadoras y protectoras estén justificadas y que la protección y la seguridad estén optimizadas.

El gobierno velará por que se adopten responsabilidades en materia de restauración de zonas con materiales radiactivos residuales, incluyendo disposiciones para determinar cuáles son las personas u organizaciones responsables de zonas con materiales radiactivos residuales, para crear y poner en práctica programas de restauración y medidas de control posteriores a la restauración, si procede, y para establecer una estrategia apropiada relativa a la gestión de desechos radiactivos.

El gobierno suministrará información sobre los niveles del radón doméstico y los riesgos conexos para la salud y, si procede, establecerá y aplicará un plan de acción para controlar la exposición del público debida al radón doméstico.

El Gobierno establecerá los niveles de referencia para la exposición debida a los radionucleidos presentes en los productos básicos

Tercera Parte
El devenir

HECHO
y
POR 
HACER

pensar la imaginación

**¡ las mejoras son siempre
bienvenidas!**

**No obstante,
¡el paradigma debe actualizarse!**

Deberá mantenerse al corriente con (por ejemplo):

- **Los últimos consensos científicos sobre la epistemología de los efectos de la radiación.**
- **Las nuevas demandas sociales contemporáneas sobre protección y seguridad.**

**Dicha actualización también permitirá la
incorporación de muchas lecciones sobre la
aplicación del paradigma aprendidas e
informadas en los últimos años
(por ejemplo, ¡post- Fukushima!).**

**Lecciones de Fukushima
(¡2013!)**

MEMORANDUM

Radiological protection issues arising during and after the Fukushima nuclear reactor accident

Abel J González¹, Makoto Akashi², John D Boice Jr³,
Masamichi Chino⁴, Toshimitsu Homma⁴, Nobuhito Ishigure⁵,
Michiaki Kai⁶, Shizuyo Kusumi⁷, Jai-Ki Lee⁸, Hans-Georg Menzel⁹,
Ohtsura Niwa¹⁰, Kazuo Sakai², Wolfgang Weiss¹¹,
Shunichi Yamashita^{10,12} and Yoshiharu Yonekura^{2,13}



The Fukushima Daiichi Accident

Report by the Director General
and Technical Volumes



**THYROID CANCER AND
NUCLEAR ACCIDENTS**

LONG-TERM AFTEREFFECTS OF
CHERNOBYL AND FUKUSHIMA

Edited by
SHUNICHI YAMASHITA
GERRY THOMAS



CHAPTER 4

**Reassessing the Capability to Attribute
Pediatric Thyroid Cancer to Radiation
Exposure: The FHMS Experience**

Abel J. González

Argentine Nuclear Regulatory Authority, Buenos Aires, Argentina



**Sugerencias de posibles temas para
refrescar el programa de TC
(No están en ningún orden preestablecido)**

Cuarta Parte
Posible futuro

Futuro 1:

Progresar con las novedades epistemológicas

Hechos *vis-à-vis* conjeturas en las ciencias de los efectos de la exposición a la radiación ionizante.

Epistemología:

Deberíamos discutir la toma de decisiones de protección radiológica en la región en casos de situaciones de exposición a dosis bajas.

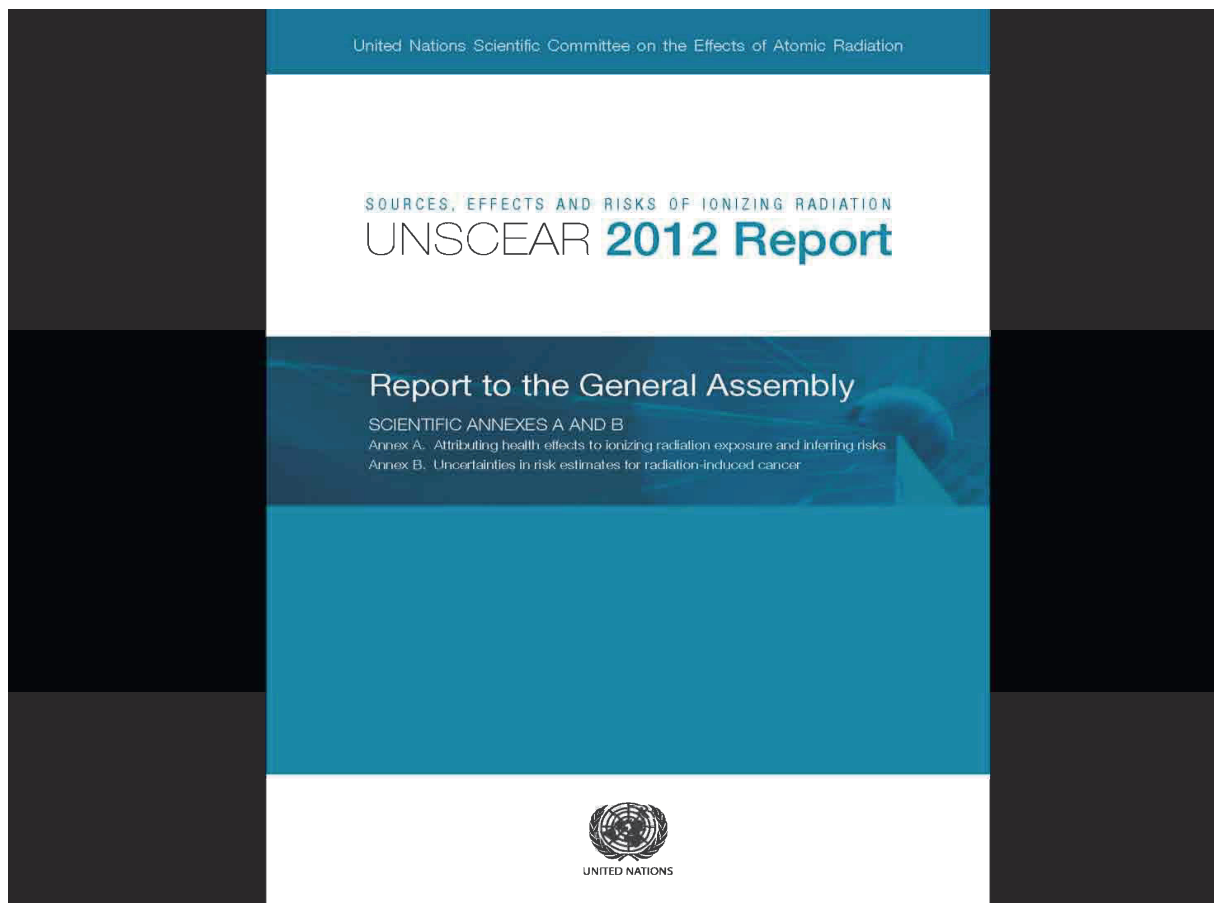
El programa de TC debería reconocer las limitaciones epistemológicas de la base científica de las Normas teniendo en cuenta el informe UNSCEAR 2012 y el nuevo informe del OIEA sobre la atribución de los efectos de la radiación y la inferencia del riesgo de radiación.

Tesis

A bajas dosis de radiación:

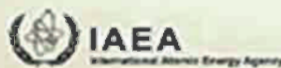
1. Efectos reales no pueden ser atribuidos objetivamente
2. Riesgos plausibles pueden ser inferidos subjetivamente

89

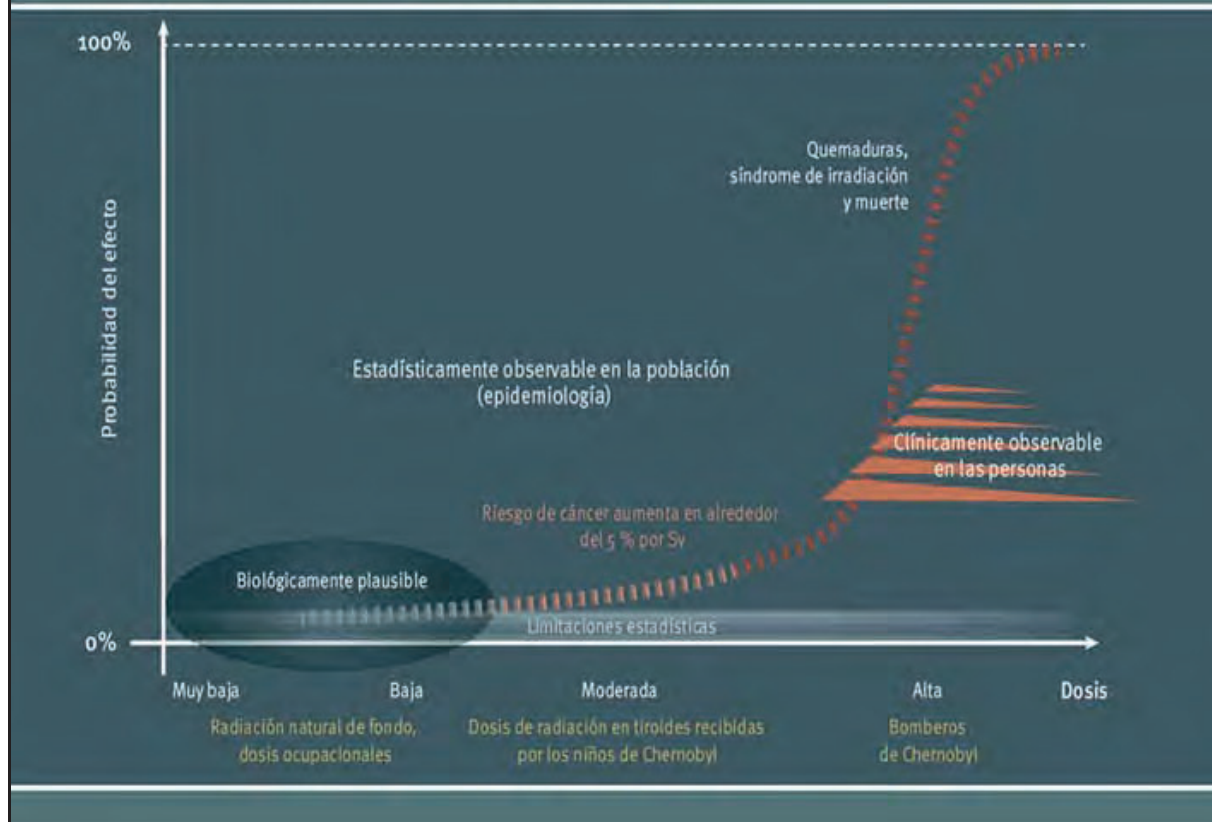


Safety Reports Series No. 122

Attribution of Radiation Health Effects and Inference of Radiation Risks Considerations for Application of the IAEA Safety Standards



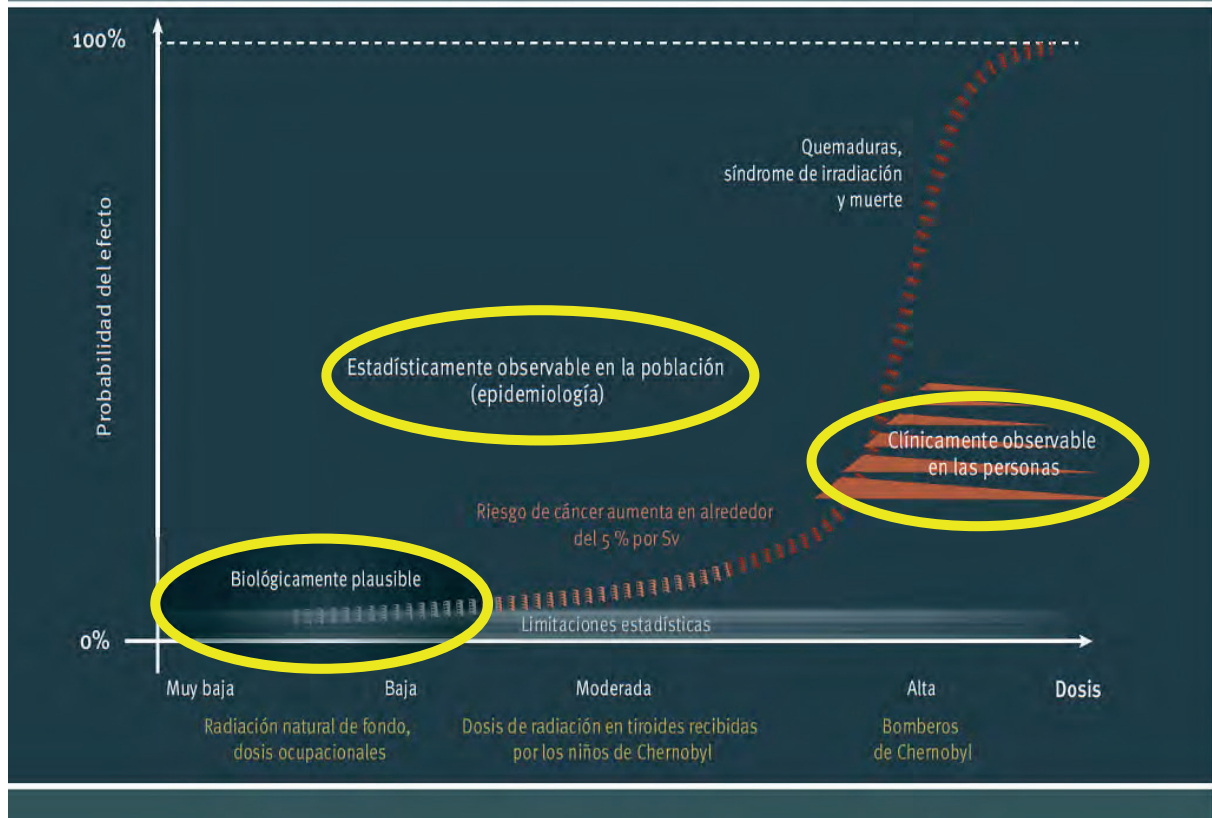
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Observación de efectos

93

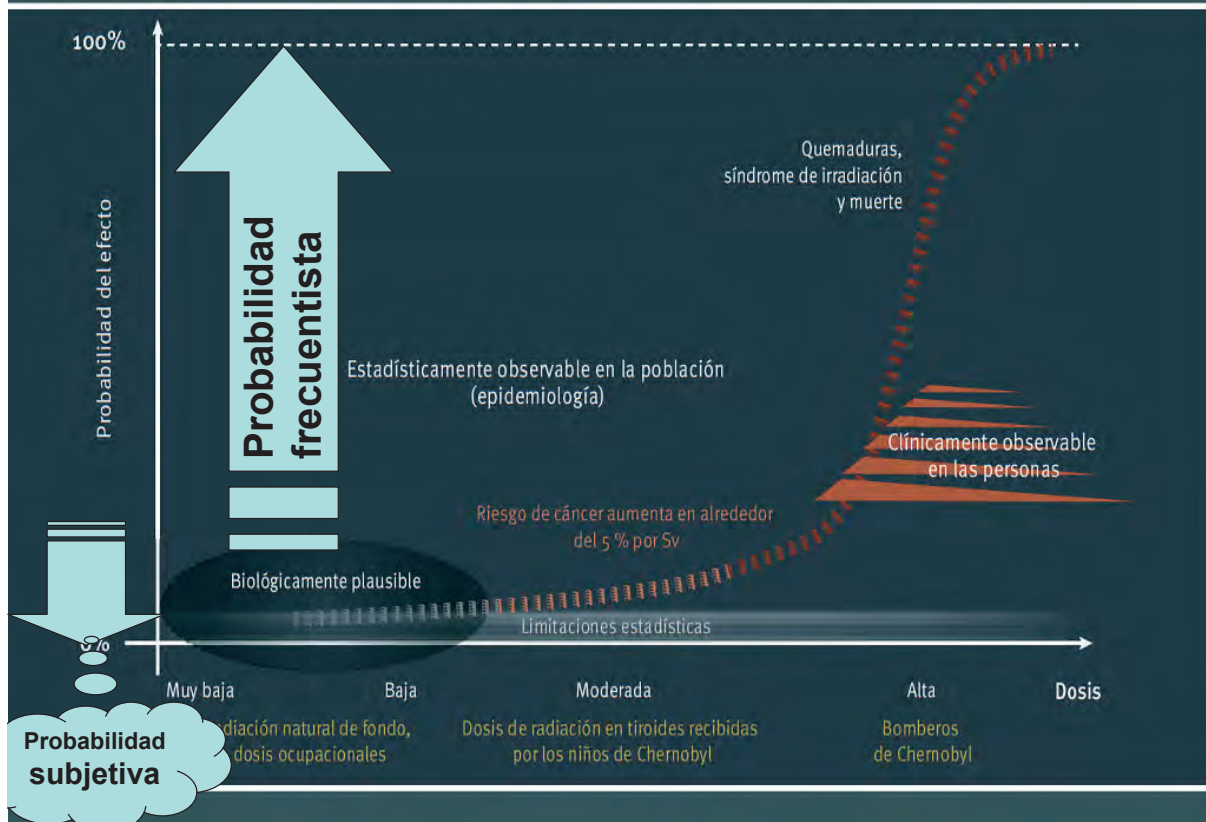
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Probabilidades frequentistas *versus* Probabilidades subjetivas

95

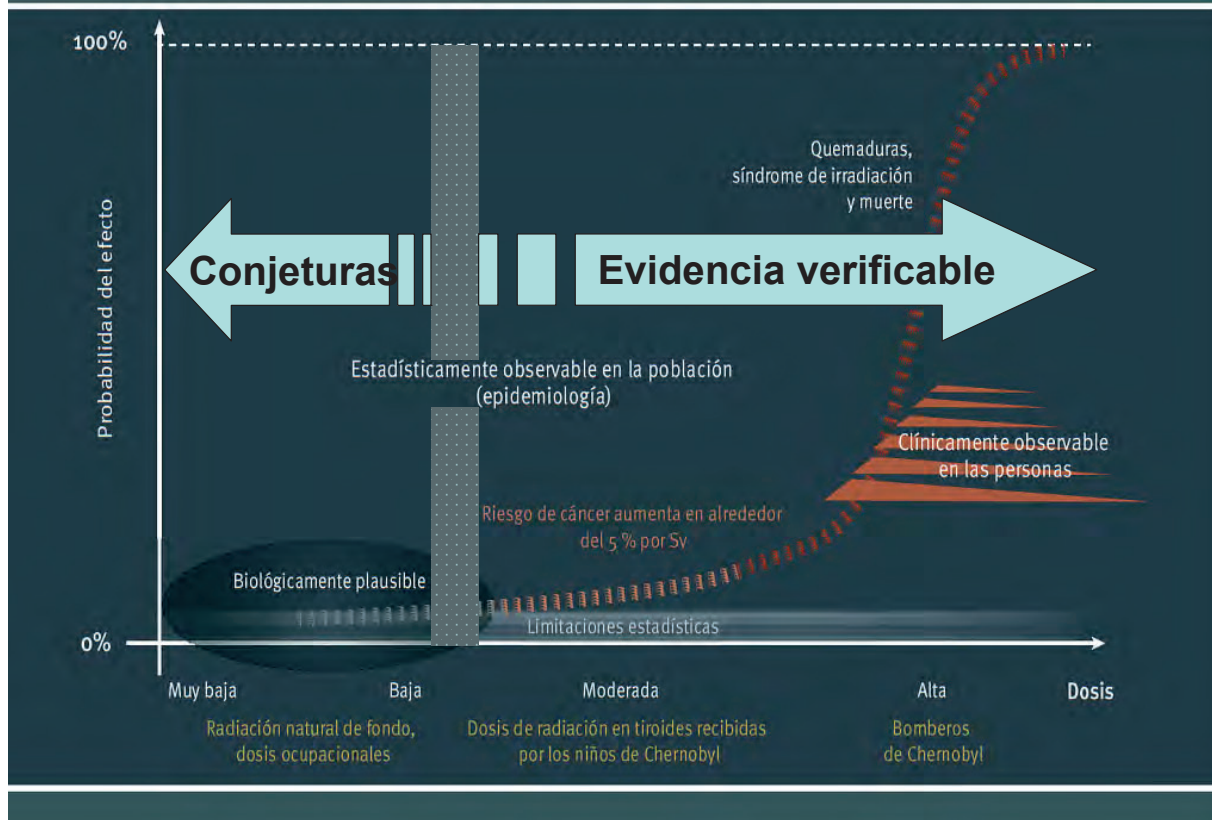
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



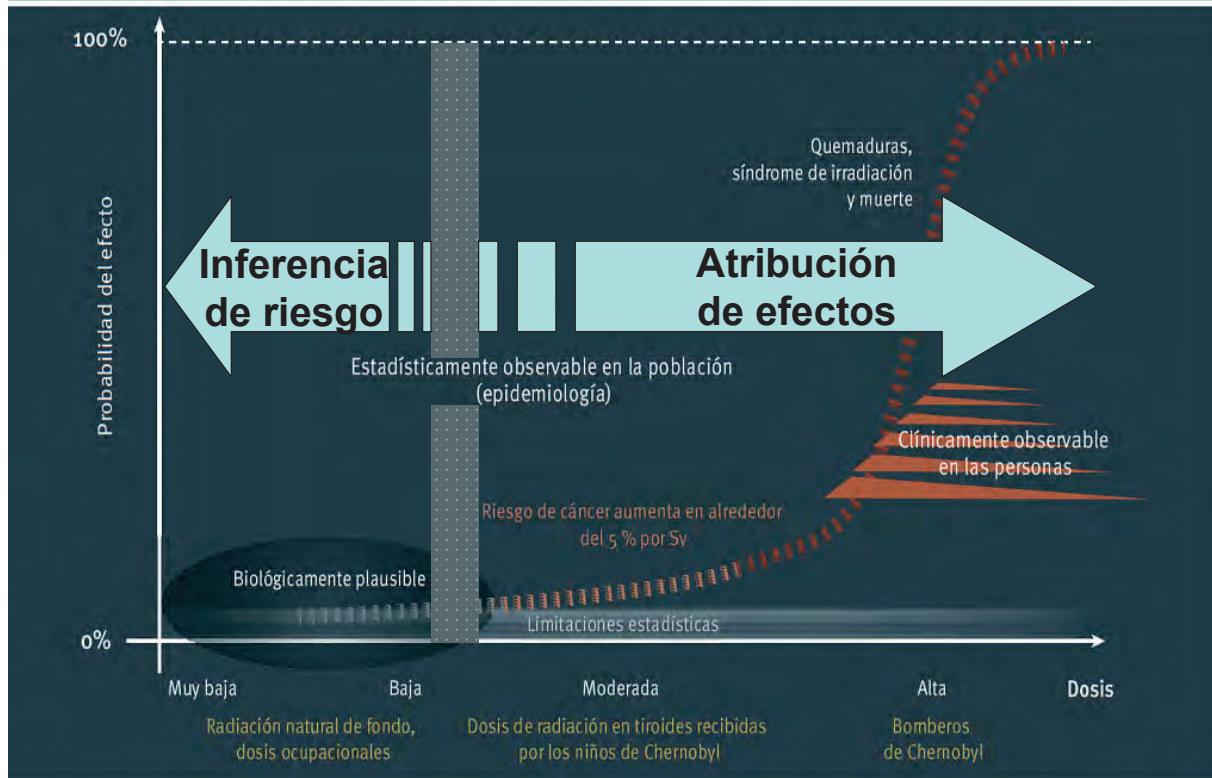
Hechos versus Conjeturas

97

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Diagnóstico individual

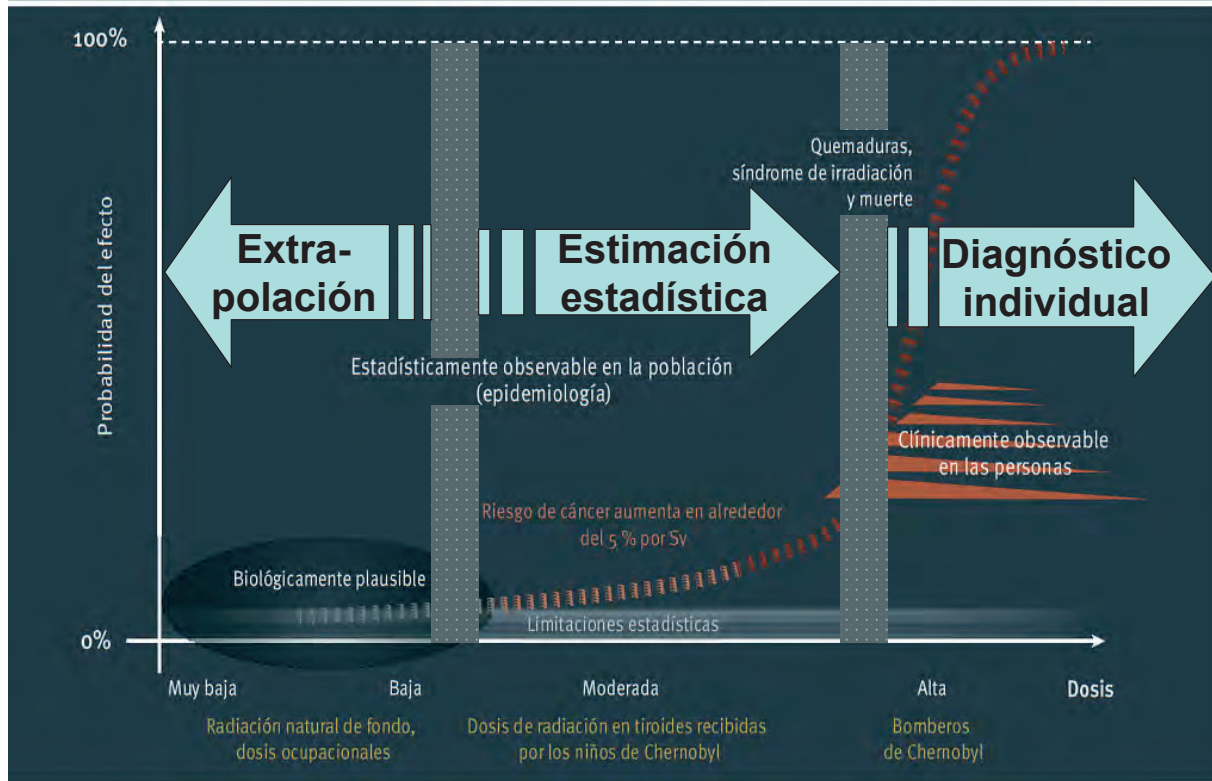
versus

Estimación estadística

versus

Extrapolación subjetiva

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Atribución individual

versus

Atribución colectiva

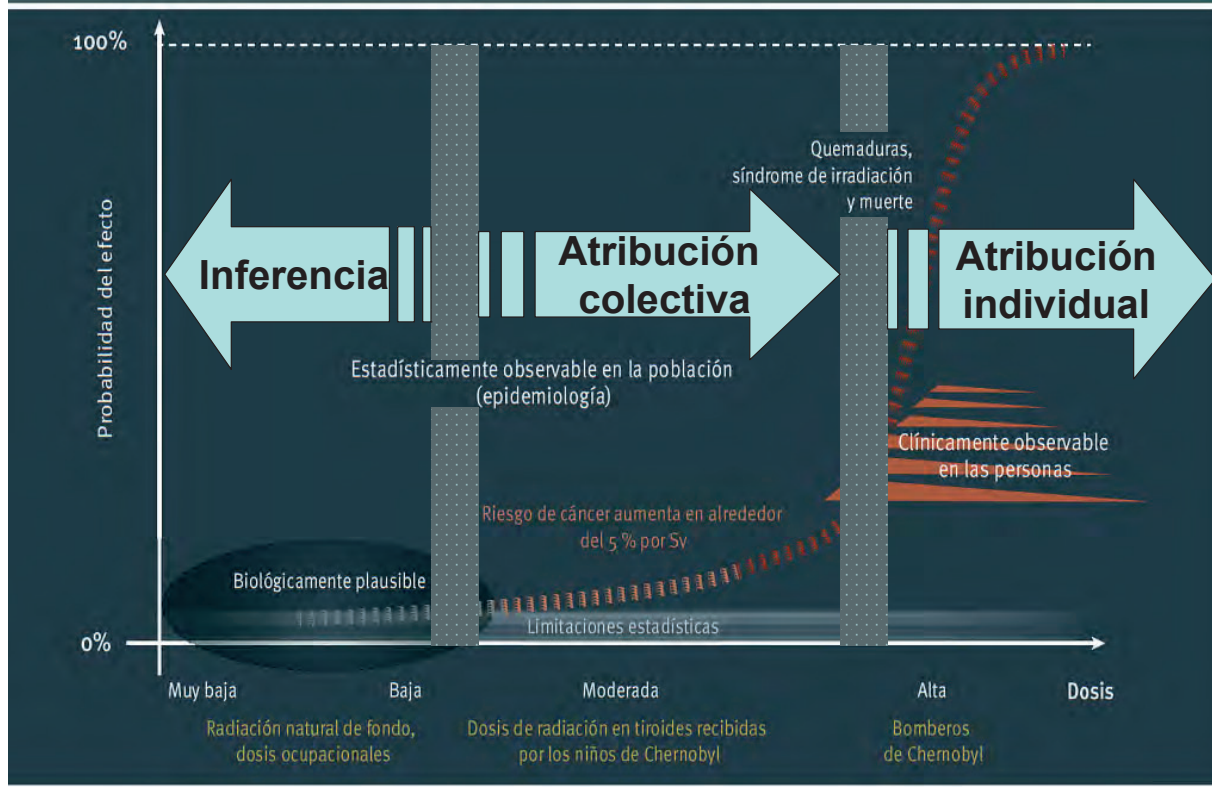
versus

Inferencia

Atribución *versus* Inferencia

103

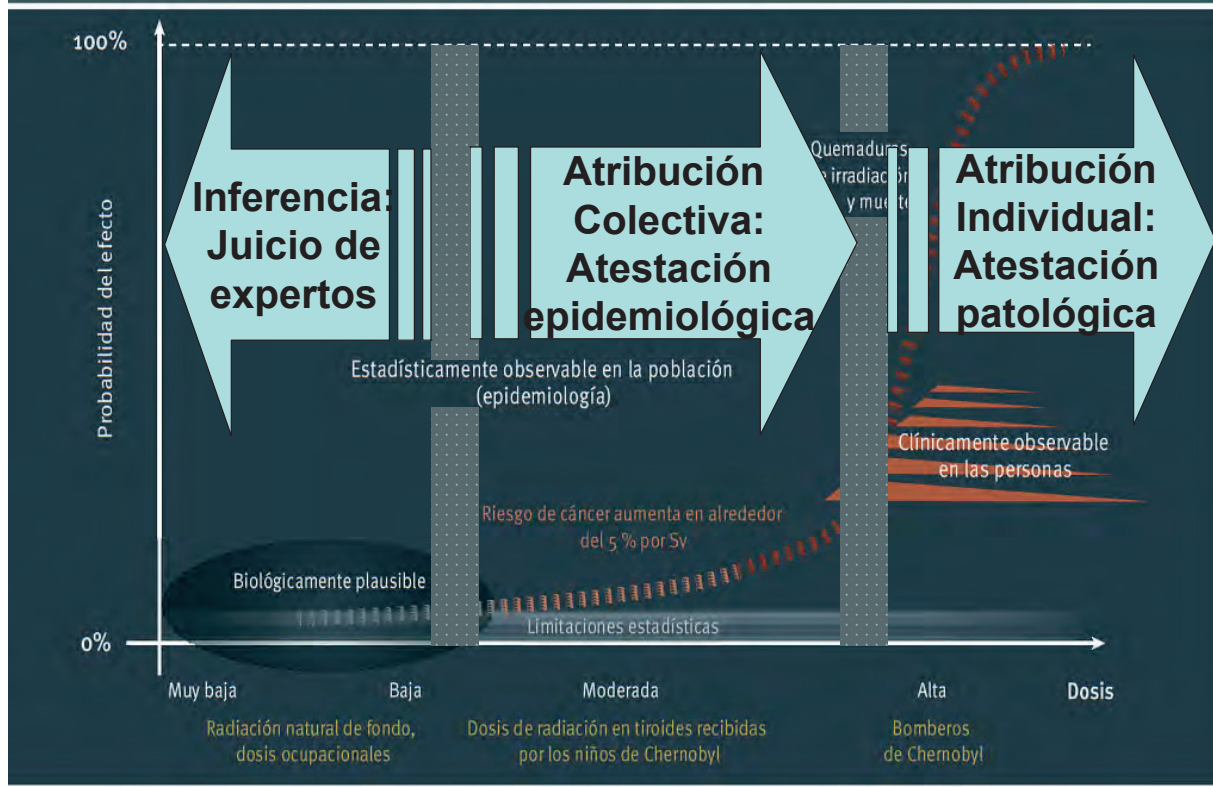
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Atestación patológica
versus
Atestación epidemiológica
versus
Juicio subjetivo de expertos

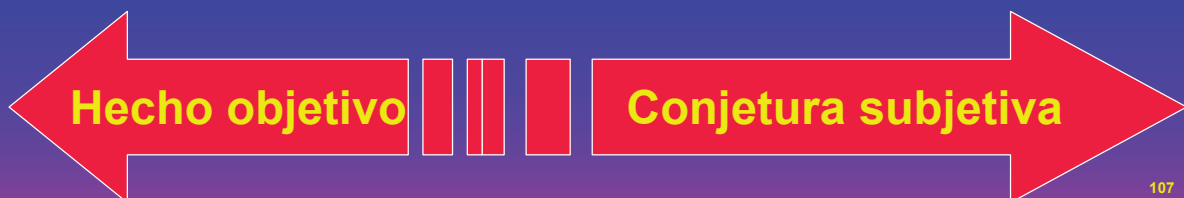
105

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Estimación de riesgo

$\sim 5\% / \text{Sv}$ \rightarrow $\sim 0,005\% / \text{mSv}$



107

Futuro 2

Confusión sobre 'LNT'

(linear non - threshold = lineal sin umbral)

El acrónimo 'LNT'

Otro concepto confuso que debe aclararse es el concepto de Lineal Non Threshold (LNT) utilizado en las Normas internacionales.

Este acrónimo describe diferentes conceptos:

- **Un modelo de protección radiológica:** (enfoque práctico para la gestión de la protección radiológica que considera la protección para dosis adicionales independientemente del nivel de dosis acumulada.)
- **Una conjetura epidemiológica:** la incidencia de efectos por unidad de dosis a dosis altas (con evidencia epidemiológica) sigue siendo la misma a dosis bajas (sin evidencia epidemiológica).
- **Una teoría biológica:** A dosis bajas de radiación, un incremento dado en la dosis produciría un incremento directamente proporcional en la probabilidad de contraer cáncer o efectos hereditarios atribuibles a la radiación.

'LNT' para epidemiólogos

- **Una conjetura epidemiológica:**
la incidencia de efectos por unidad de dosis en dosis altas (con evidencia epidemiológica) permanece igual en dosis bajas (sin evidencia epidemiológica).

'LNT' para biólogos

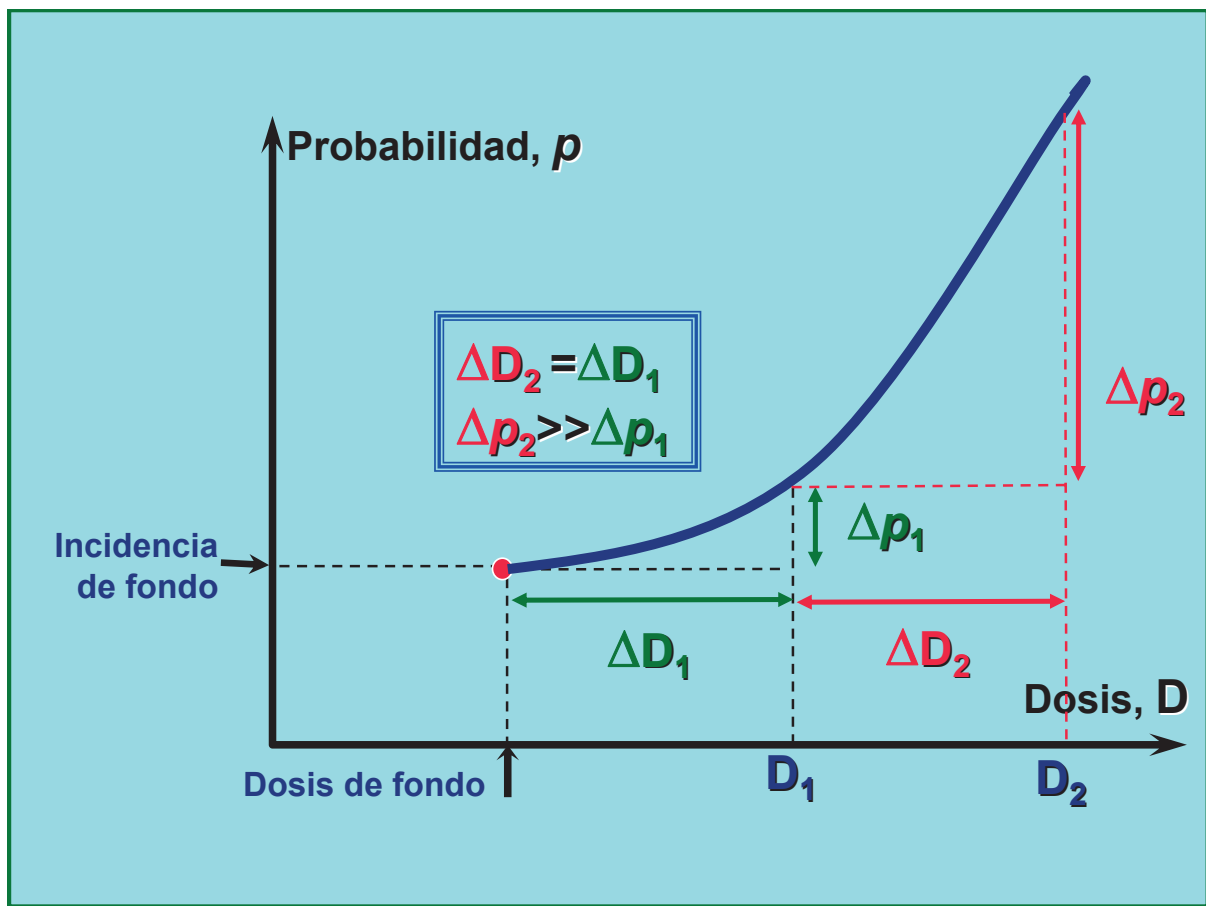
- **Una teoría biológica:**

A dosis bajas de radiación, un incremento en la dosis producirá un incremento directamente proporcional en la probabilidad de contraer cáncer o efectos hereditarios atribuibles a la radiación.

'LNT' para radioproteccionistas

- **Un modelo de protección radiológica:**

Un enfoque práctico para la gestión de la protección radiológica que considera la protección por dosis adicionales independientemente del nivel de dosis acumulada.



'LNT'

¡LNT TIENE QUE SER ACLARADO!

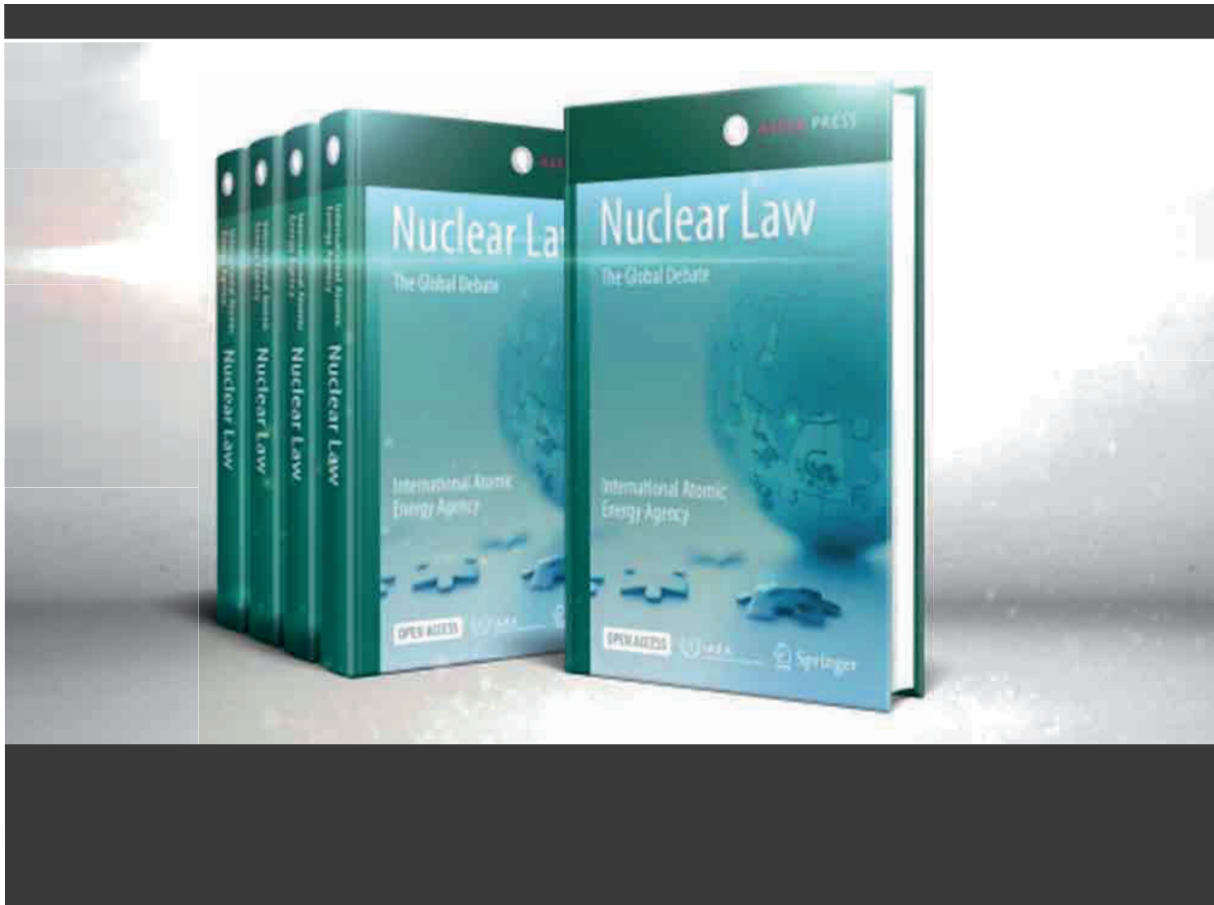
Futuro 3

Imputabilidad de daño por radiación

115

Imputabilidad de daño por radiación

En otras regiones el tema es complejo de resolver uniformemente, pero en la Región LA es factible porque todos los países tienen un régimen jurídico similar (napoleónico codificado)
(progresos en este tema podría servir de modelo para otras regiones)



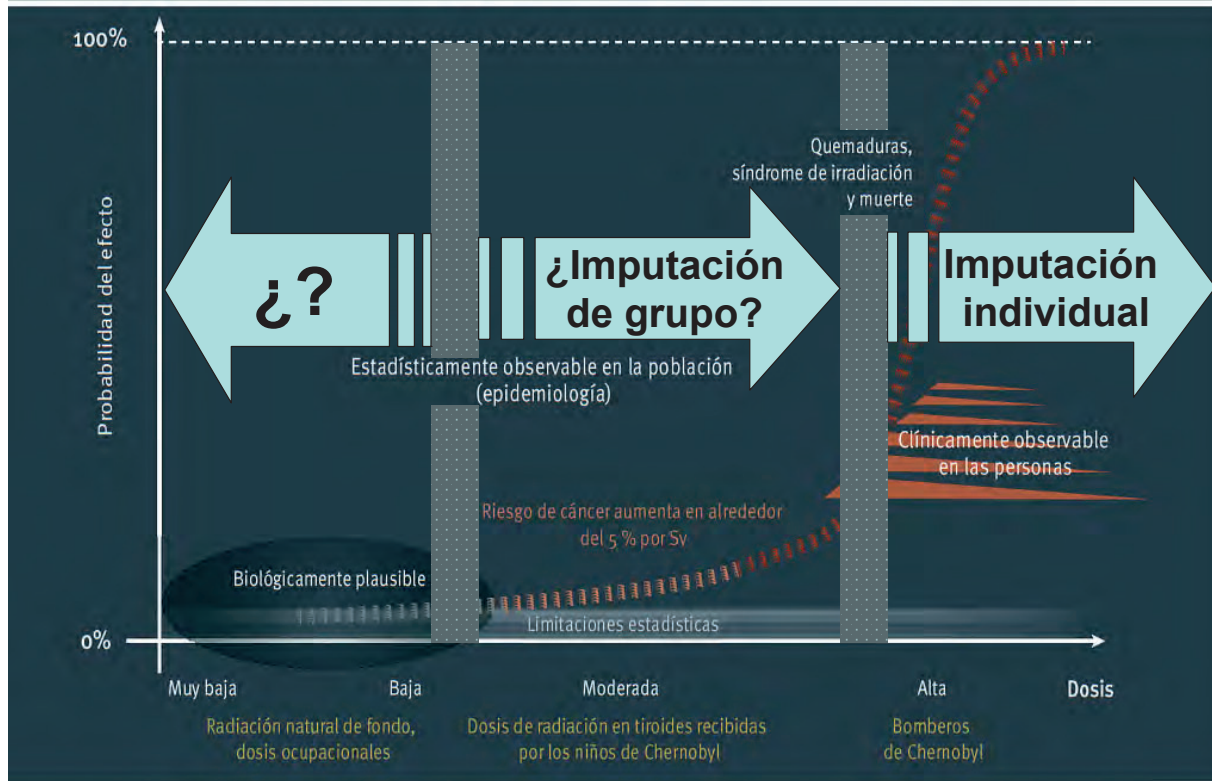
Libro del OIEA con motivo de la Primera Conferencia Internacional sobre Derecho Nuclear (ICNL) 2022.

Chapter 7

Legal Imputation of Radiation Harm to Radiation Exposure Situations

Abel Julio González

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Futuro 4

Magnitudes y unidades

Magnitudes y unidades

Varios congresos en Brasil han demostrado que este tema necesita acciones complementarias:

- Habría que incorporar al programa las nuevas recomendaciones de ICRU+ICRP.
- Problemas de distinción entre:
 - magnitudes intensivas (e.g., la dosis) y
 - magnitudes extensivas (e.g. la dosis colectiva)

Una lección derivada del accidente de Fukushima

- Las magnitudes y unidades utilizadas en el paradigma causaron una gran confusión y problemas de comunicación.....

.....incluyendo:

Conclusiones de Fukushima

- La comunidad de protección radiológica tiene el deber ético de aprender de las lecciones de Fukushima y resolver los desafíos identificados.
- Antes de que ocurra otro accidente mayor:
¡Deben resolverse las confusiones sobre el sistema internacional de magnitudes y unidades!

Las diferencias entre las magnitudes no se comprenden bien, incluso por audiencias de alto nivel educativo;

Por ejemplo, diferencias entre:

dosis absorbida,

dosis equivalente

equivalente de dosis

dosis efectiva

Dosis comprometida

Compromiso de dosis

La distinción entre las magnitudes

físicas

de **protección y**

operativas

es aún más difícil de entender.

Por ejemplo,

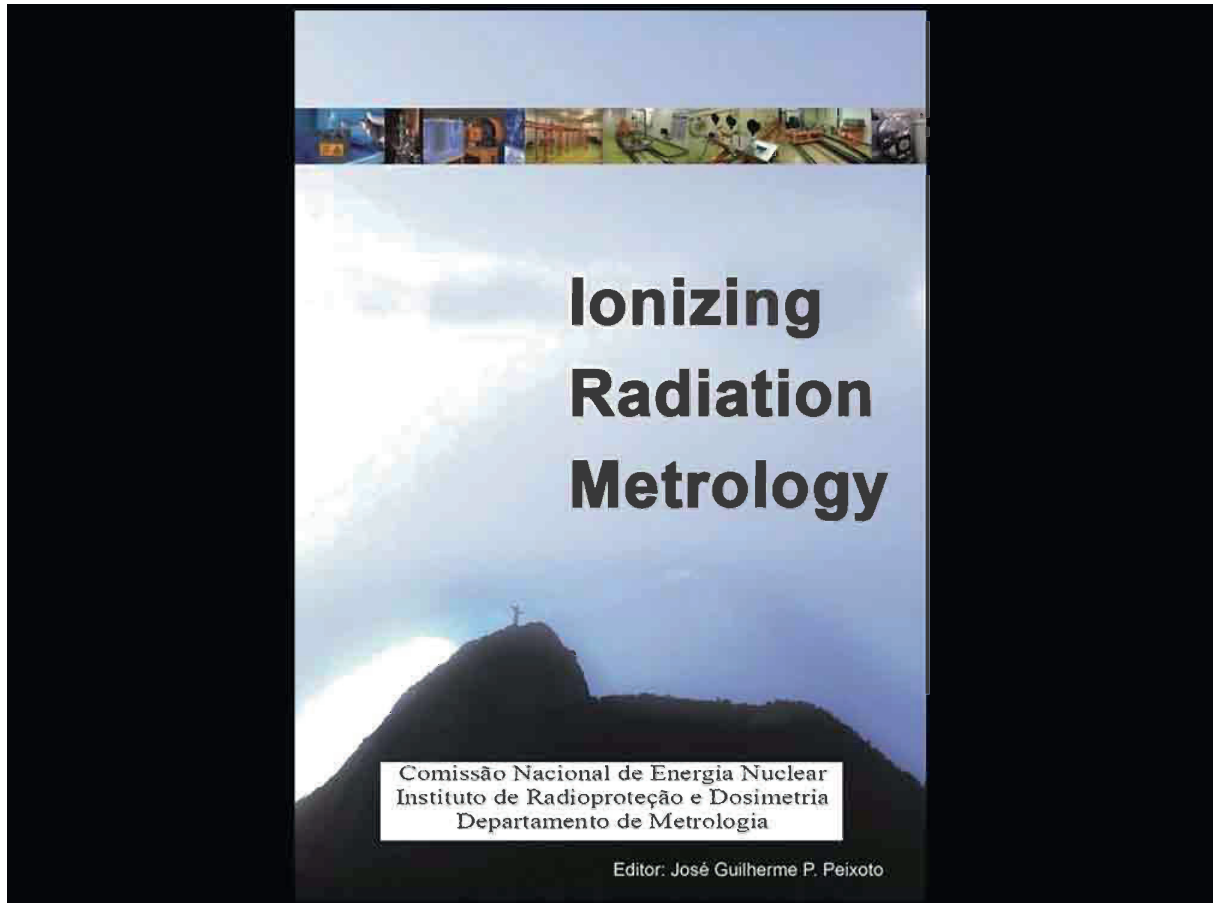
- **dosis equivalente** (incurrida por un órgano),
- y
- **equivalente de dosis** (instrumental).

**Primera crítica formal
(año 2014)**

CBMRI

**Primeiro Congresso
Brasileiro de Metrologia da
Radiação Ionizante**

Rio de Janeiro, Brazil, 23-25 November 2014.



Chapter V

Radiation Protection Quantities and Units: Desirable Improvements

Abel Julio González
Carlos Eduardo Veloso de Almeida
Francisco Spano

Nuevas recomendaciones de ICRU + ICRP

Nuevas recomendaciones de ICRU + ICRP

- Las nuevas recomendaciones de ICRU + ICRP se deben incorporar al paradigma.

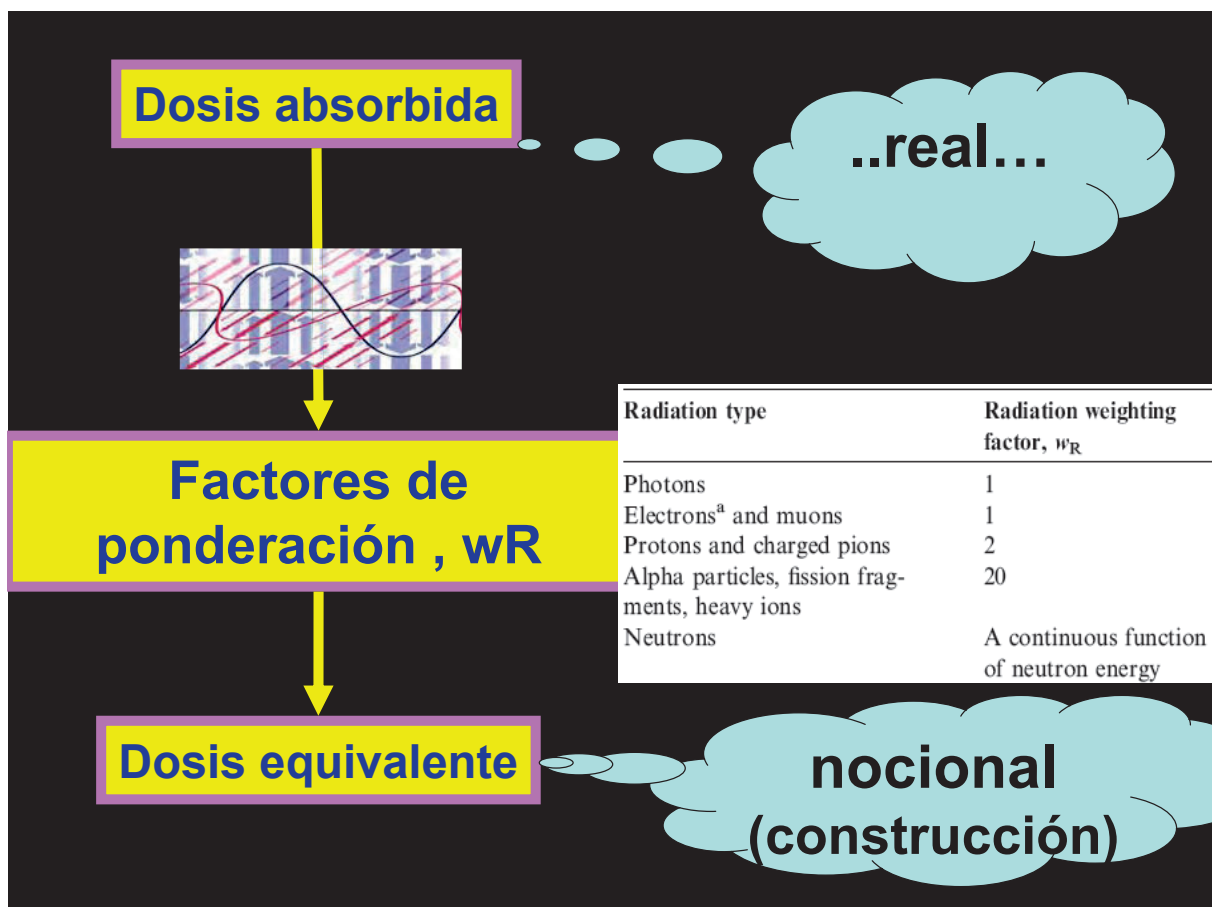
... pero ...

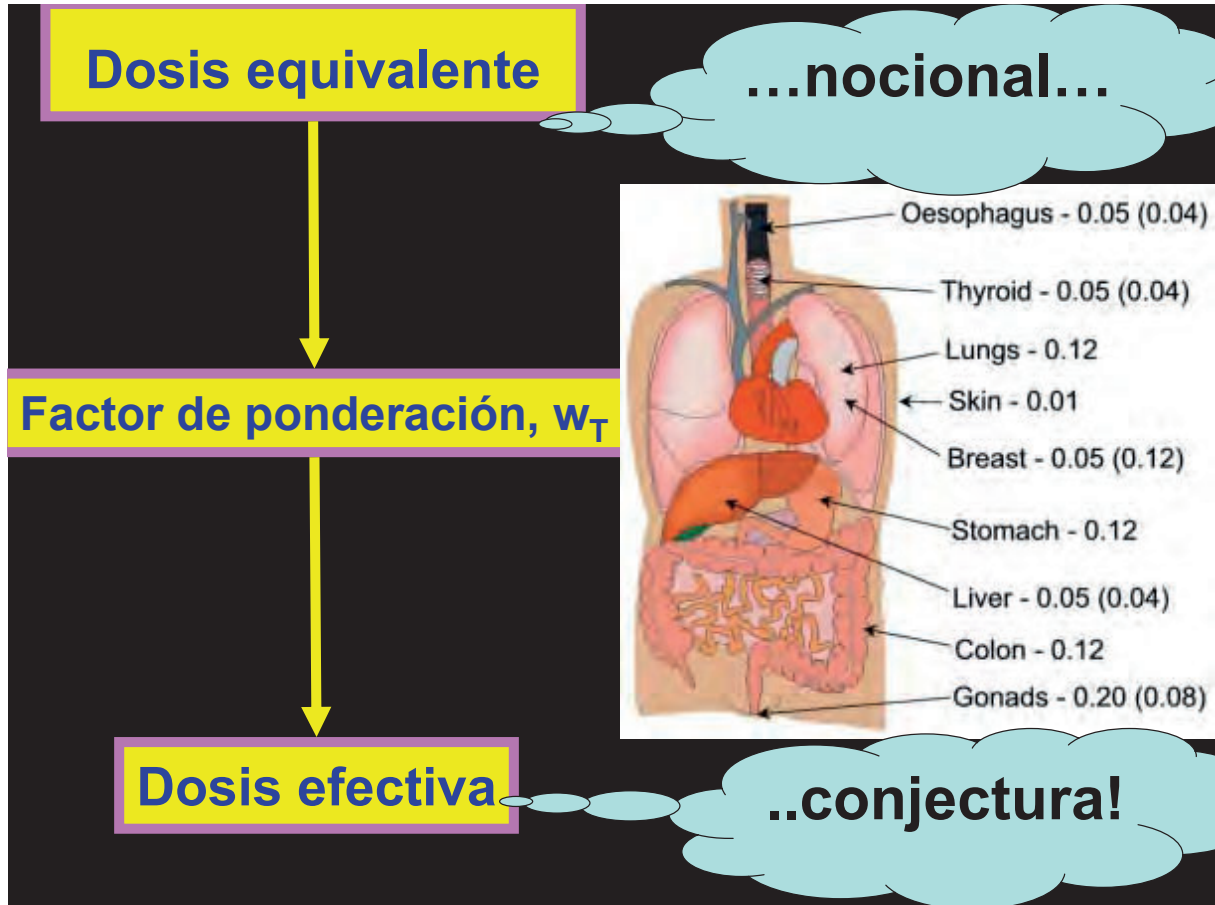
¡otros cambios son necesarios!

El problema epistemológico fundamental :

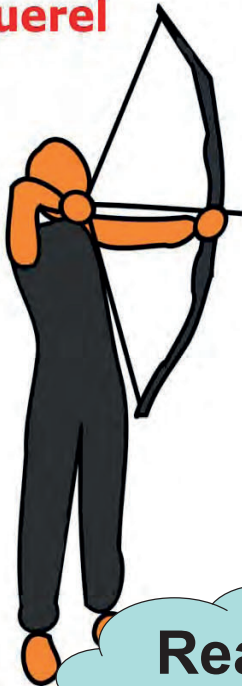
¿Debe utilizarse la misma magnitud y unidad (sin ninguna condición) para:

- calcular efectos atribuibles, e
- inferir riesgos conjeturales?



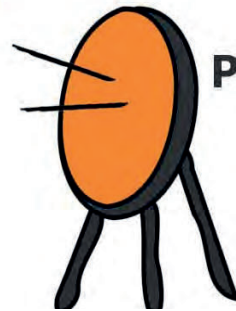


Number of Shots:
Becquerel



Realidad

Number of Hits:
Gray



Conjetura

Points: **Sievert**

Dudas epistemológicas

La gran duda epistemológica:

¿Deberían utilizarse las mismas magnitudes y unidades para cuantificar:

- efectos fácticos atribuibles en individuos,
- efectos fácticos atribuibles en cohortes
- riesgos conjeturales inferidos?

¿Es correcto utilizar las mismas magnitudes y unidades para estas tres situaciones legales tan distintas?

139

¿Debería utilizarse la misma familia de “magnitudes y unidades” (sin ninguna condición) como:

- **magnitudes intensivas, y**
- **magnitudes extensivas?**

(Esto no sucede en otras áreas de la física)

Magnitudes intensivas

- Una magnitud intensiva es una magnitud física cuyo valor no depende de la cantidad de sustancia para la que se mide.

(Por ejemplo, la magnitud *temperatura*)

¡La *dosis individual* es una magnitud intensiva!

Magnitudes extensivas

- Una *magnitud extensiva* es una magnitud física cuyo valor es proporcional al tamaño del sistema que describe.

(Por ejemp., la *energía* es una *magnitud extensiva*)

¡La *dosis colectiva* es una *magnitud extensiva* !

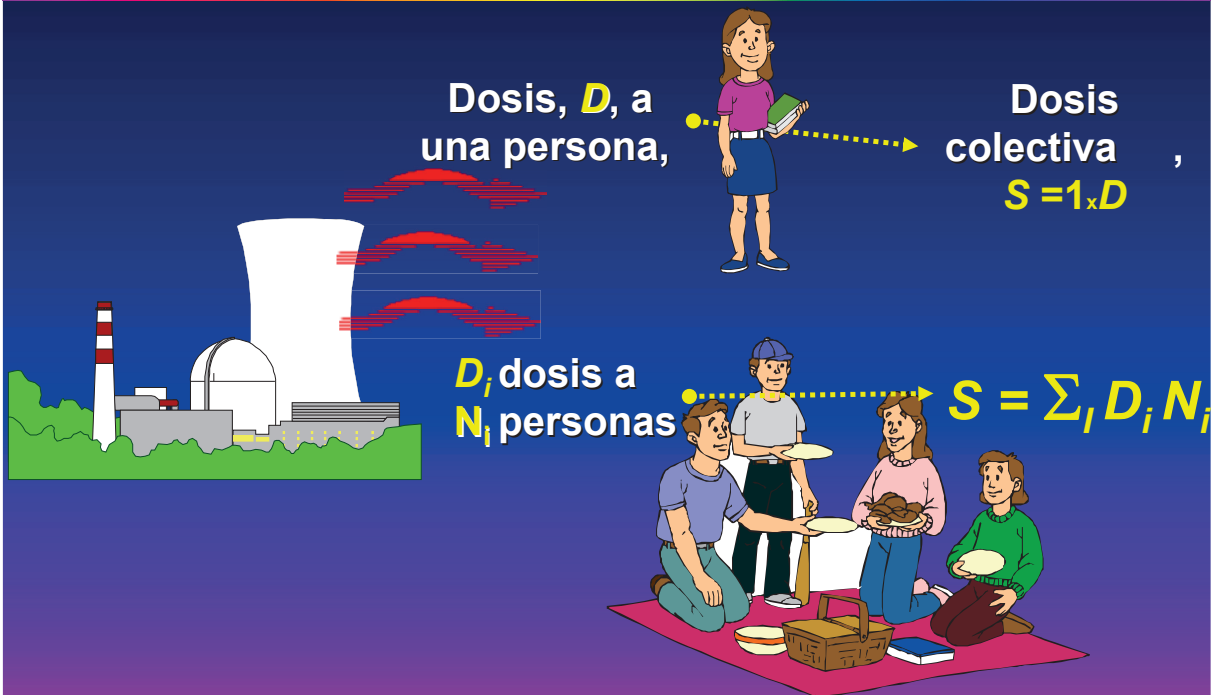
**¿Es epistemológicamente correcto
utilizar la magnitud *dosis* tanto para
dosis individuales
como para
dosis colectivas?**

143

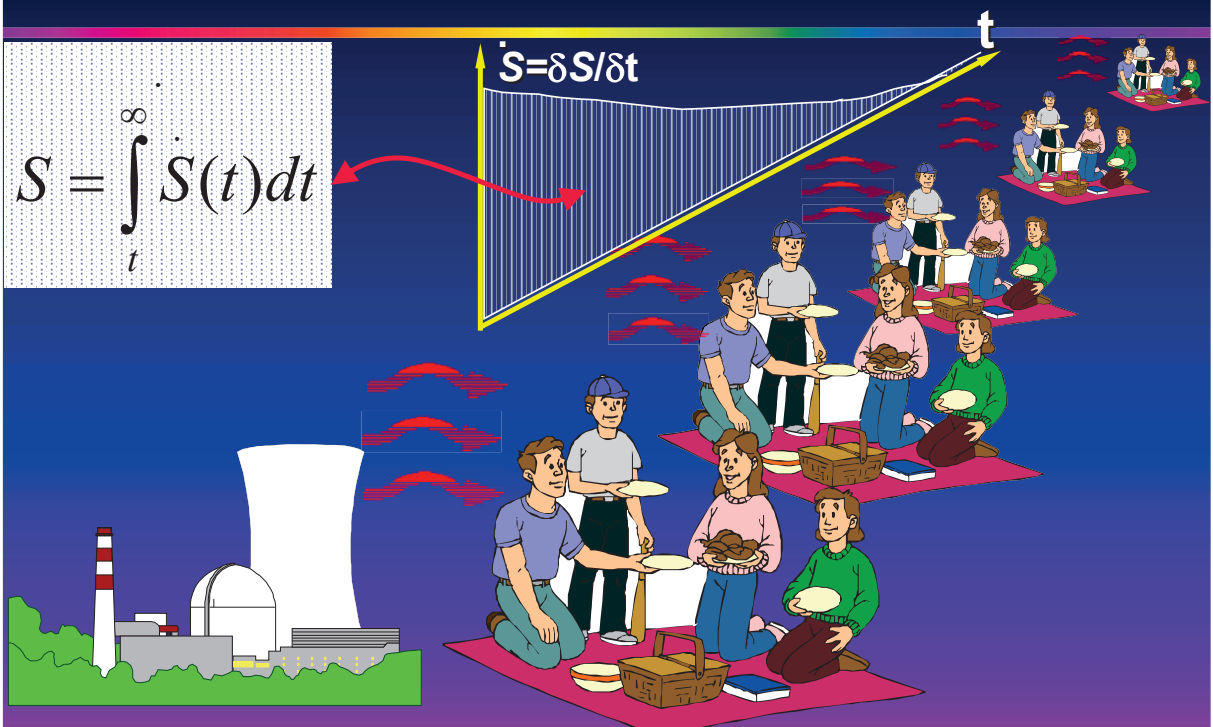
Un tema controversial

El uso de la magnitud dosis colectiva

La dosis colectiva, S



Dosis colectiva integrada en el tiempo



**IRPA15 - 15th International Congress of the
International Radiation Protection Association**

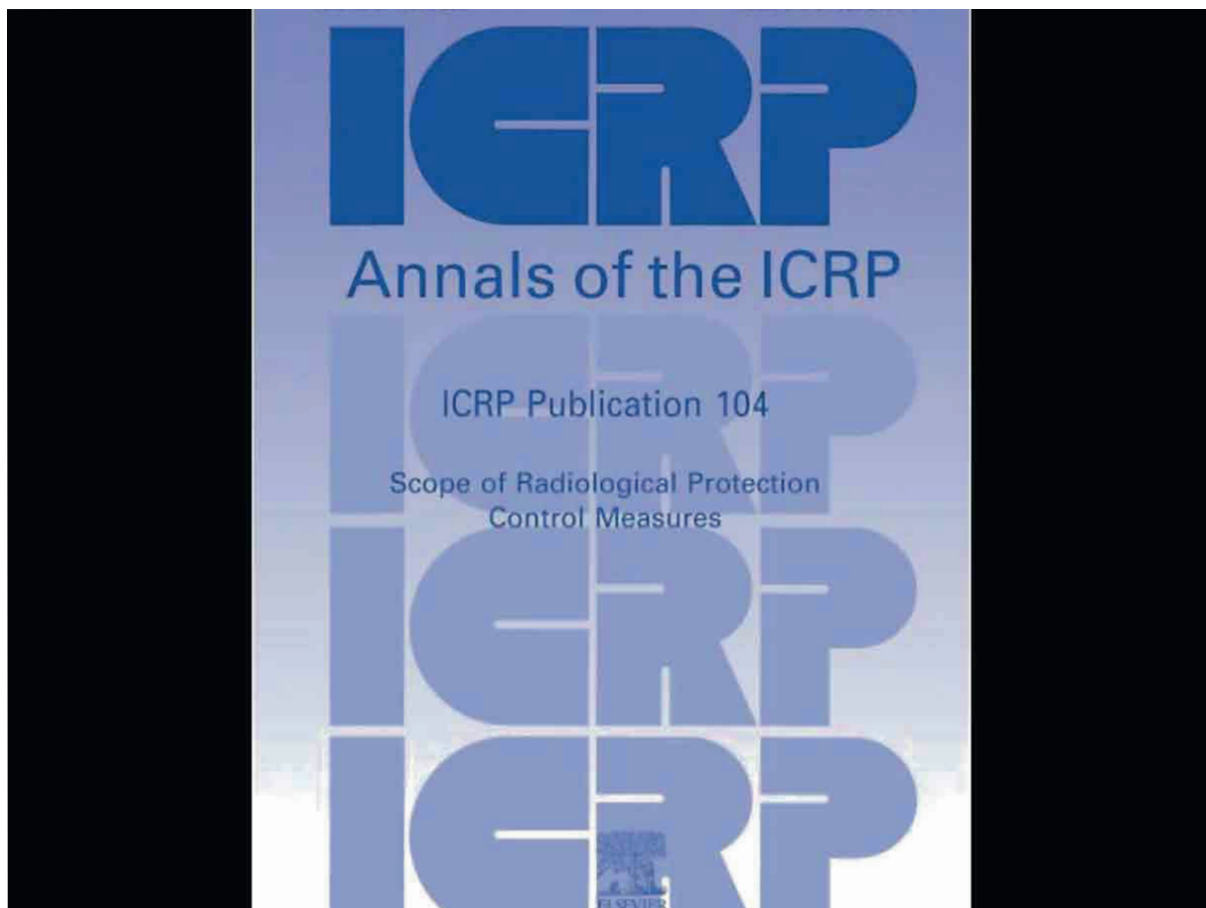
Seoul, Korea; January 18-22, 2021.

**Emerging Challenges
in the
International System
of
Quantities and Units
for
Radiation Protection**

Abel J. González

Futuro 5

Alcance de la normativa



Alcance (scope) de las Normas

Es imperioso abordar y clarificar el alcance de las Normas, por ejemplo:

- Describiendo las exposiciones típicas en un Estado que no son susceptibles de protección, y que deberían ser **excluidas** de las reglamentaciones nacionales; y,
- Analizando las situaciones de exposición de un Estado en las que la protección ya está optimizada, las que deberían ser **exentas (dispensadas)** de acción regulatoria.

Alcance (scope)

Podríamos definir el alcance del paradigma en LA:

- Describiendo exposiciones no susceptibles de protección, que deben *excluirse* del paradigma.
- Analizando exposiciones con protección optimizada, que deben ser *exentas* del paradigma.



Futuro 6

Los principios fundamentales del programa

Principios Fundamentales

- Principio de **justificación**
- Principio de **optimización** de la protección
- Principio de **limitación** de dosis individuales
- Principio de la **prudencia** hacia de las generaciones futuras y el medio ambiente

Principio de justificación

- Cualquier decisión que altere la situación de exposición a la radiación debería ocasionar más beneficio que daño.



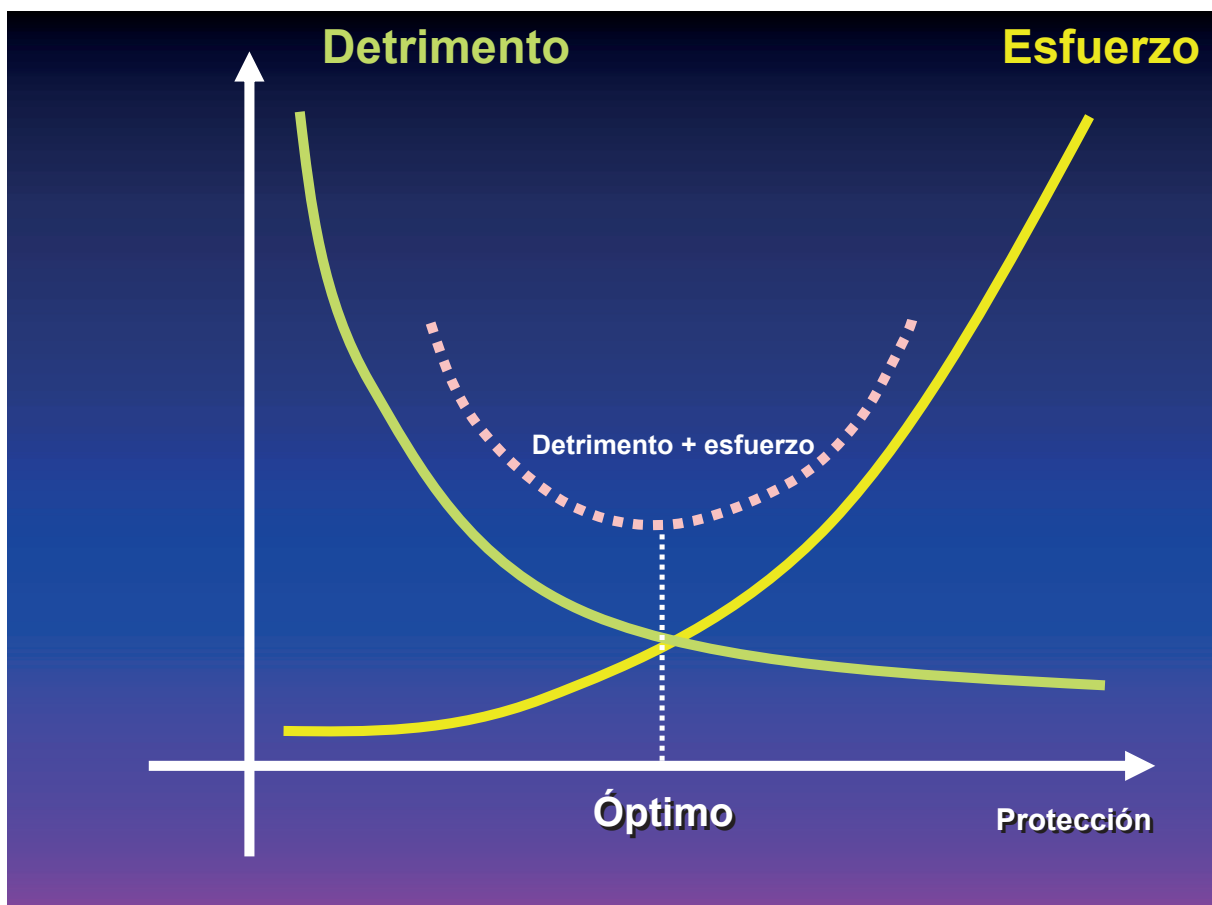
Beneficio

Detrimento

Beneficio > Detrimento

Principio de optimización

- El nivel de protección contra la radiación debe ser el mejor para las circunstancias prevalecientes, maximizando el margen de beneficio a daño.



Principio de limitación de dosis

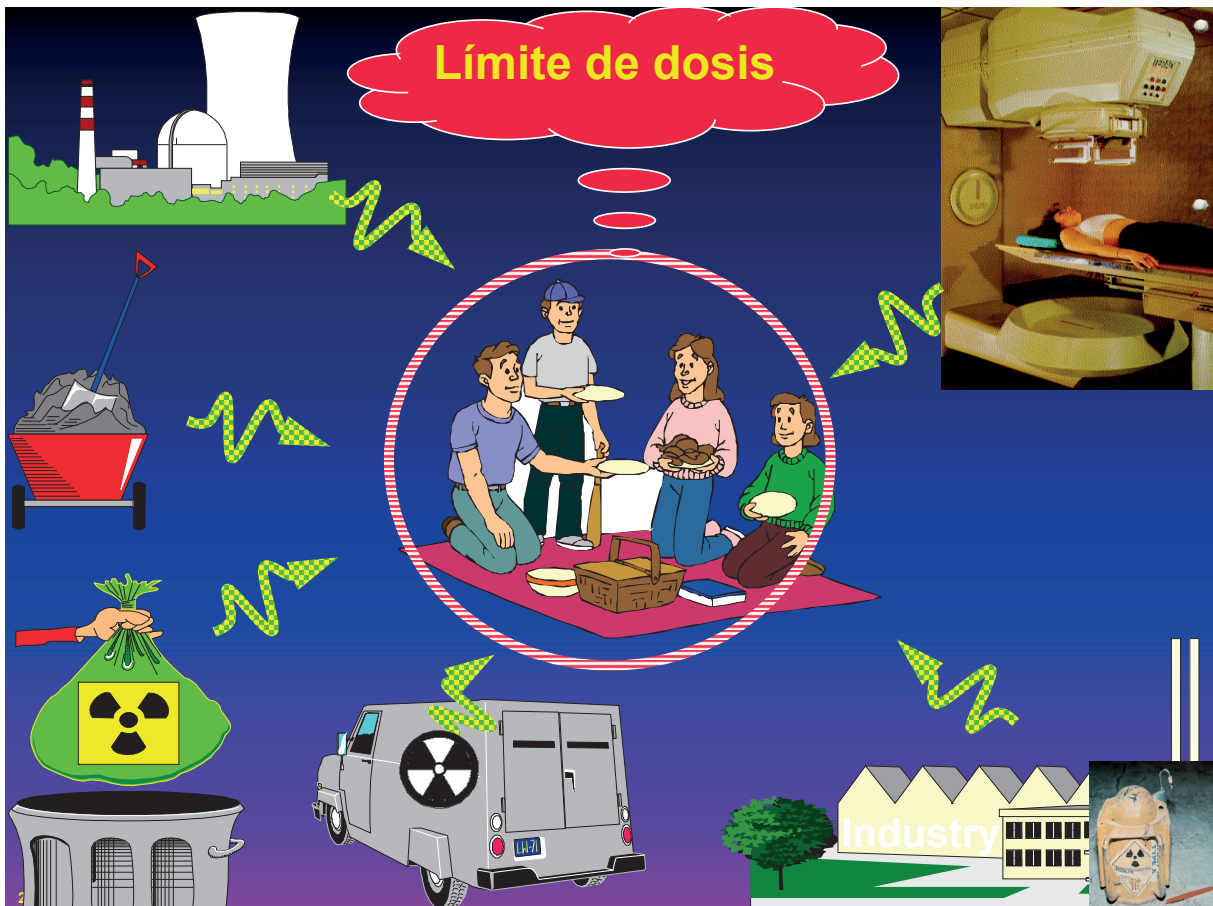
- La dosis total incurrida por cualquier individuo, debida a fuentes controladas en situaciones de exposición planificada (excepto la exposición médica como paciente), no debe exceder límites apropiados y predeterminados.

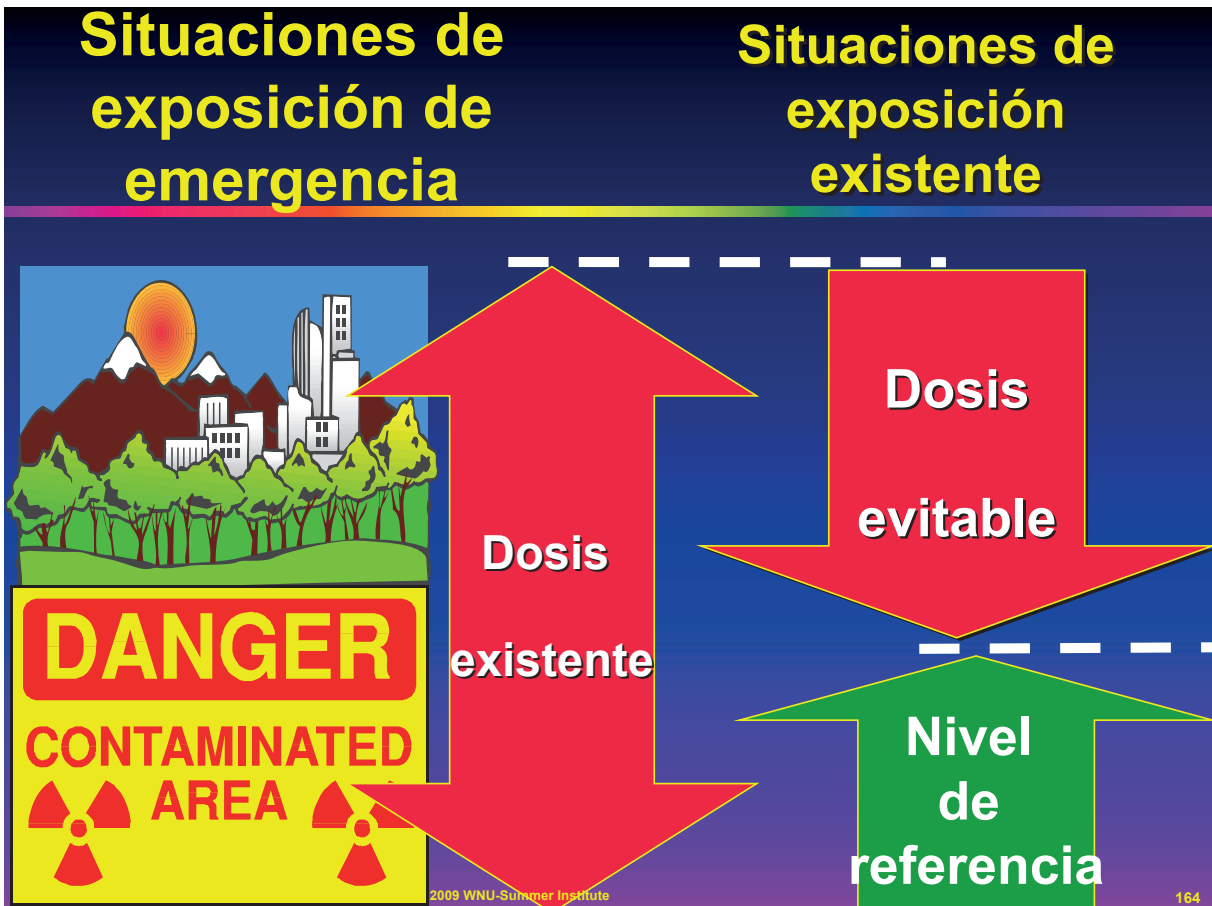
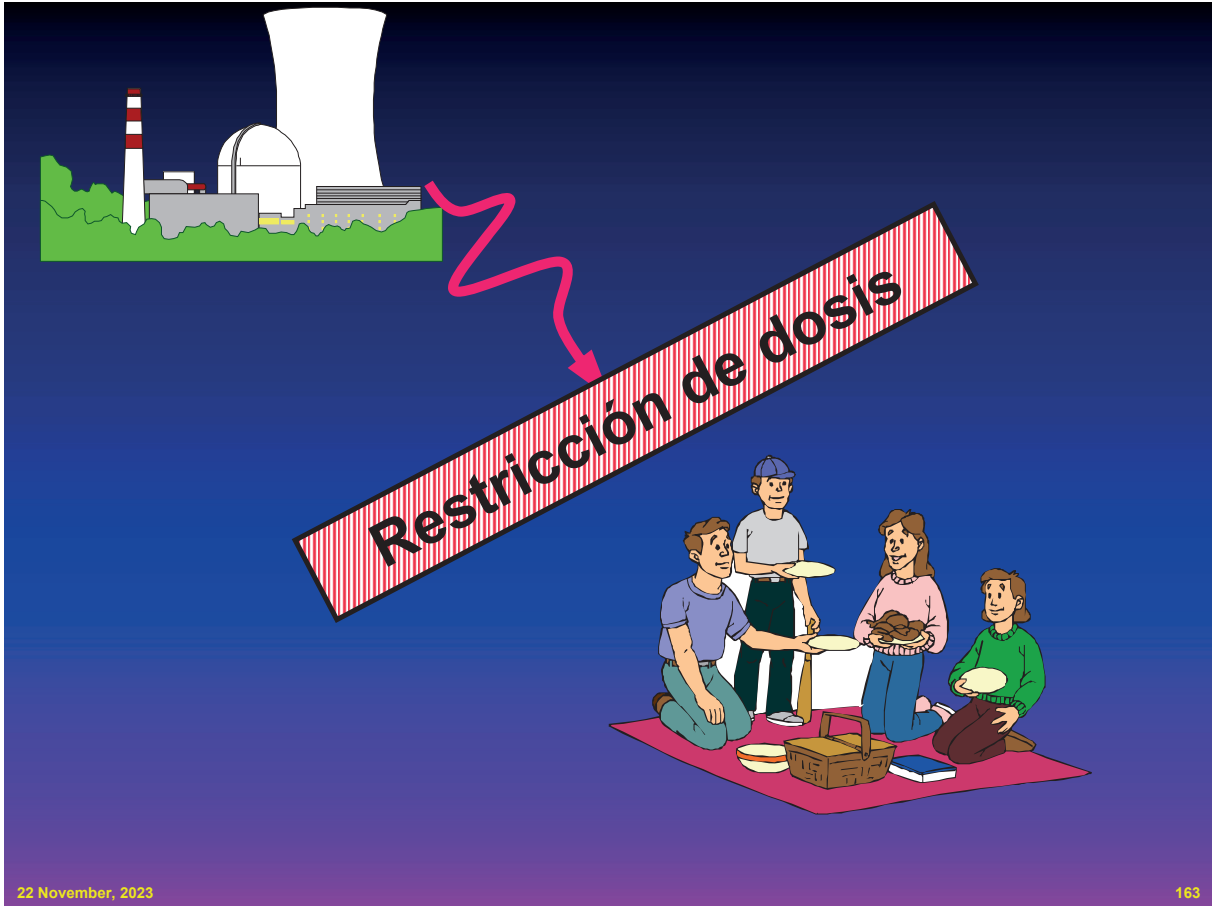
Fuentes controladas en situaciones de exposición planificada



Límite de dosis

- El valor de la dosis efectiva o la dosis equivalente recibida por individuos que no debe ser excedido a causa de **todas** las exposiciones planificadas.



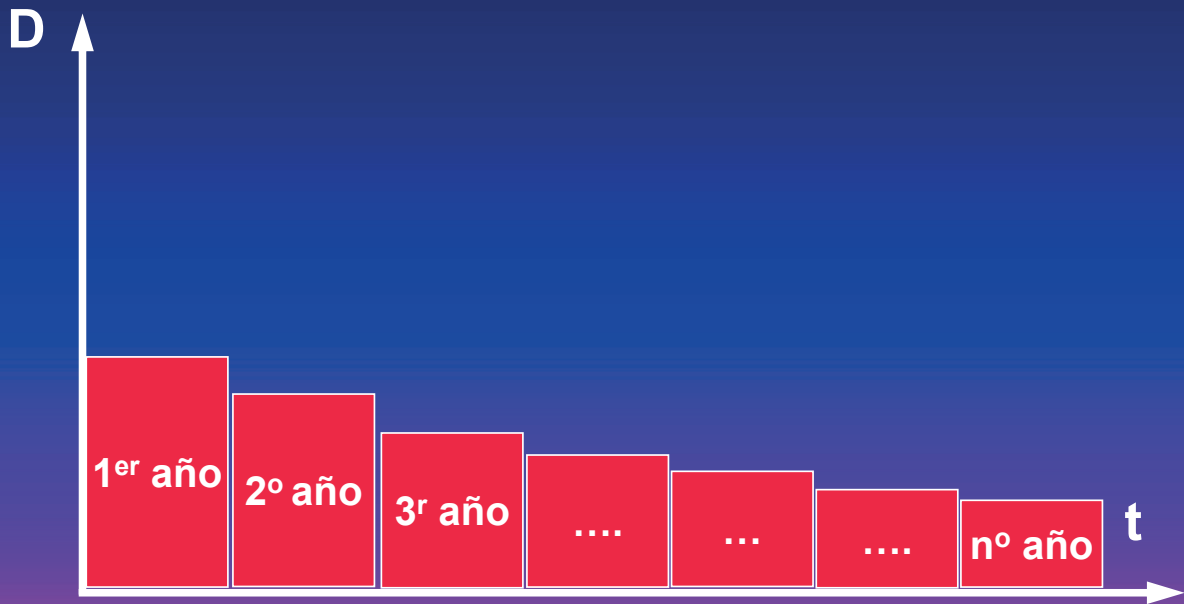


Principio de prudencia hacia las generaciones futuras y el medio ambiente

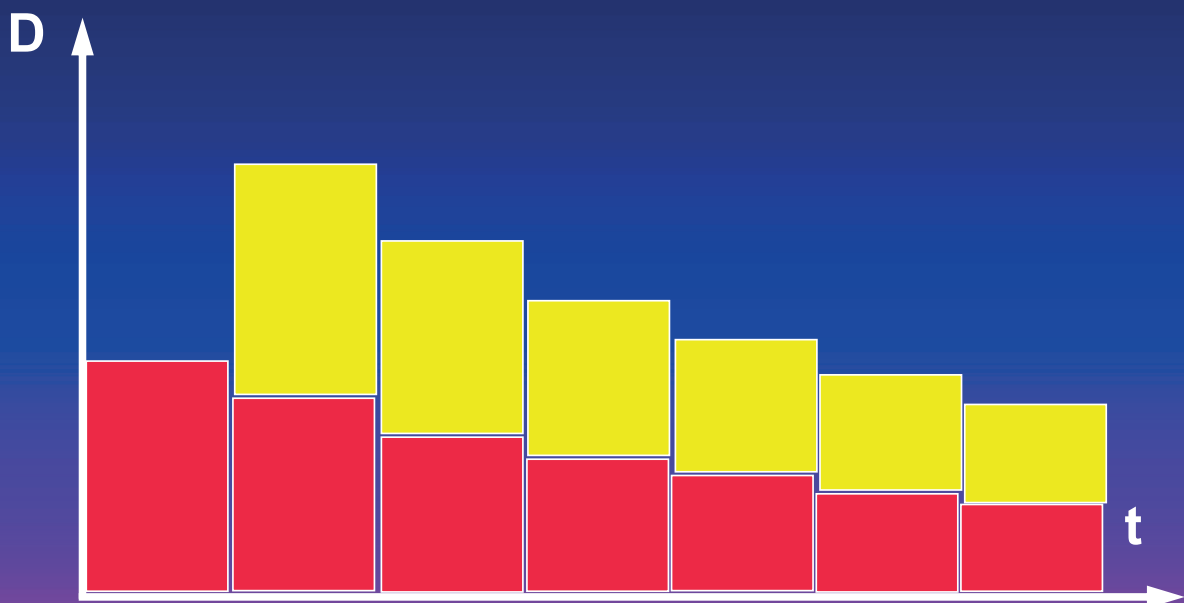
- **Las personas y el medio ambiente, no solo del presente sino también del futuro, deben protegerse contra riesgos plausibles.**

Protección de las generaciones futuras

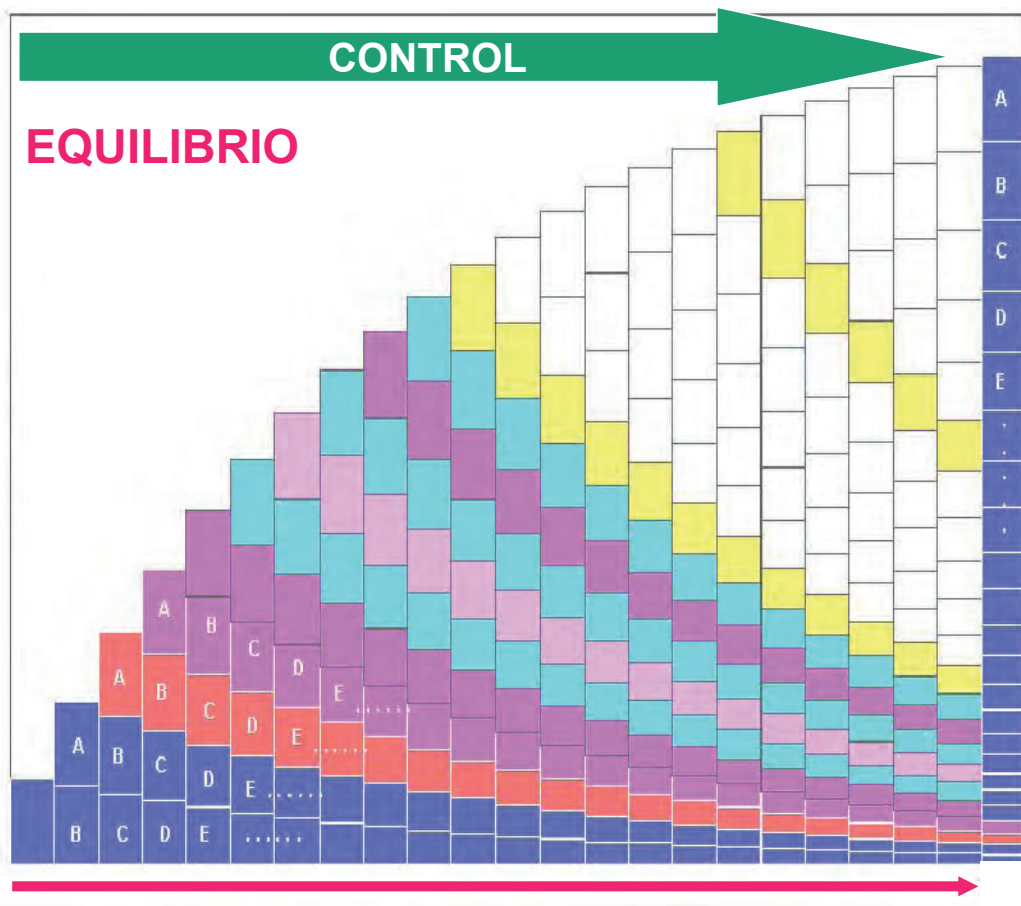
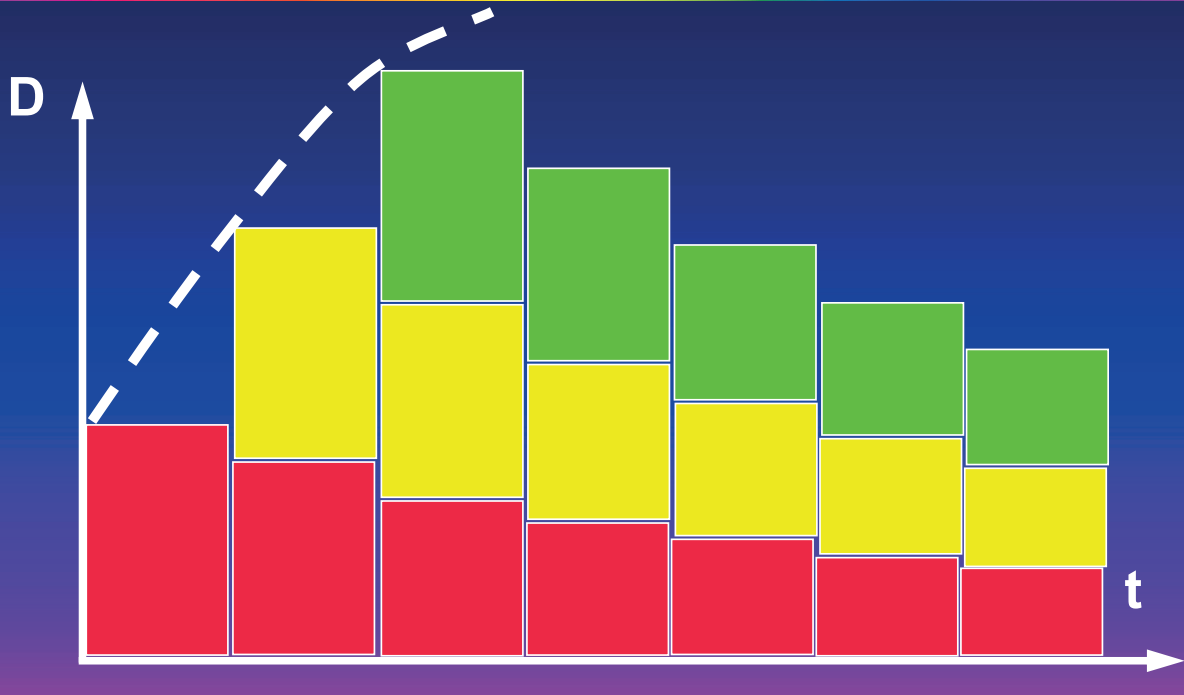
Dosis después de un año de práctica



Dosis después de dos años de práctica



Dosis después de tres años de práctica



Protección del medio ambiente en latinoamerica

Principios de protección del medio ambiente

- **mantener la diversidad biológica,**
- **asegurar la conservación de las especies, y**
- **proteger la salud y estado de los hábitats
naturales y de las comunidades y ecosistemas.**

Futuro 7

Aplicación de la normativa en distintas situaciones de exposición

Tipos de situaciones de exposición

- **Situaciones de exposición planificada**
- **Situaciones de exposición de emergencia**
- **Situaciones de exposición existente**

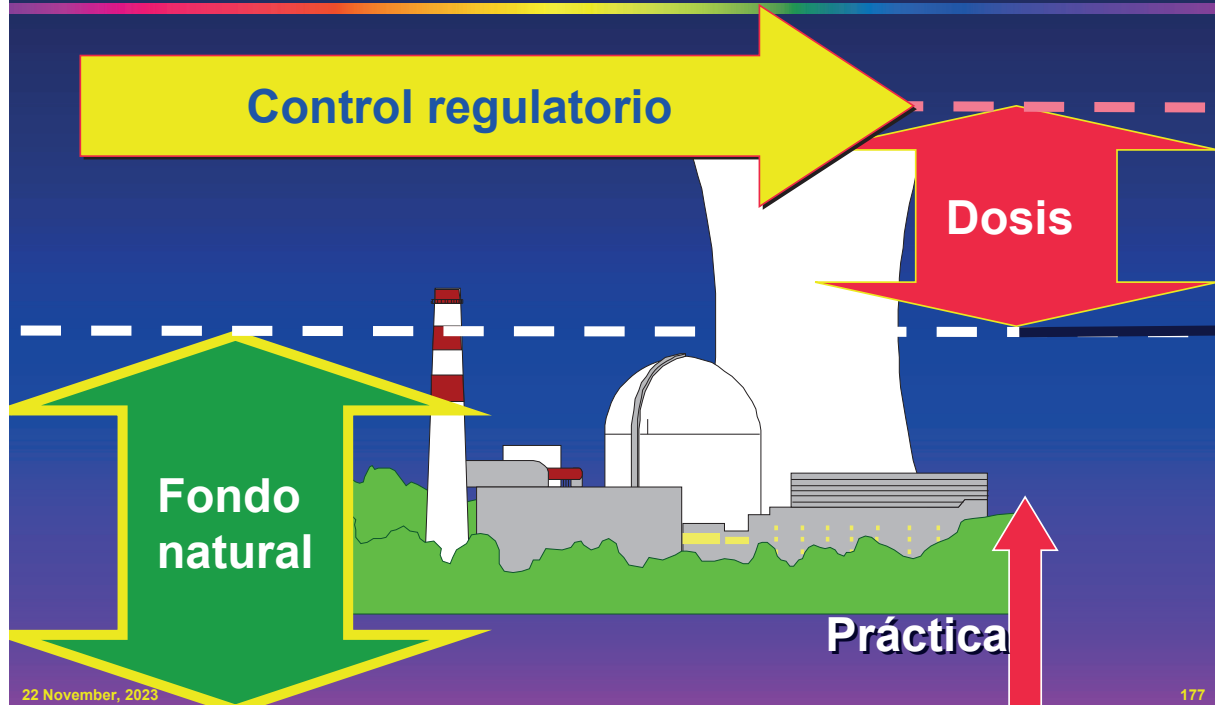
Situaciones de exposición planificada

Situaciones de exposición planificada

- Son aquéllas que involucran la introducción y la operación planificada de fuentes de exposición a la radiación.

(Clasificadas previamente como *prácticas*.)

Situaciones de exposición planificada,



Situaciones de exposición de emergencia

Situaciones de exposición de emergencia

- **Son situaciones inesperadas de exposición que demandan una atención urgente, (como las que pueden ocurrir durante la operación de una situación planificada o como consecuencia de un acto malévolo).**

Situaciones de exposición 'existente'

Situaciones de exposición existente

- Son definidas como estados de exposición que ya existen cuando tiene que ser tomada una decisión sobre su control.



‘Son’ o ‘Están’ ‘Existing’ ó ‘Extant’

- En castellano ‘ser’ y ‘estar’ son diferentes

La situación de exposición que **ES**

(y existe de siempre, por ejemplo rayos cósmicos)

es distinta a

la situación de exposición que **ESTÁ**

(no siempre, p ej. exposición residual de Fukushima)

**Algunos ejemplos de
problemas con ‘existing
exposure situations’ que
podrían ser abordados por el
programa**

Radiación natural

Radiación natural

En muchos Estados existe una gran confusión con respecto a la protección contra la exposición a fuentes de radiación natural, tema que no hemos considerado con suficiente detalle en el programa.

Las radiación natural podría necesitar un sub-programa especial.

Radiación Natural

- La exposición a la radiación natural básicamente no se consideró al construir el paradigma.
- Este lapsus original debe corregirse.
- Las NORMs necesitan una consideración especial.

‘Contaminación’

Contaminación

(¿Presencia? ó ¿Proceso?)

El miedo a la "contaminación" ha causado daños psicológicos y estragos económicos. Deberíamos enfocar un programa para abordarlo:

- en tierra,
- en residuos, y **SOBRE TODO**
- en **BIENES DE CONSUMO**

‘Contaminación’

¿Qué nivel de “contaminación” puede ser excluido del paradigma?

¡Ha llegado el momento de que el paradigma aborde este problema con claridad!

**IRPA15 - 15th International Congress of the
International Radiation Protection Association**
Seoul, Korea; January 18-22, 2021.

Radioactivity in Goods

Supplied for Public Consumption or Use:

Towards an Internationally Harmonized

Regulatory Framework

Abel J. González

Futuro 8

Aplicación de la normativa a las

distintas categorías de

exposición

Las categorías de exposición

Categorías de exposición

- **exposición ocupacional**
- **exposición del público, y**
- **exposiciones médicas**
(de pacientes y cuidadores-confortadores y voluntarios)

La exposición ocupacional

Exposición ocupacional

El programa de TC ha sido muy exitoso en este tema, pero hay nuevos desafíos que necesitan acciones complementarias; por ejemplo

- Trabajadores expuestos a la radiación natural.
- Trabajadores de otras actividades sin radiación pero que se exponen a la radiación (por ejemplo chóferes transitorios).
- Voluntarios en accidentes.
- Respondedores a accidentes (por ejemplo bomberos)

(La OIT debería participar de estos nuevos esfuerzos)

Occupational exposure

Debería revisarse, con la OIT, para considerar, entre otros, los siguientes casos de exposición ocupacional:

- Radiación natural
- Trabajadores de otras disciplinas
- Trabajadores voluntarios
- Respondedores

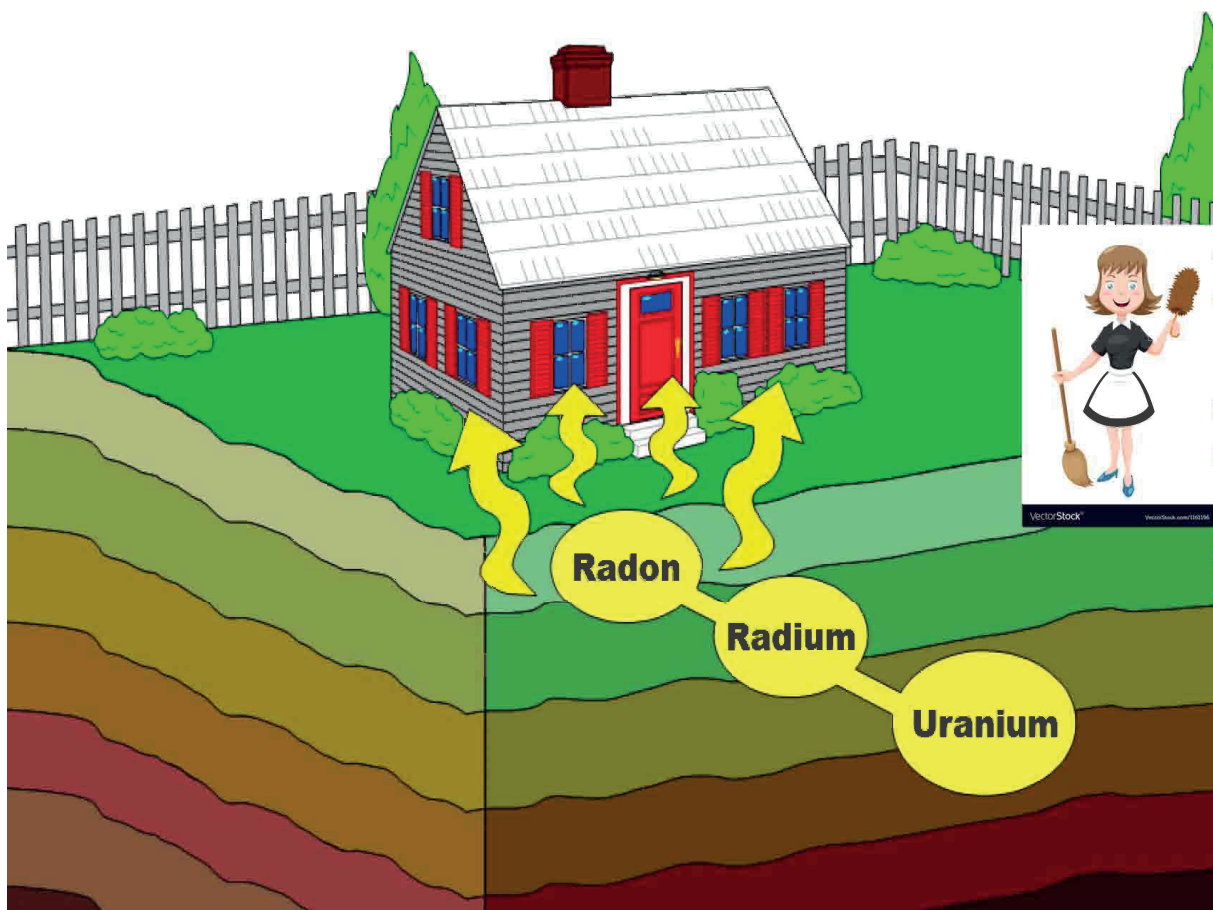




**El trabajador femenino:
protección especial
para los bebes *in utero*
y los lactantes**

Algunos desafios

¿Aplica el Convenio de la OIT a un trabajador que vive en una zona de bajo fondo de radiación pero está empleado en un lugar de trabajo ubicado en una zona de alto fondo?



¿Están los pilotos y azafatas bajo el

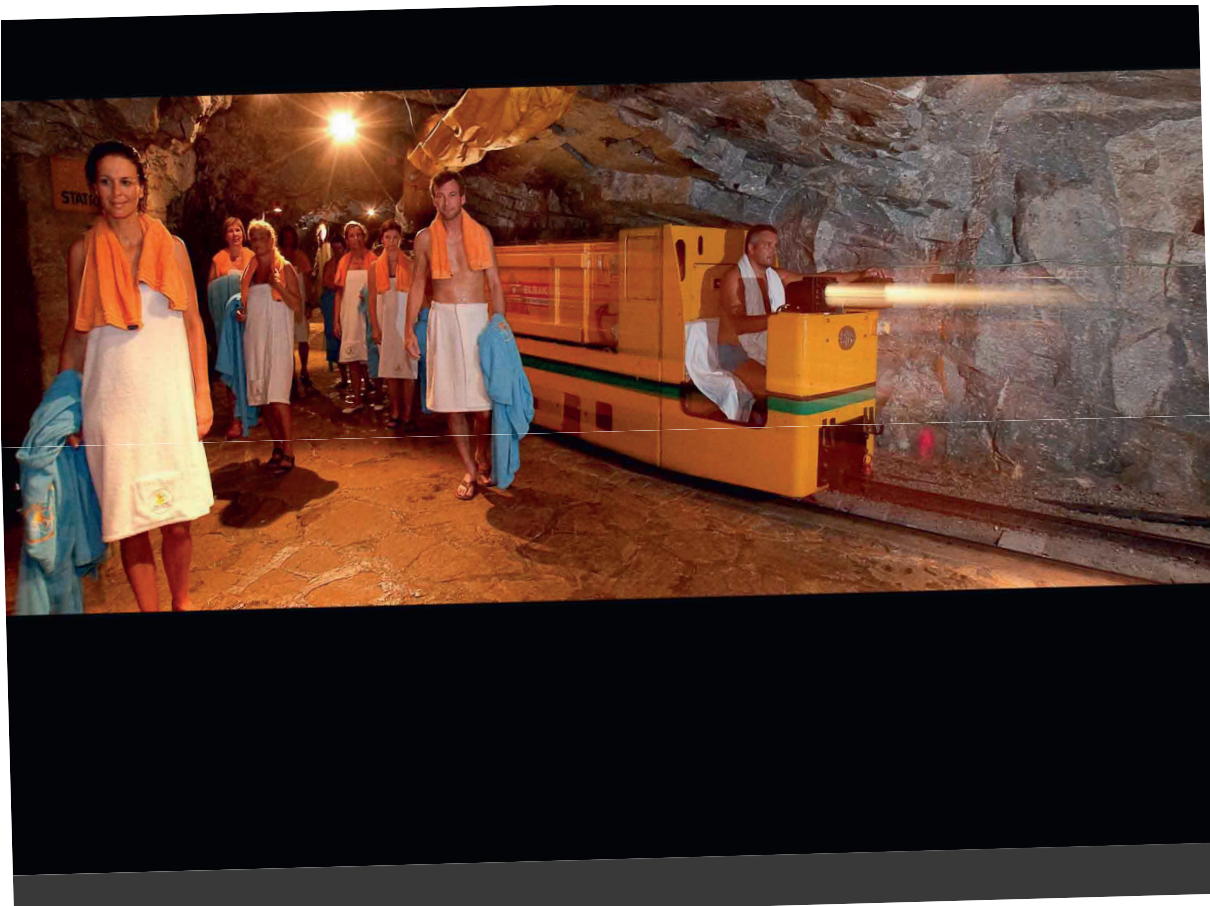
Convenio de la OIT?

Annual doses from cosmic radiation*



* Based on the assumption of exposure at these locations for a year.

¿Y los trabajadores de spas?



Nuevo desafío

**¿Un nuevo paradigma para la
protección de los trabajadores
que se dedican a la producción de
electricidad?**

United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation

SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION
UNSCEAR 2016 Report

Report to the General Assembly

SCIENTIFIC ANNEXES A, B, C and D

ANNEX B

RADIATION EXPOSURES FROM
ELECTRICITY GENERATION

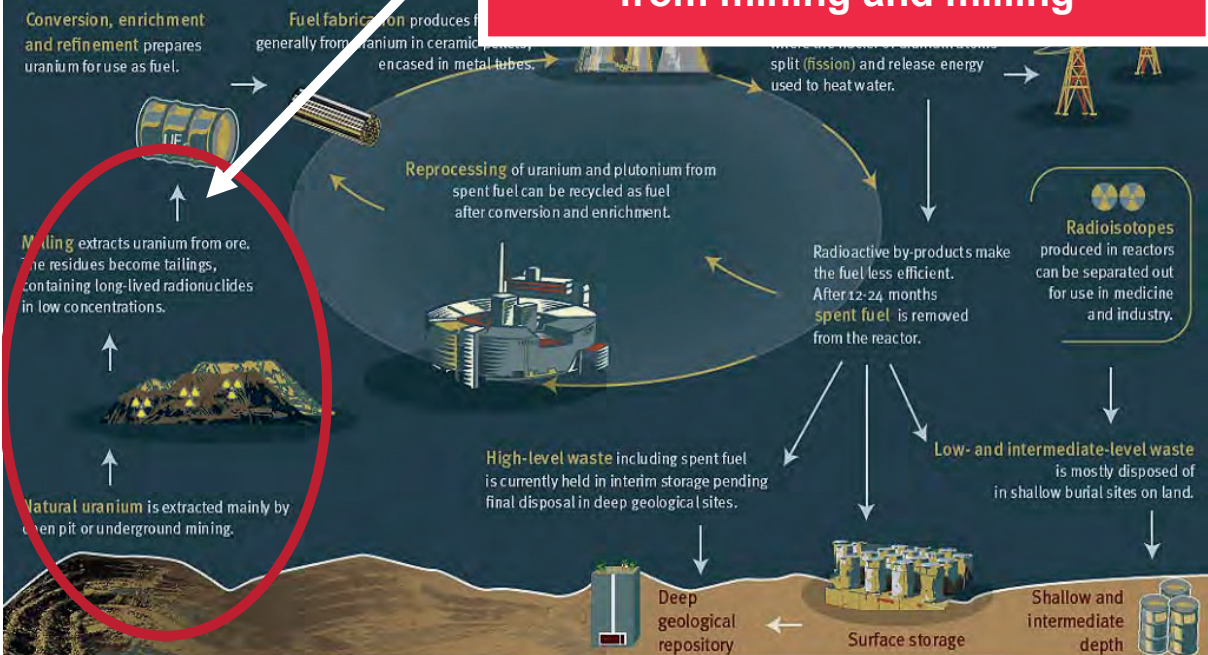


El foco de hoy: los trabajadores de las centrales nucleares



Main processes in the nuclear industry

By far the dominant contribution is from mining and milling

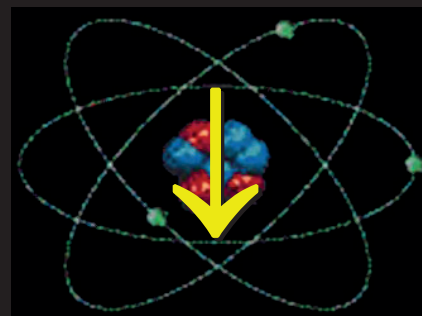
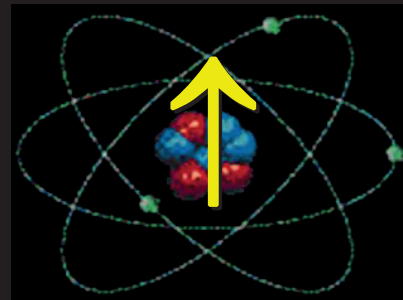


Pero, más importante: ¡un cambio de paradigma!

- Entre las diversas fuentes de energía para generar electricidad, la fuente que genera la mayor exposición a la radiación para los trabajadores....

.... no es la nuclear, ¡es el carbón!

211



212

- **Contribución del carbón ~ 50%.**

(de operaciones y vertidos medioambientales durante la extracción de carbón y la combustión en centrales eléctricas y también de depósitos de cenizas de carbón)

- **Contribución nuclear ~20%.**

(principalmente debido a la extracción y molienda de uranio, no a las operaciones de la central nuclear)

213

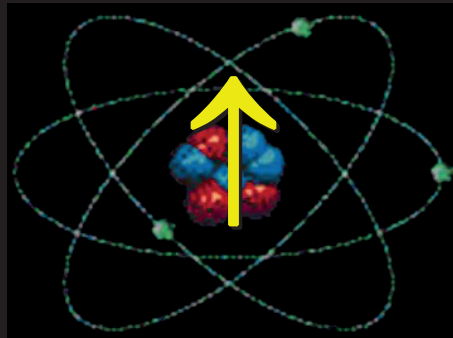
**Los grandes culpables:
¡Los elementos radiactivos naturales
radio-226 y radón-222!**



¡¡¡...más aún...!!!

- el mayor impacto de la radiación debido a la **instalación de energía eléctrica** (construcción de plantas) se encontró en **plantas solares** seguidas de **plantas eólicas.**

215



216

La razón es que la energía solar y eólica requieren grandes cantidades de metales de tierras raras (baja ley), y la extracción de minerales de baja ley produce grandes exposiciones ocupacionales a la radiación.

Tierras raras en células solares

- Los paneles solares utilizan, por ejemplo, **telurio**.
- El telurio es tres veces más raro que el oro.



Tierras raras en generadores eólicos

- El neodimio se utiliza en imanes de turbinas eólicas.

(El polvo magnético de neodimio-hierro-boro [NdFeB] se utiliza para fabricar imanes permanentes para turbinas eólicas)



En resumen: exposiciones ocupacionales dominantes



Exposición del público

Exposición del público

- **Exposición incurrida por los miembros del público procedente de fuentes de radiación, en adición a la debida a la radiación natural local normal y a cualquier exposición ocupacional o médica.**

Recomendaciones para la protección del público

Protección para actividades planificadas

(Prácticas)

Requerimiento:

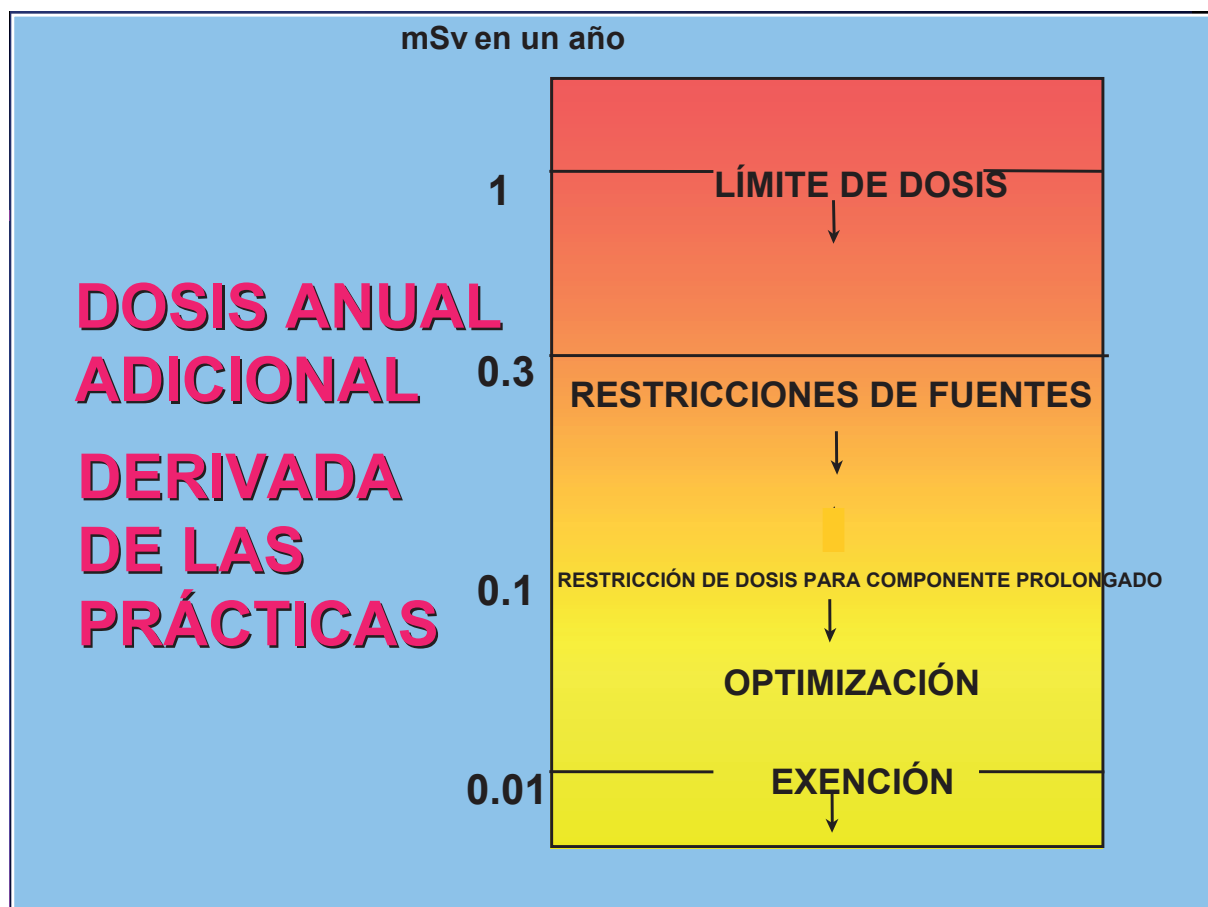
Limitar las dosis adicionales

Protección para situaciones existentes y emergencias

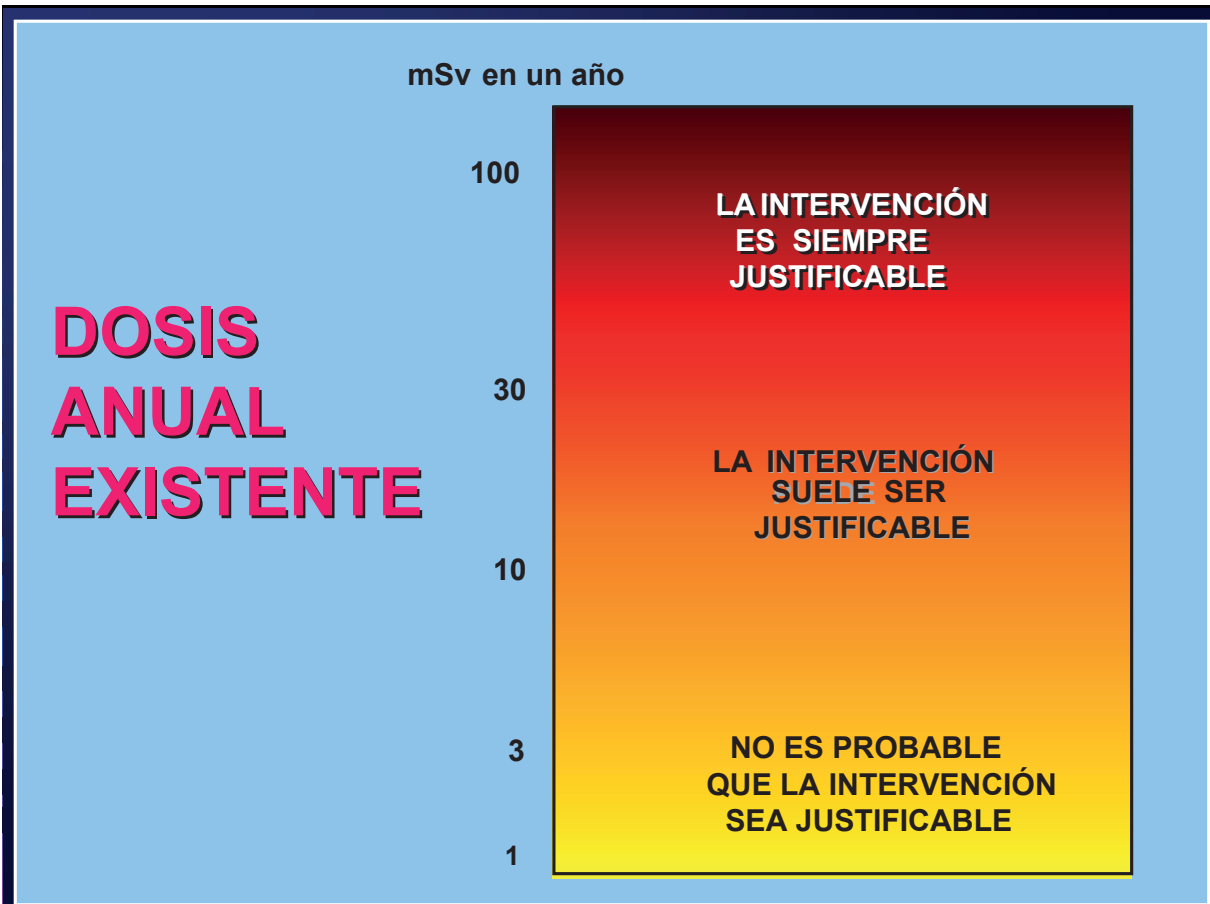
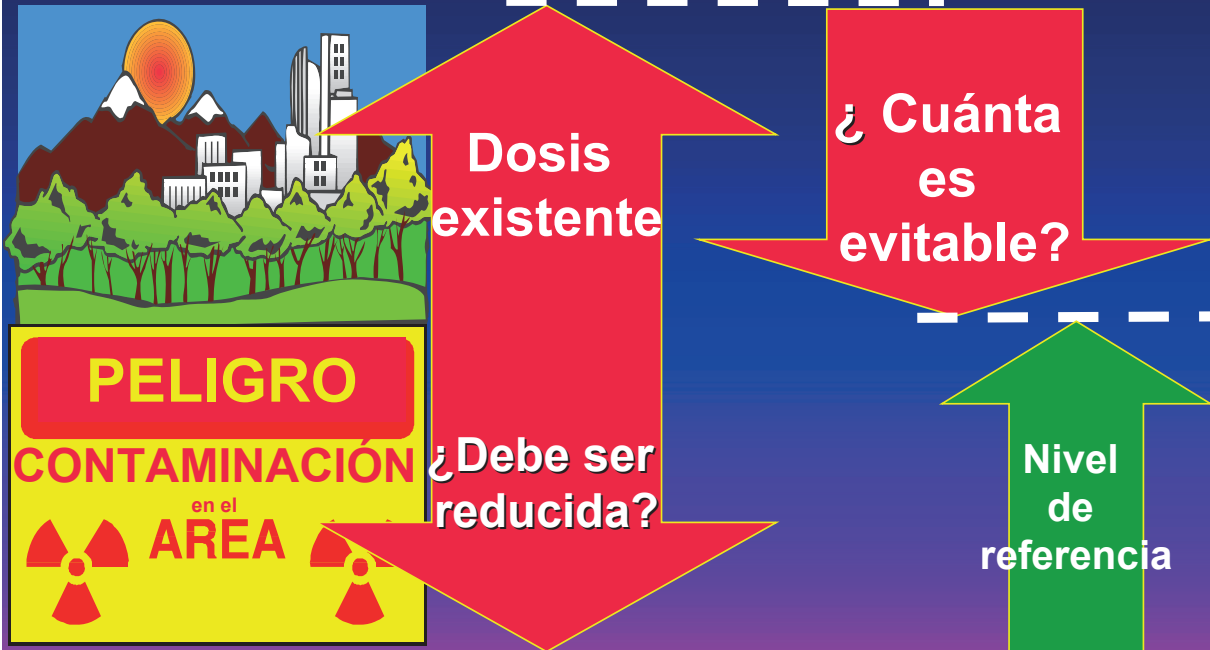
(Intervenciones)

Requerimiento:

Reducir las dosis existentes evitables



'Intervenciones'





Problemas con el 'límite' de dosis

El 'límite' de dosis

Este concepto fundamental de las Normas ha causado mucha confusión.

El programa debería ayudar a aclarar el concepto de "límite" de dosis.

En las Normas internacionales no se debe entender como un punto terminal más allá del cual no deba pasar una dosis personal.

Se necesita una discusión profunda sobre este concepto, y también sobre la lógica detrás del límite de 1mSv/año.

La gran confusión sobre los 'límites' de dosis

- **Los "límites" de dosis no ajustan a la comprensión del concepto de "límite" en castellano**
 - **No son un punto terminal, más allá del cual no debe pasar una dosis personal.**
- **Es necesaria una revisión profunda de este concepto, y de la lógica detrás del 1mSv/año.**

¿Por qué se nos permite recibir 20 mSv/año después del accidente si el "límite" de dosis es 1 mSv/año?



La exposición médica

Exposiciones médicas

El programa de TC ha sido muy exitoso en este tema, pero se necesitan acciones complementarias:

- Aumento de dosis en radiodiagnóstico
- Exposición adventicias y segundos cánceres en radioterapia
- Protección de 'conforters'
- Protección de voluntarios (en investigación).

La Exposición Médica

- Pacientes
- Medicos y enfermeras (ocupacional)
- Confortadores
- Voluntarios en la Investigación Biomédica

Exposición 'médica'

Las exposiciones médicas deben disecarse:

- Separando y dividiendo las exposiciones de los pacientes en:
 - Exposiciones de diagnóstico del paciente, y
 - Exposiciones de tratamiento del paciente(incluido el problema de la exposición adventicia y la protección contra neoplasias malignas secundarias).
- Separando en categorías independientes:
 - Exposición de confortadores y
 - Exposición de voluntarios en investigación médica

**IRPA15 - 15th International Congress of the
International Radiation Protection Association**
Seoul, Korea; January 18-22, 2021

Considerations on Potential Regulatory Actions for

Radiation Protection in Radiotherapy:

Monitoring Unwanted Radiation Exposure in Radiotherapy

Abel J. González



¿Exposición
médica? ...
...¿o ...
confortadores
con un
paradigma
ad-hoc?



¿Exposición médica?....o....*ad-hoc* paradigma

Futuro 9

Influir en el régimen intergubernamental

Epistemología
Método, validez y alcance del conocimiento científico sobre la radiación y sus efectos



Paradigma
Modelo conceptual para proteger contra la radiación



Régimen Global
Establecimiento de estándares internacional y provisiones para su aplicación global



RÉGIMEN INTERNACIONAL DE SEGURIDAD

- ✓ **CONVENCIÓN VINCULANTES**
- ✓ **ESTÁNDARES INTERNACIONALES**
- ✓ **PROVISIONES PARA SU APLICACIÓN**

241

CONVENCIÓN VINCULANTES

- ✓ **NOTIFICACIÓN PRONTA**
- ✓ **ASISTENCIA**
- ✓ **SEGURIDAD NUCLEAR**
- ✓ **SEGURIDAD DEL COMBUSTIBLE GASTADO
Y DE LOS RESIDUOS RADIOACTIVOS**

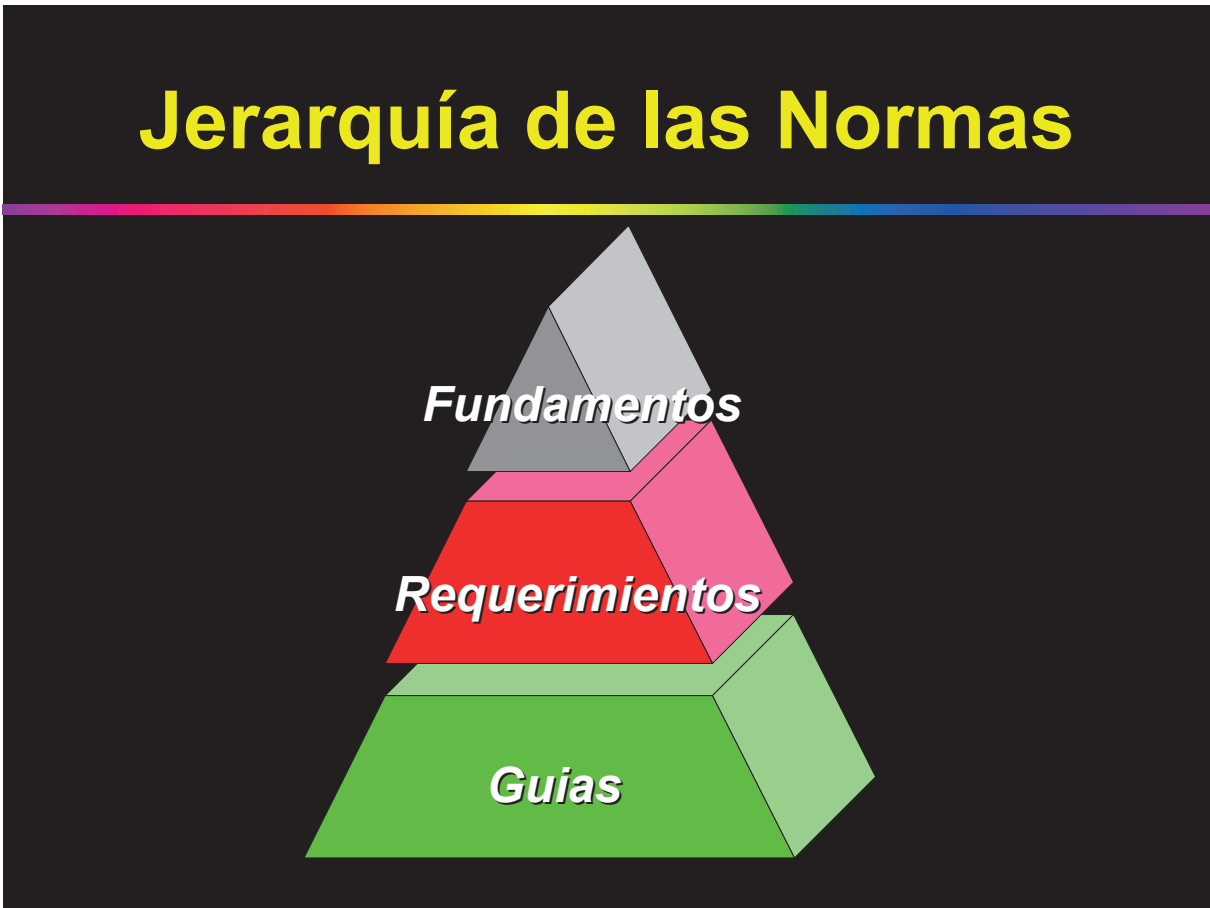
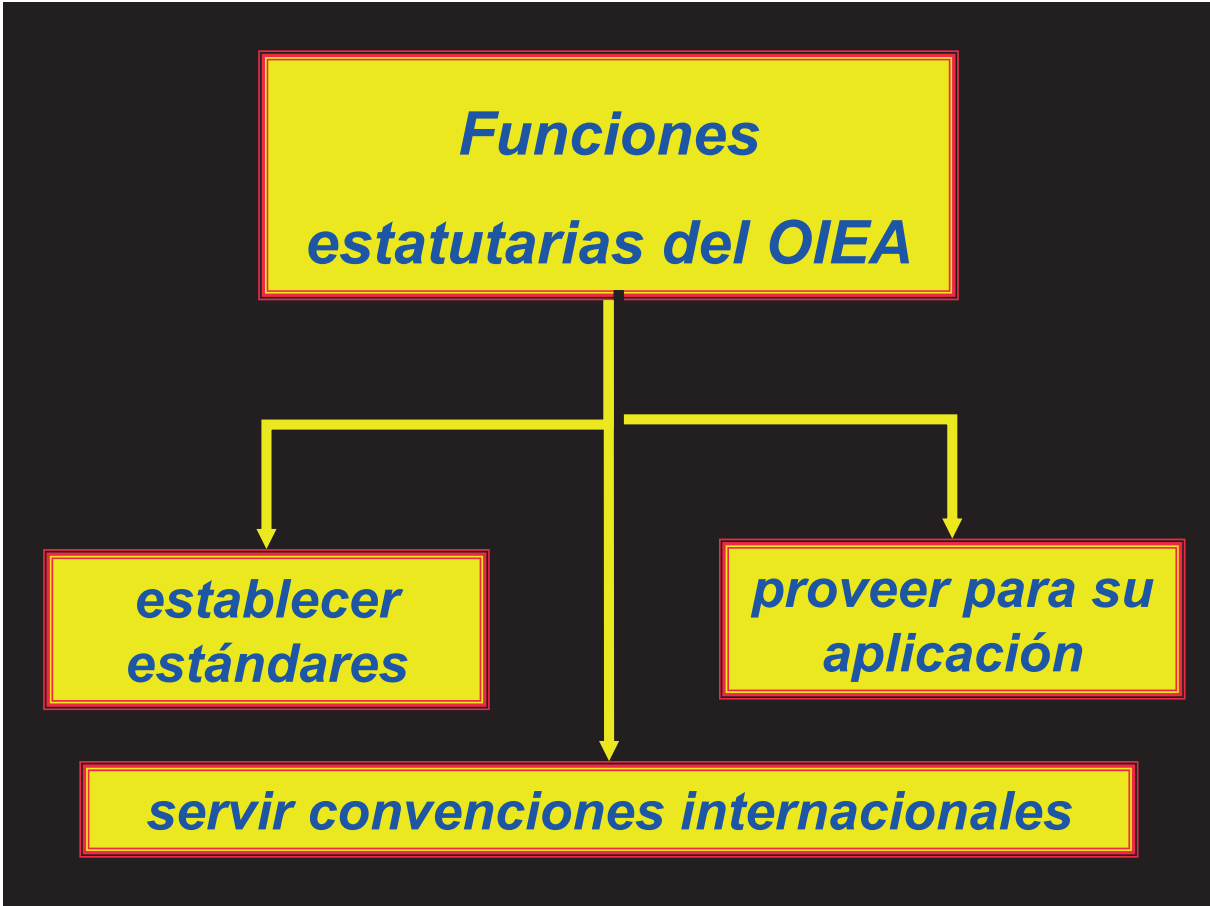


242

La Normativa Internacional e Intergubernamental



El OIEA es el único órgano del sistema de las Naciones Unidas con responsabilidades estatutarias específicas en seguridad.



Provisiones para la aplicación de la normativa internacional



Futuro 10

La denegación del transporte de material radioactivo

Transporte de material radioactivo

El candente tema de los rechazos al transporte de materiales radioactivos ha causado daño en la región.

Existe una iniciativa de la región para que el OIEA adopte un código de conducta para la facilitación del transporte.

El programa puede ayudar a la implementación.

El Desafío de las Denegaciones de Envío ("Denials of Shipment, DoS")

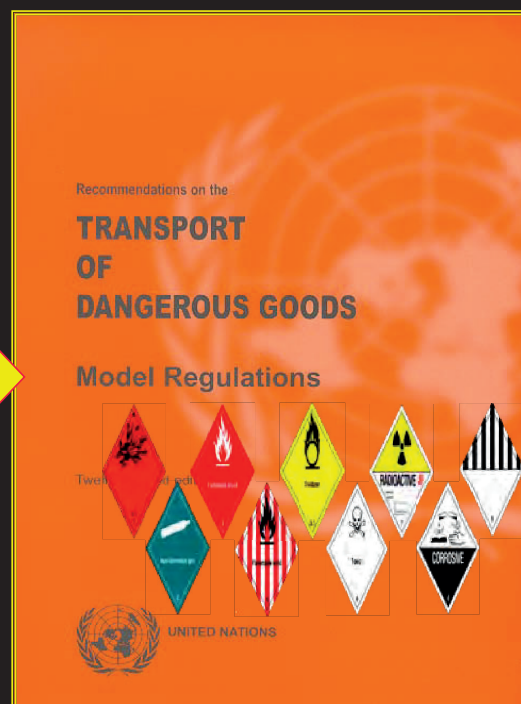
Antecedentes de DoS

- Establécese un régimen internacional de seguridad del transporte de materiales radiactivos
- Se logra un extraordinario nivel de seguridad y protección.
- No obstante → se multiplica la denegación de envío (DoS).
- DoS genera problemas de seguridad.
- Durante más de 20 años la Conferencia General del OIEA urge al OIEA de resolver el problema DoS.
- **¡DoS se convierte en un desafío irresoluto!**

Recordemos el régimen de seguridad del transporte de materiales radioactivos



A Ginebra



Principios fundamentales de seguridad

Con el patrocinio conjunto de

EURATOM FAO OIEA OIT OMI AEN/OCDE OPS PNUMA OMS



IAEA

AEN
NEA

WHO

No. SF-1



Principios fundamentales de seguridad

Con el patrocinio conjunto de
EURATOM FAO OIEA OIT OMI AEN/OCDE OPS PNUMA OMS



Nociones fundamentales de seguridad
No. SF-1

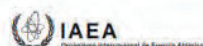


Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad

Patrocinada conjuntamente por
AEN de la OECD, CE, FAO, OIEA, OIT, OMS, OPS, PNUMA



Requisitos de Seguridad Generales, Parte 3
Nº GSR Part 3



Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos Edición de 2018

Requisitos de Seguridad Específicos
Nº SSR-6 (Rev. 1)



Normas de seguridad del OIEA
para la protección de las personas y el medio ambiente

Reglamento para
el Transporte Seguro
de Materiales Radiactivos
Edición de 2018

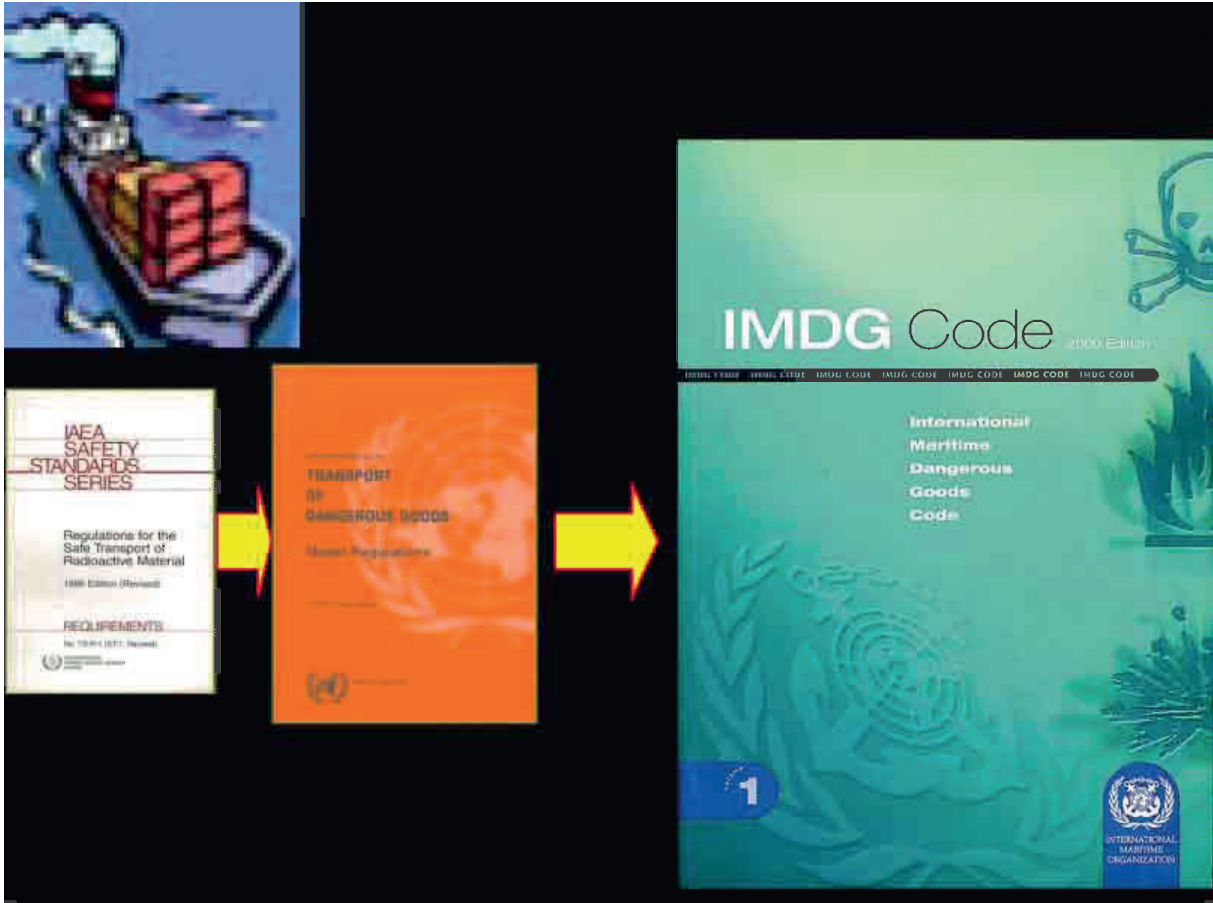
Requisitos de Seguridad Específicos
Nº SSR-6 (Rev. 1)

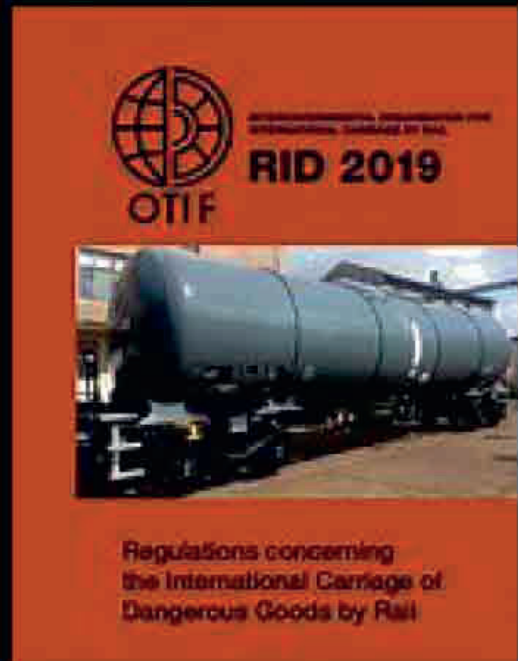
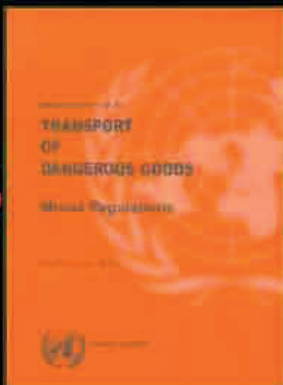
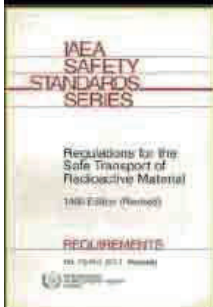
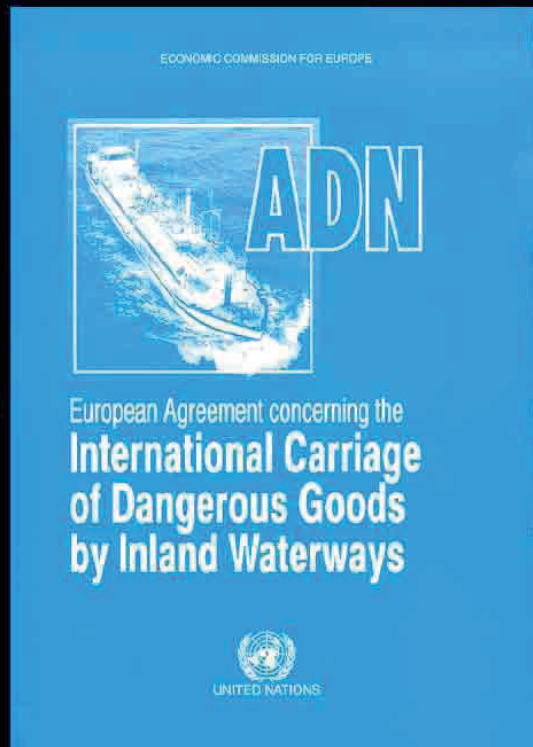
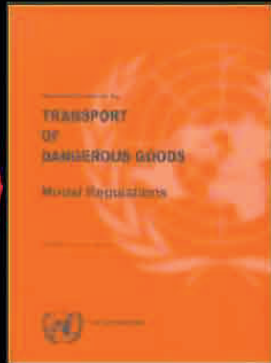
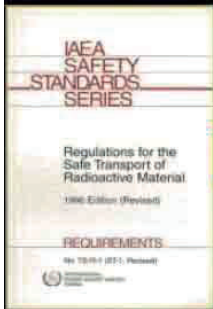


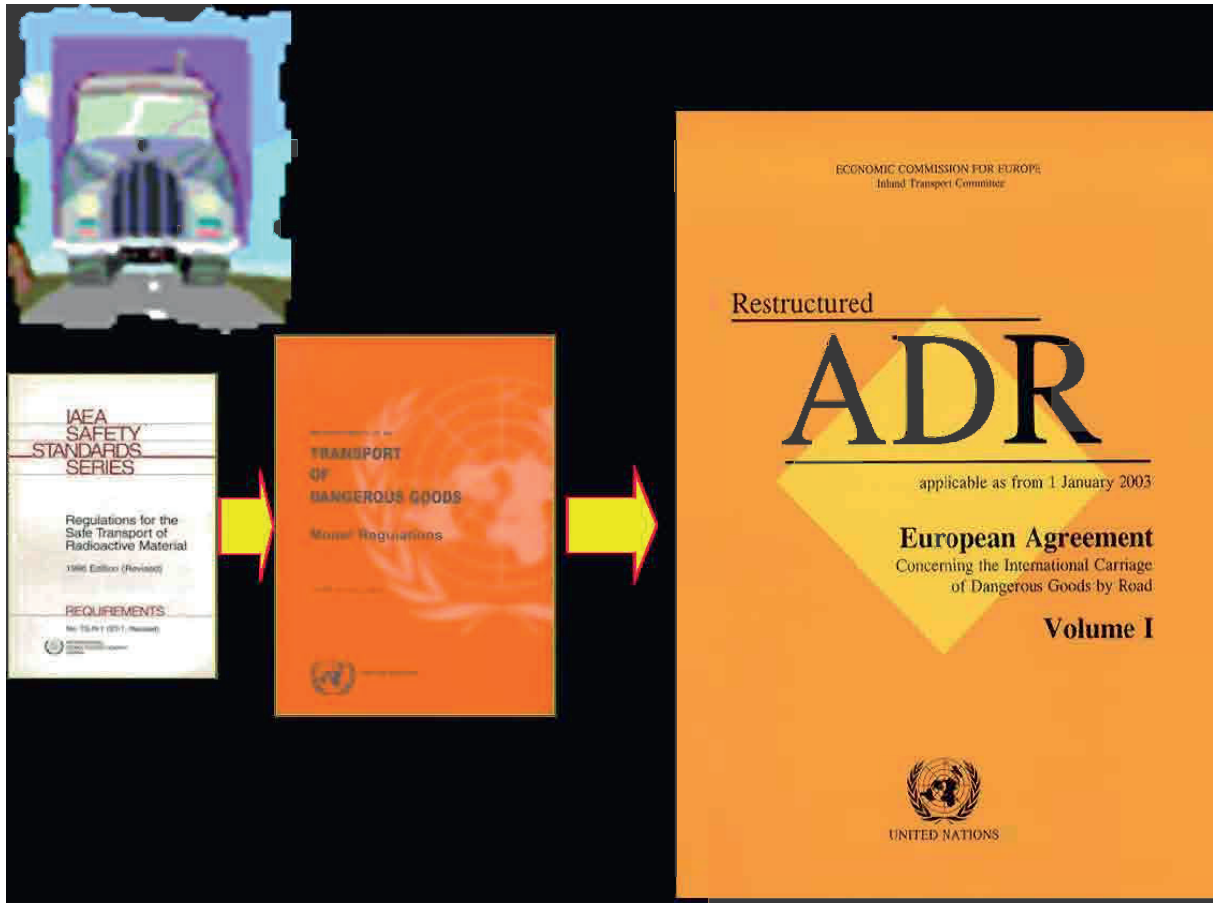
Recommendations on the
**TRANSPORT
OF
DANGEROUS GOODS**

Model Regulations









**Como resultado de este régimen internacional,
el transporte de material radiactivo ha
logrado un
récord envidiable de
seguridad y protección
pública y ocupacional.**

Sin embargo, a pesar de sus logros en materia de seguridad y protección, el transporte de material radiactivo se ha visto obstaculizado por el fenómeno de:

la denegación de envíos

(Denial of Shipment, DoS)

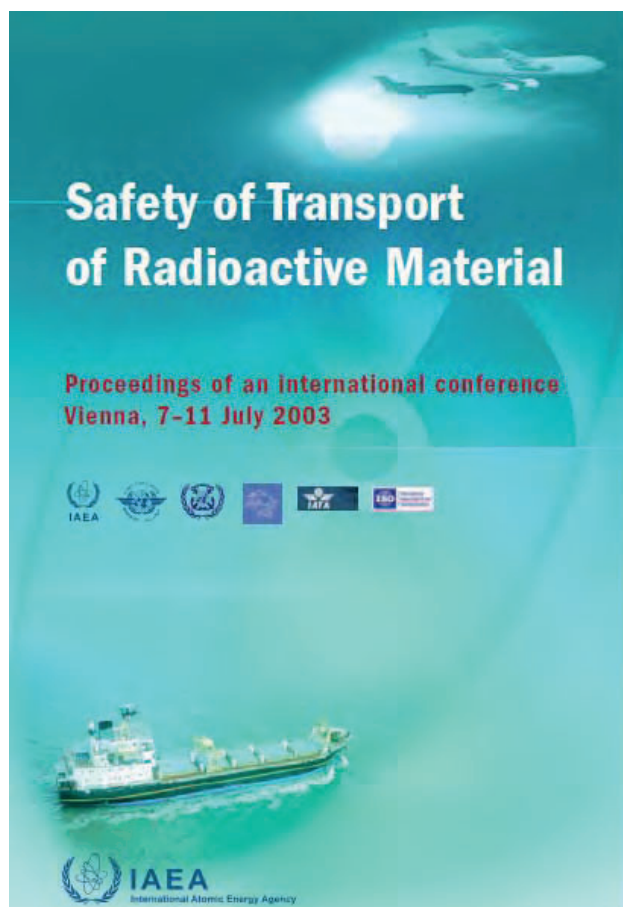
DoS

DOS puede ser descrito como sigue:

Efecto acumulativo de políticas de no aceptar materiales radiactivos por parte de

- *transportistas,*
- *puertos y/o aeropuertos,*
- *canales,*
- *terminales y/o*
- *instalaciones de manejo,*

independientemente de que los materiales sean transportados de conformidad con el régimen internacional de seguridad.



**Primera
referencia a
DoS:
Conferencia
Internacional de
2003 sobre la
Seguridad del
Transporte de
Material
Radiactivo**

A pesar de los pedidos de la Conferencia General y de los esfuerzo de organizaciones internacionales y de los transportadores...

- **El desafío de DoS no se ha resuelto.**
- **La solicitud de los Estados no se satisfizo.**

¿Porque una solución ha sido elusiva?

...quizás porque...

- **ni las organizaciones internacionales ni los transportadores navales, aéreos o terrestres pueden resolver solos el desafío del DoS.**
- **La solución podría estar en las manos de quienes urgen por una solución:**

¡Los propios ESTADOS!

Una posible solución

**Un Código de Conducta que
facilite el transporte**

¿Qué contendría el 'Código de Conducta'?

Un compromiso político de Estados sobre:

- **comportamiento,**
- **desempeño, y**
- **Logro para evitar DoS.**

Y un compromiso del OIEA para asistir, sobre todo a los países en desarrollo.

Futuro 11

El licenciamiento 'social'

Licencia social

En muchos Estados de la región existen nuevas demandas de licencia social para actividades que involucren la exposición a la radiación.

Ayuda en este tema sería beneficiosa mientras se asimilen específicamente en el programa de protección radiológica TC

Licenciamiento social

- Las nuevas demandas de **concesión de licencia social** para actividades humanas que impliquen exposición a la radiación deberían asimilarse específicamente en el paradigma.
- El concepto de **tolerabilidad** es crucial



Las licencia social debería ser ahora parte del paradigma

Promover el conocimiento de la Ética del Programa

Conjunto de *principios morales* que gobiernan o influyen la conducción del programa

La ética que sustenta el paradigma internacional de protección

Para el licenciamiento social en la región se puede preguntar:

¿Por qué se decidieron los principios fundamentales del programa?

¿En que bases se sustentan?

El programa podría incluir tutoriales sobre los principios éticos fundamentales que sustentan el programa.

Etica

- **Debería describirse la ética sobre la cual se basa el programa.**
- **Se sugiere la siguiente descripción:**

Doctrinas sobre ética

- **Ética teológica**
(ética de las consecuencias)
- **Ética utilitaria**
(ética de la efectividad)
- **Ética deontológica**
(ética del deber)
- **Ética areática**
(ética de la virtud)

Ética teológica (ética de las consecuencias)

Epigrama:

“El fin justifica los medios”

‘Vale más hacer y arrepentirse, que no hacer y arrepentirse.’
Maquiavelo

Ética utilitaria (ética de la efectividad)

Epigrama:

“Consigue el mayor beneficio para la mayor cantidad de personas”

Ética deontológica (ética del deber)

Epigrama:

“No hagas a los otros lo que no te gustaría que te hicieran a ti ”

Confucio

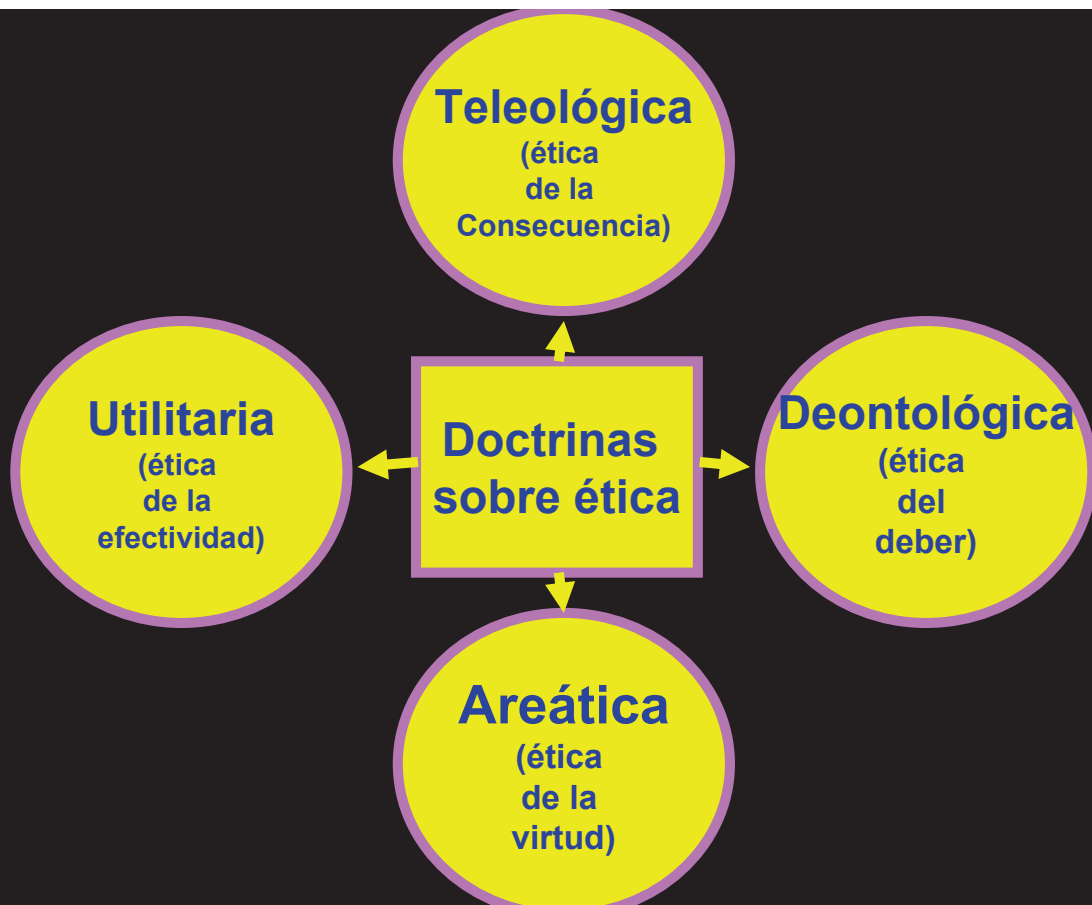
Ética del areté (ἀρετή)

(ética de la virtud)

Epigrama:

“La virtud está en hacer beneficios que sin duda no van a ser correspondidos.”

Seneca



Teleologica

"El fin justifica los medios"

Utilitaria

"El mayor beneficio para la mayor cantidad de personas"

Aforismos de las doctrinas éticas

Deontologica

"No hagas a tu prójimo lo que no quieres que te hagan a ti"

Areté (ἀρετή)

"La virtud está en hacer beneficios que sin duda no van a ser correspondidos"

Justificación

Optimización de la protección

Principios del programa

Límites individuales

Futuro y medio ambiente



Futuro 12

Promover la comunicación

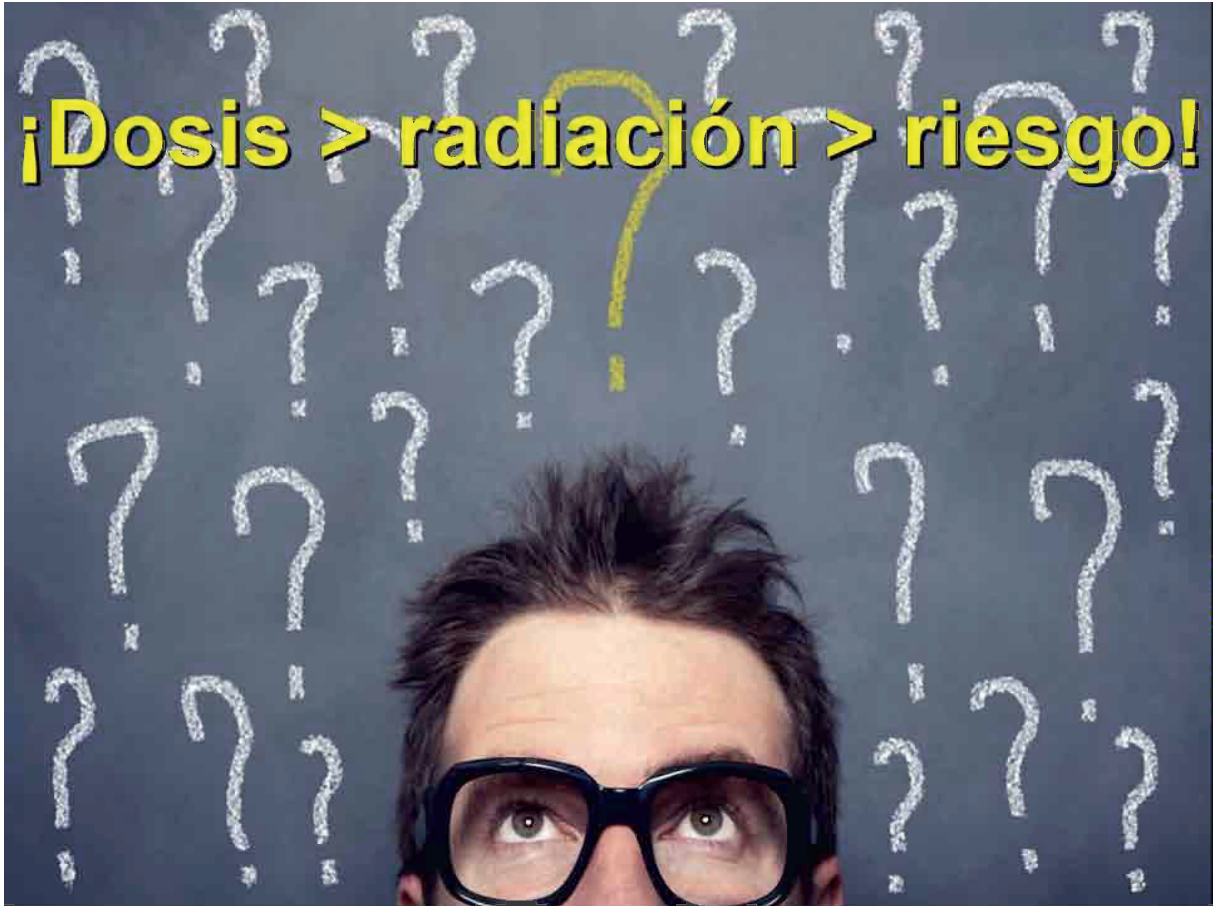
Una mejora para el programa:

¡Debería ser útil para la información pública!

El problema de la comunicación



¡Dosis > radiación > riesgo!



¿Dosis? ¿Radiación? ¿Riesgo?



¡Dosis! ¡Radiación! ¡Riesgo!



**Estas fueron mis doce sugerencias
para el futuro....**

.....

...pero...

...no olviden...

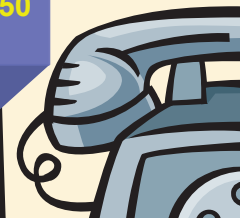


"Lo mejor, es enemigo de lo bueno".

Voltaire



Av. del Libertador 8250
Buenos Aires



+541163231306

*Gracias por la
atención!*

abel_j_gonzalez@yahoo.com



3/0

Seguridad Nuclear. Lecciones de los accidentes - posible devenir

González, A.J.

Esta presentación formó parte del cierre académico de la Carrera de Especialización en Seguridad Nuclear (CESN) de 2023.

La CESN es una de las dos carreras de especialización dictadas por el Centro de Capacitación Regional (CCR), gestionado por la ARN. Las Carreras de Especialización son dictadas en conjunto por la ARN y la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires, con el auspicio del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

Cierre Académico

Carrera de Especialización en Seguridad Nuclear (UBA/ARN/OIEA)

Centro Atómico Ezeiza, 13 de diciembre del 2023 10:00hs

Seguridad Nuclear

Lecciones de los Accidentes Posible Devenir

Abel J. González

Representante ante el United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR)

Ex-Vice-Presidente de la International Commission on Radiological Protection (ICRP)

Miembro de la Commission of Safety Standards del OIEA

Autoridad Regulatoria Nuclear; ☒Av. Del Libertador 8250; (1429)Buenos Aires, Argentina ■ +54 1163231306; ✉abel_j_gonzalez@yahoo.com

1

Contenido

1. Introducción: Glosario
2. Seguridad Nuclear
3. Accidentes Nucleares
 - a) El accidente de Chernobyl
 - b) El accidente de Fukushima
4. Algunas Lecciones
 - a) Lecciones de protección
 - b) Lecciones de seguridad
5. Devenir
6. Epílogo

2

Primera Parte

Introducción

Glosario

3

**¿Qué se quiere decir con
'seguridad nuclear'?**

4

Concepto seguridad

Refiere a dos nociones diferenciadas que en Ingles se denominan como

safety y security,

para las que no existen términos castellanos equivalentes y las se han traducido incorrectamente como

‘seguridad tecnologica’ y ‘seguridad física’.

5

Safety & Security

... ¡Son términos distinguibles en inglés!

Pero un único término se usa en otros idiomas importantes, incluido el castellano

SEGURIDAD



CONFUSION!!!

6

La calificación de *seguridad* no ayuda
Safety ≠ Seguridad Tecnológica
Security ≠ Seguridad Física

por lo tanto, vista la falla de
nuestras academias de castellano

utilizaré los términos
safety y ***security***

Seguridad (safety y security)

Refiere a una combinación de características
de índole administrativa, técnica y de
gestión,
cuyo objeto es
prevenir y mitigar situaciones adversas,
tanto provenientes de actividades humanas
y sus instalaciones asociadas como de
fenómenos naturales disruptivos.

El desarrollo nuclear pacífico y las “3 S” (‘safety’, ‘security’ y ‘safeguards’)

Abel Julio González Améndola¹, Martín Abel González Villa²

¹Autoridad Regulatoria Nuclear, Buenos Aires, Argentina

²Universidad del Salvador, Buenos Aires, Argentina

agonzalez@arn.gob.ar

Safety

● Del Latín ‘*salvus*’:

- protegido,
- resguardado
- amparado,
- salvado,
- no dañado
- ‘safe’.

¿De qué? De **RIESGOS NUCLEARES**→**RADIACIÓN**

Es decir,

¡safety es prevenir y mitigar riesgos nucleares!

Security

- Del Latin '*securus*':

- Abandono
- Descuido
- Desidia
- Incuria
- 'secure'

¿Sobre qué?.....**CONTROL**

Security es prevenir '*relinquishing control*'
es decir el abandono, descuido, desidia, incuria sobre
el control nuclear.

11

En resumen: ...

¿qué significan "**safety**" y "**security**" ?

12

En el contexto nuclear ...

- **'Safety'**

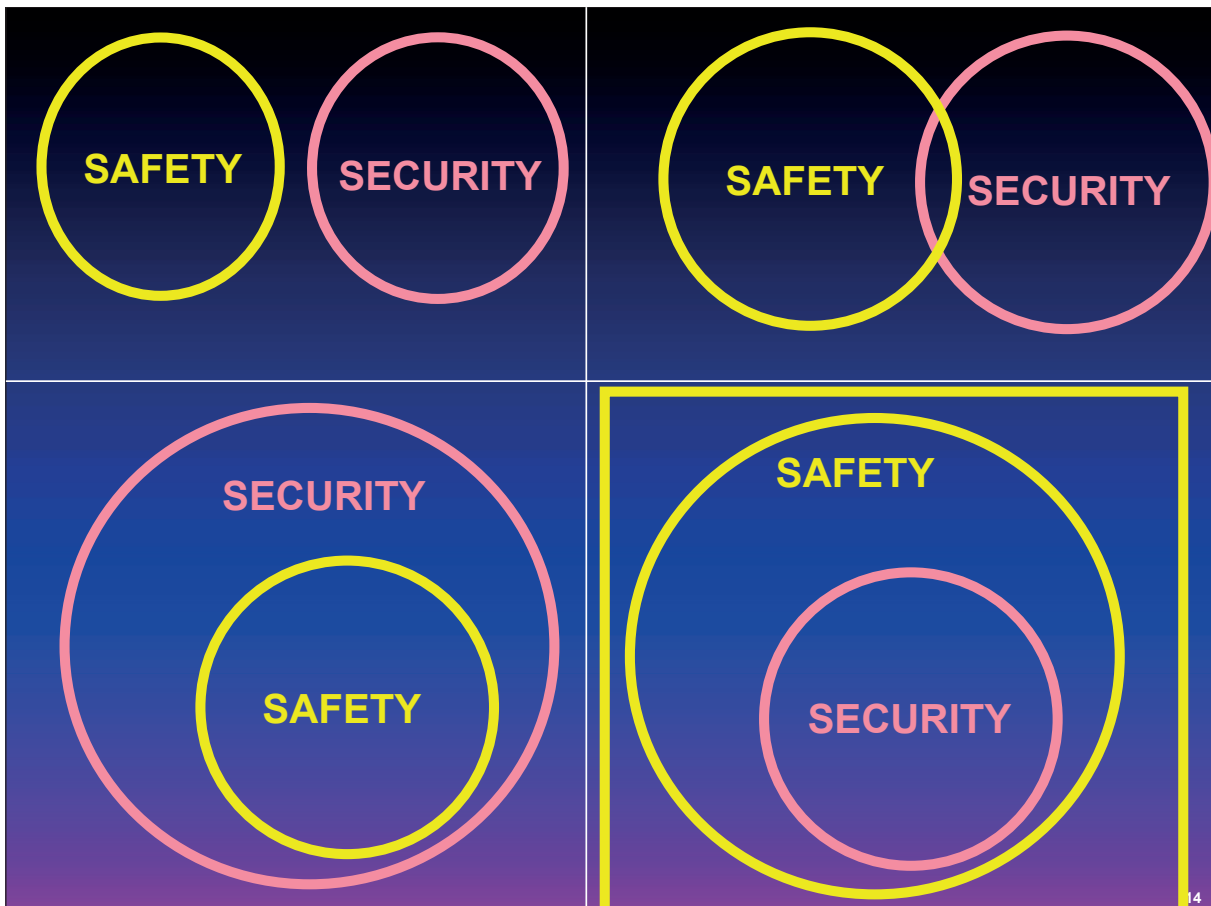
significa prevenir daños nucleares por radiación

- **'Security'**

significa inhibir el uso nuclear no autorizado e ilegal.

... por ejemplo, asegurándose de que su control no sea
cedido o adquirido indebidamente.

13



14

Esto se debe a una lógica simple:

que las actividades nucleares sean *'secure'*...

(es decir, que se mantengan bajo control adecuado)

no necesariamente quiere decir que sean *'safe'* ...

(es decir, que no produzcan daño)

15

Las actividades nucleares

no son *safe*

si no son *secure*.

Pero

que sean *secure*

no hace que sean *safe*

16

En resumen:

'security'

es una condicion necesaria pero no suficiente de

'safety'

17

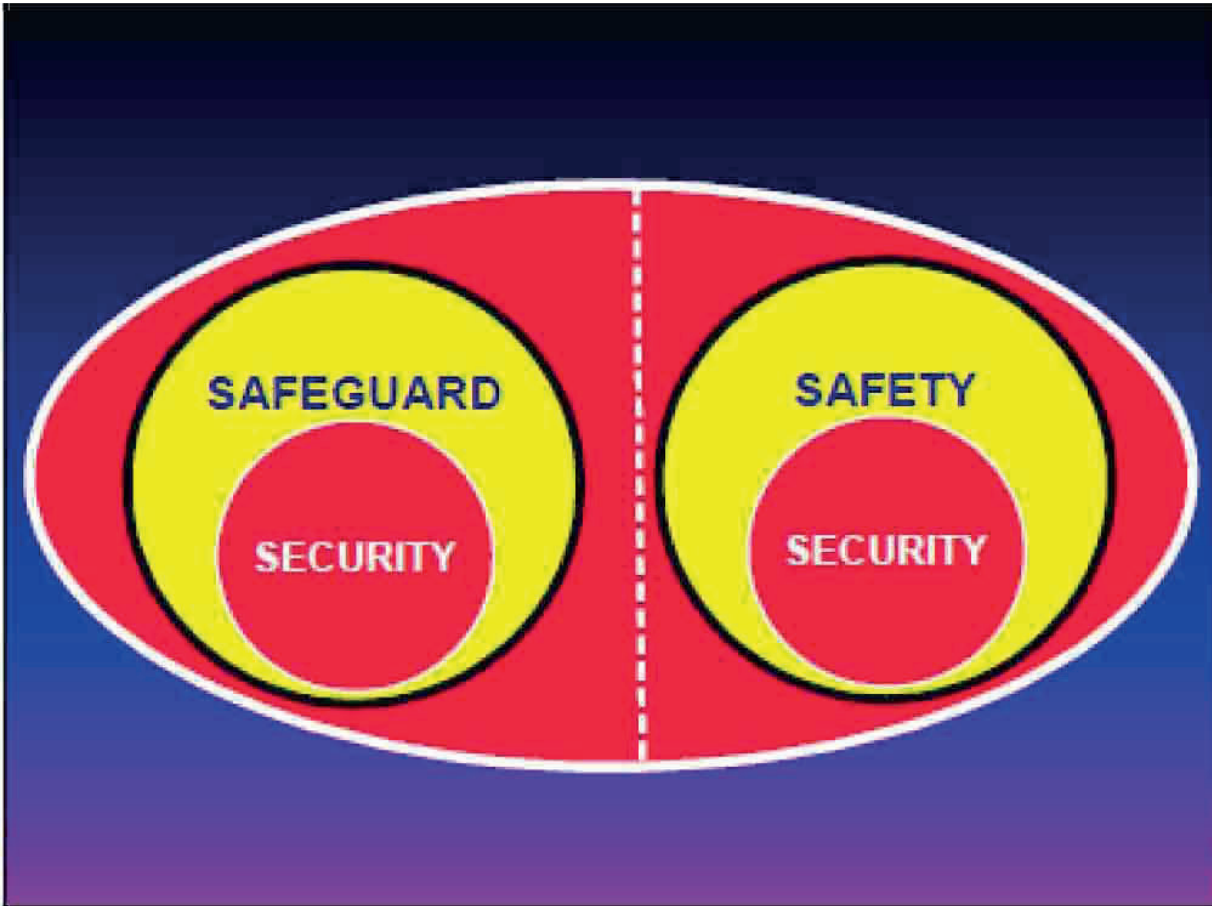
Es decir que en el campo nuclear

security

es subsidiaria a

safety

18



Segunda Parte

Seguridad (Safety)

Nuclear

21

¡No olvidar!

**El objetivo de la seguridad nuclear
no es otro que
proteger
a las personas
y
a su medio ambiente**

22

1. Prevenir accidentes

2. Mitigar consecuencias

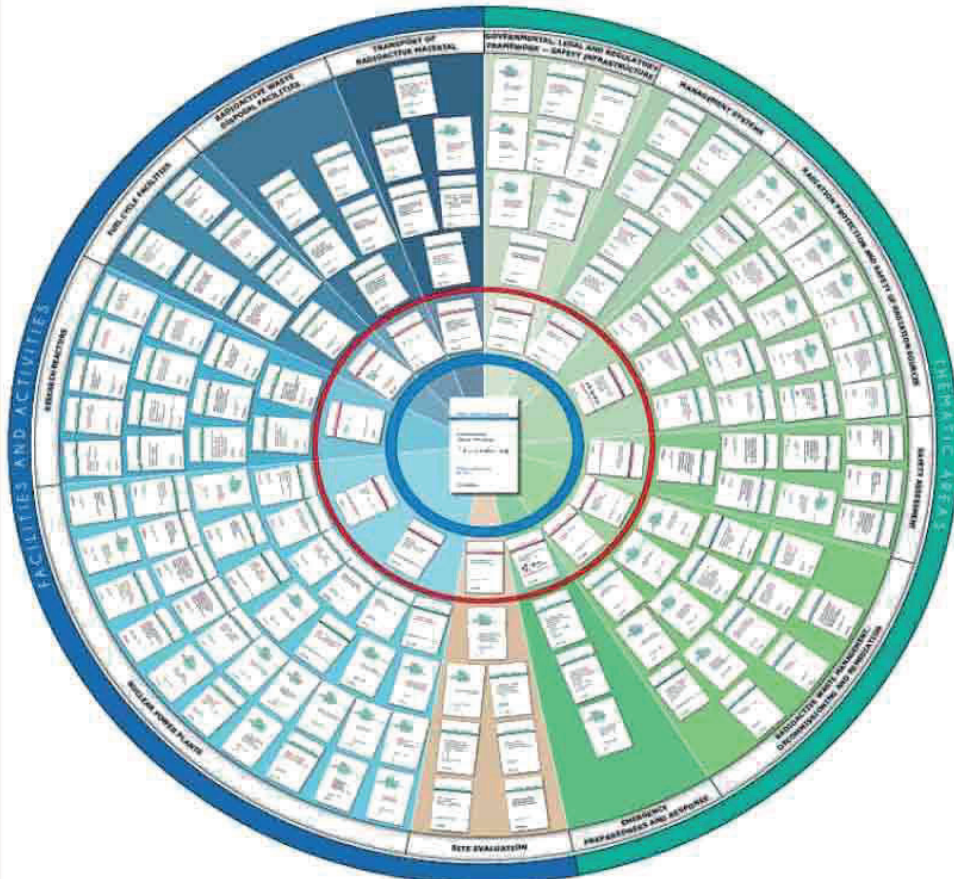
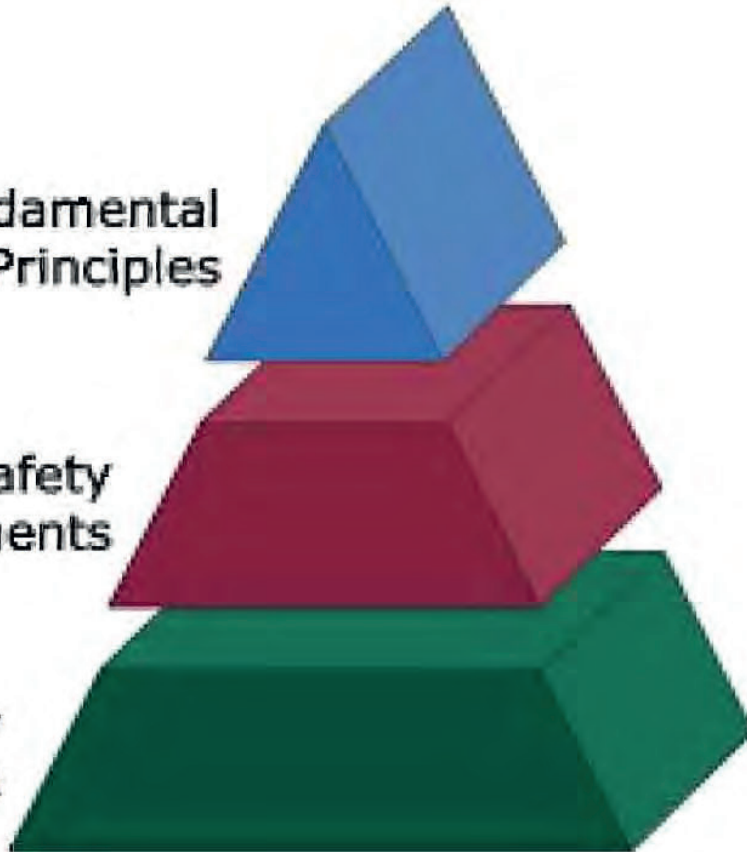
Prevención de accidentes

- **Emplazamiento**
- **Diseño**
- **Operación**
- **Calidad**

Fundamental
Safety Principles

Safety
Requirements

Safety
Guides

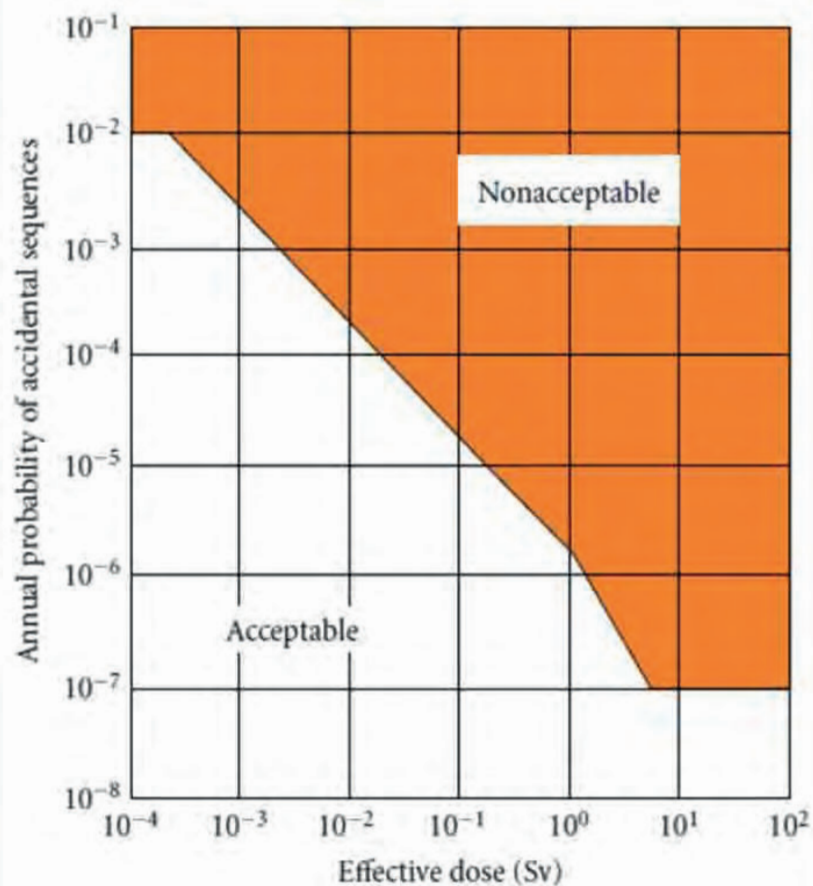


Data as of December 2016

Prevención de accidentes

¿Cuál es el criterio?

27



Mitigación de consecuencias

¿Cómo mitigamos la liberación
incontrolada de
materiales radioactivos?

29

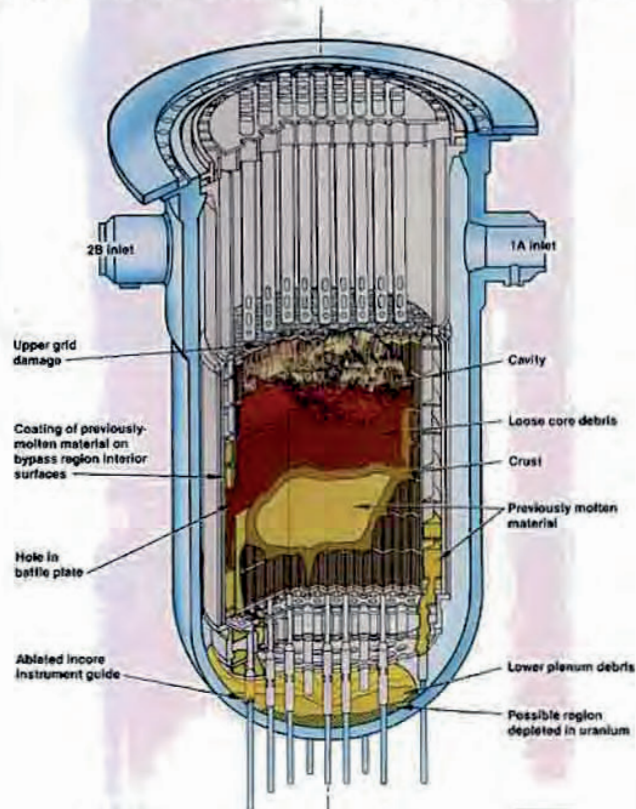
Tercera Parte

Accidentes Nucleares

- **3 accidentes nucleares importantes:**
 - **Three Mile Islands**
 - **Chernobyl**
 - **Fukushima**
- **Solo Chernobyl tuvo un impacto sanitario medible.**

El accidente de Three Mile Island

TMI-2 Core End-State Configuration



Descargas

$6 \cdot 10^{16}$ Bq, de gases nobles
(Chernobyl: $7,0 \cdot 10^{18}$ Bq)

$5 \cdot 10^{11}$ Bq, of iodo-131
(Chernobyl: $3,2 \cdot 10^{18}$ Bq)



Consecuencias

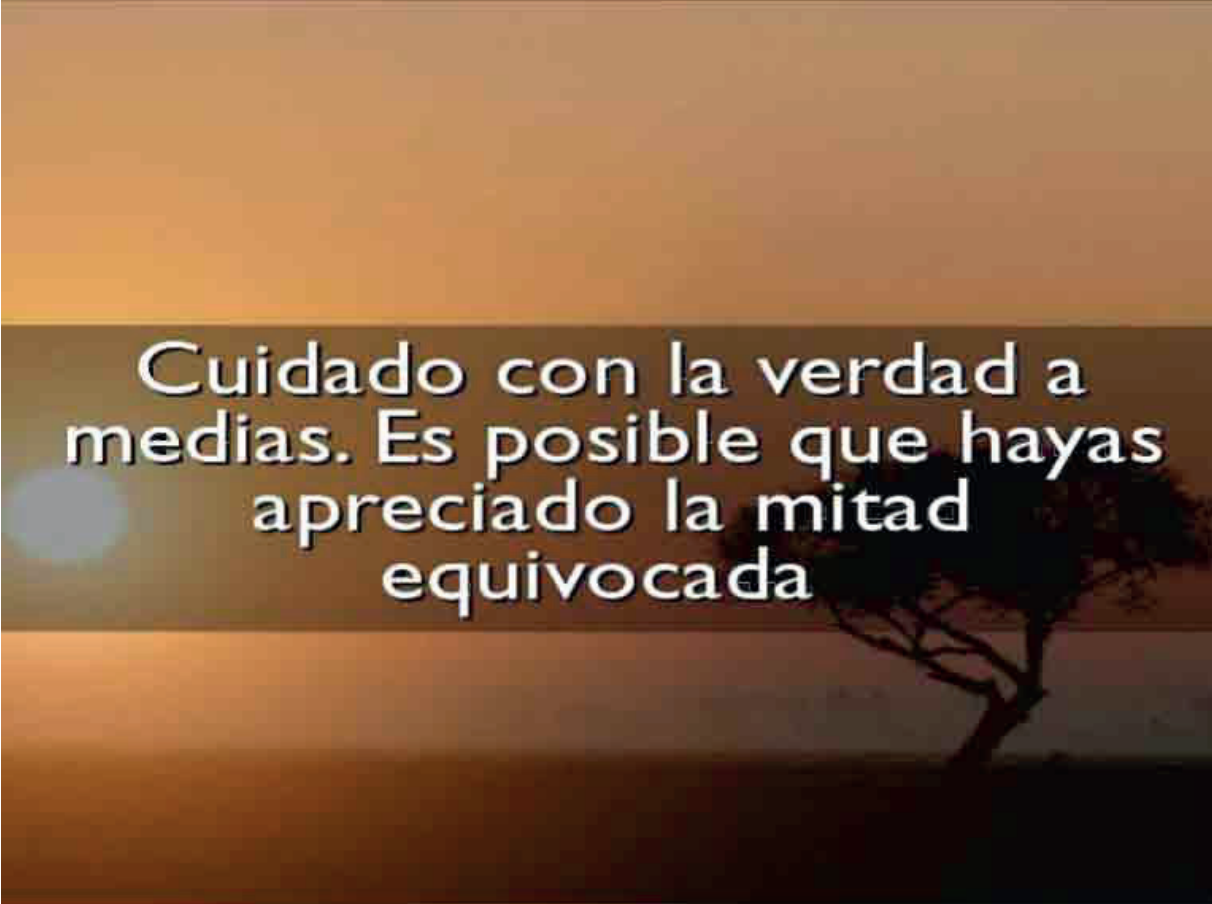
- La dosis recibida por los residentes fue mucho menor que los límites para el funcionamiento normal.
- Sin embargo, las mujeres embarazadas y los niños del condado fueron evacuados (!?)
- La gente entró en pánico.

35

El accidente de Chernobyl

(Una Saga de Siete Lustros)





Cuidado con la verdad a medias. Es posible que hayas apreciado la mitad equivocada



La saga de Chernobyl

Programa

- Introducción: Origen
- Argumento: Accidente
- Trama: Secuelas
- Desarrollo: Investigación
- Desenlace: Conclusiones

Fin

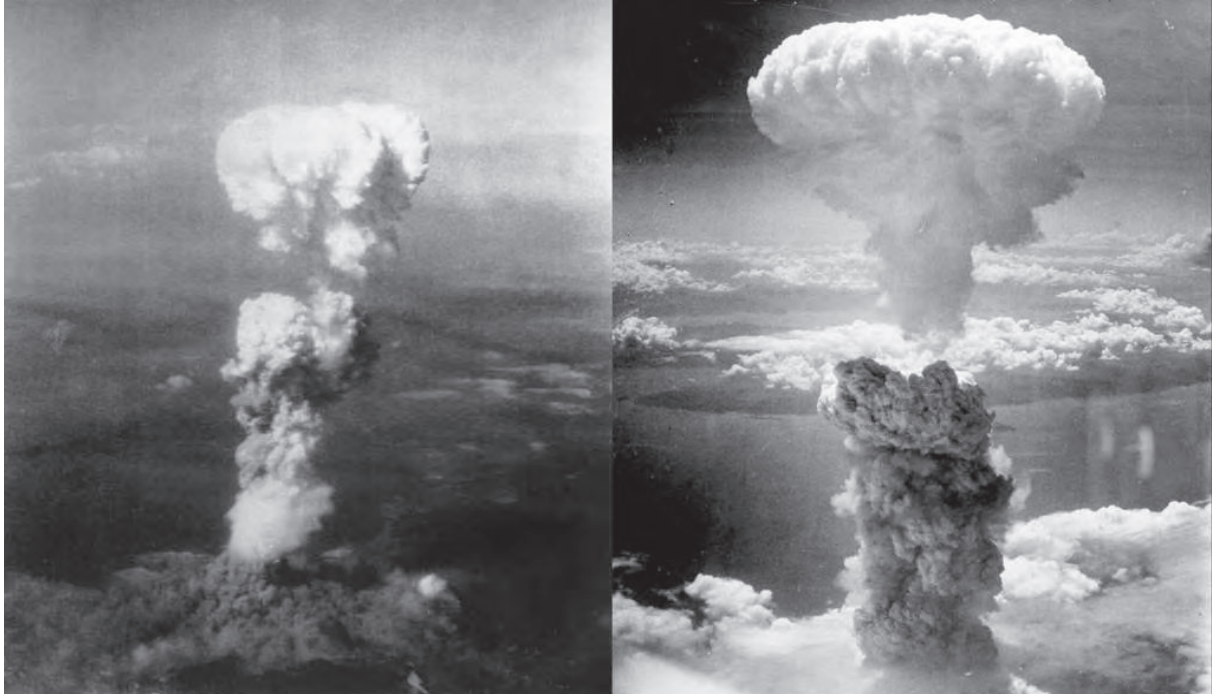
*Introducción:
Origen de
Chernobyl*

**4 al 11 de febrero de 1945
Conferencia de Yalta**



6 y el 9 de agosto de 1945

Bombardeos atómicos de Hiroshima y Nagasaki



Junio 19, 1953

Ejecución de Julius and Ethel Rosenberg



Junio 1954 Atomic Power Station Obninsk (primer RBMK)

TODAY IN HISTORY



1954 - The world's first atomic power station opened at Obninsk, near Moscow.



Beaconhouse

45



Stalin y el armamento nuclear

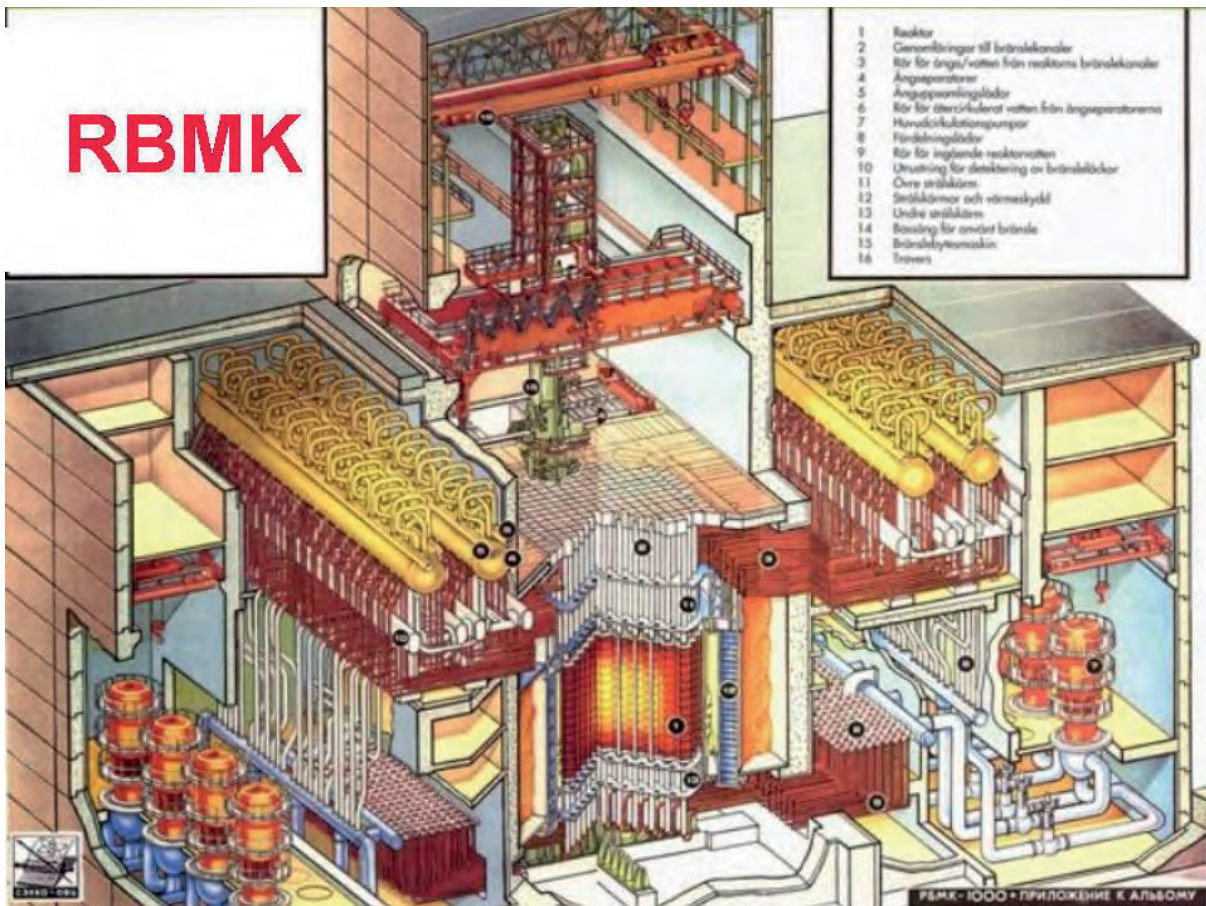
46

October 30, 1961

Prueba de la "Tsar Bomba", Nov Zemlya



Detonation of the Tsar Bomba



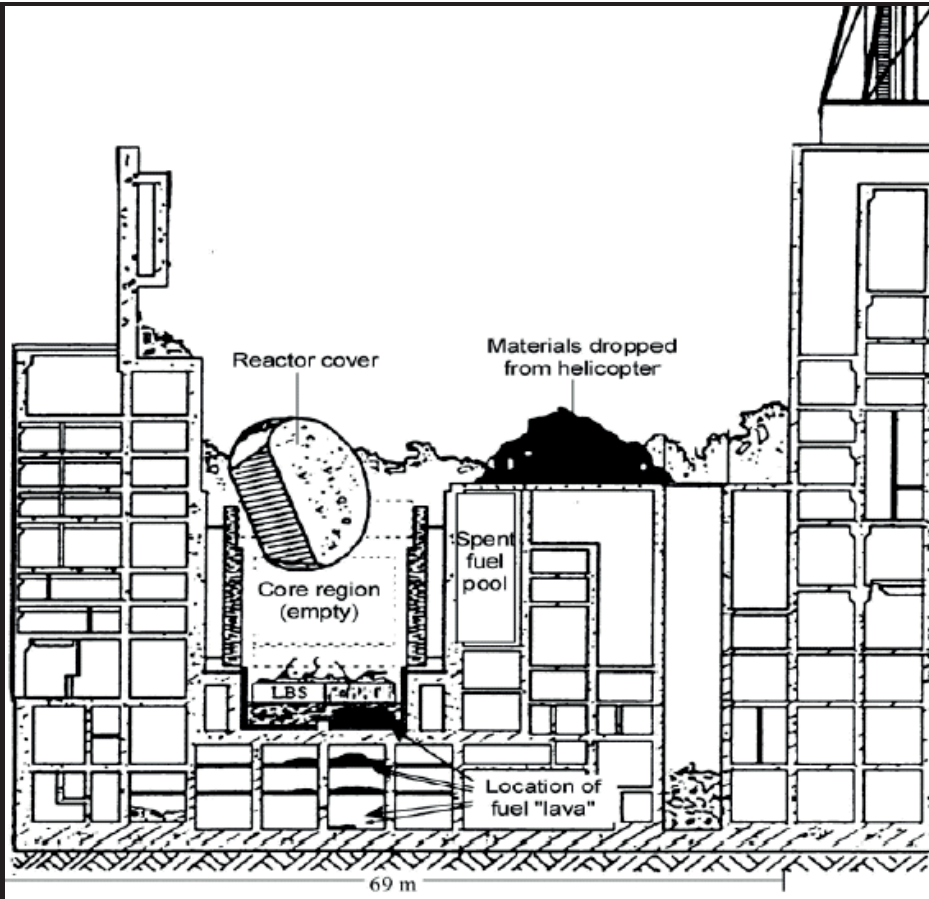


Argumento: El accidente



26 de abril de 1986, 1:23hs

Explosión del reactor 4 de la central nuclear Vladímir Ilich Lenin durante una prueba de corte eléctrico



13/12/2023

51

El vertido de Chernóbil



52

1.2 10¹⁹ Bq

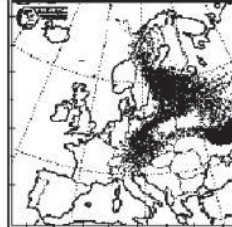
131 I **55% 50 000 000 Ci - 3,2 10¹⁸ Bq**
134,137 Cs **33% - 4,0 10¹⁷ Bq**
Noble gases: **100% - 7,0 10¹⁸ Bq**

of I-131 Released From the Site (in curies)	Site	Time Period
150,000,000 Ci	Nevada Test Site, Nevada	1952–1970
50,000,000 Ci	Chernobyl (former Soviet Union)	1986
740,000 Ci	Hanford Reservation, Washington	1944–1972
60,000 Ci	Savannah River Site, South Carolina	1955–1990
8,000–42,000 Ci	Oak Ridge National Laboratory, Tennessee	1944–1956
20,000 Ci	Windscale, United Kingdom	1957
15–21 Ci	Three Mile Island, Pennsylvania	1979

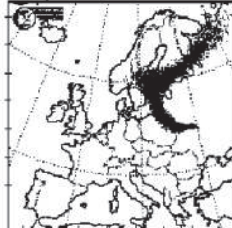
on April 26, 1986



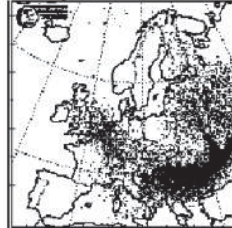
on April 30, 1986



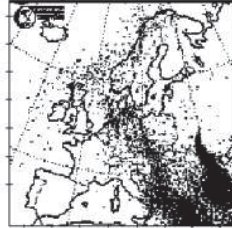
on April 28, 1986



on May 2, 1986

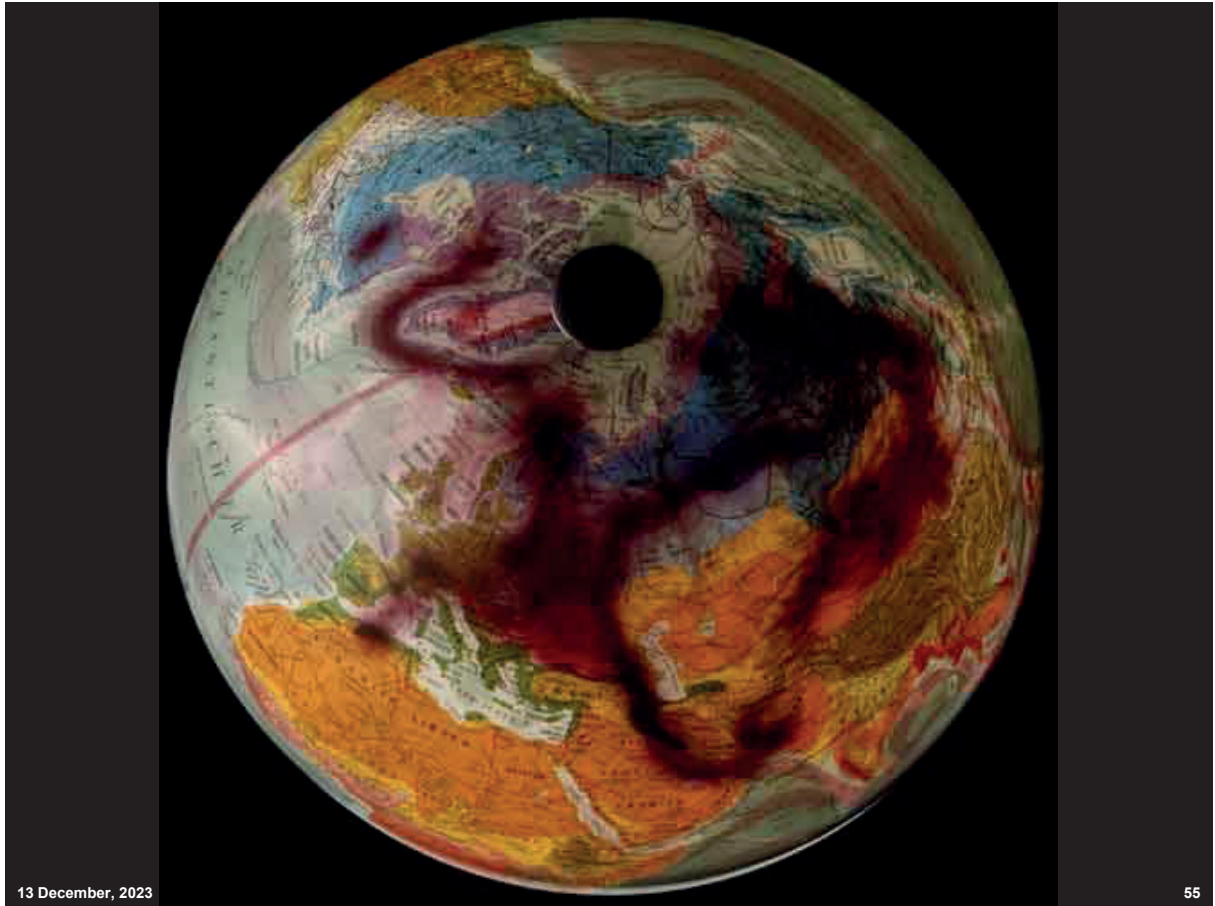


on May 4, 1986



on May 6, 1986





**Mas de 100.000
evacuados**



**Прип'ять
Pripyat**





La reunión de Viena Agosto 1986

61



Valery Legasov

62





safety series
safety series
safety series
No. 75-INSAG-1

INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP

**Summary Report on the
Post-Accident Review Meeting
on the Chernobyl Accident**



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 1986

**Estimación
temprana de la
exposición global:
UNSCEAR (1988)**

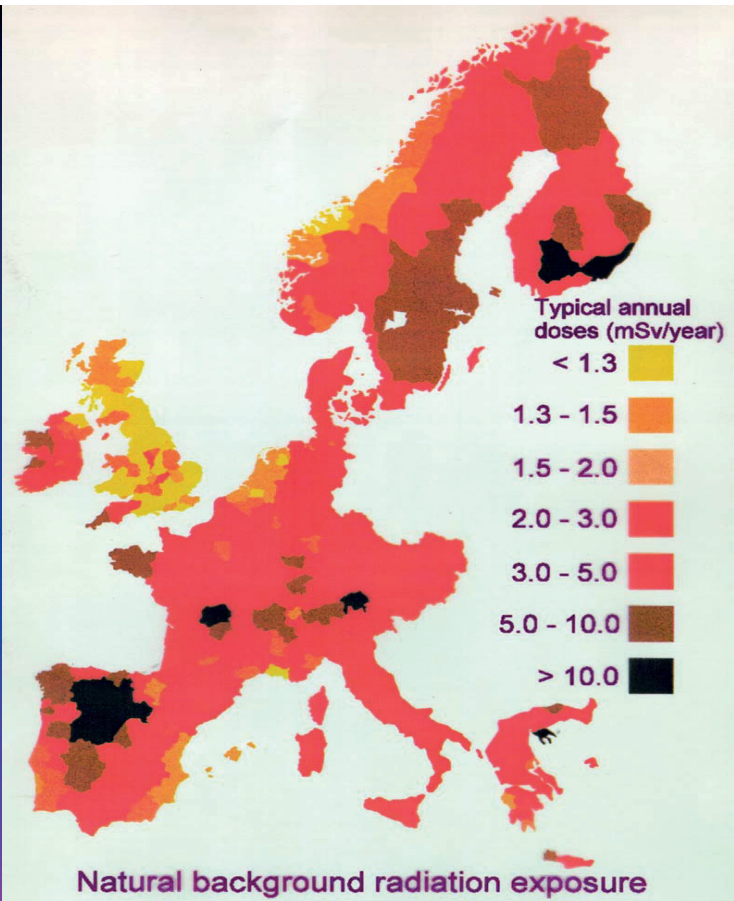
**SOURCES, EFFECTS
AND RISKS
OF IONIZING RADIATION**

United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
1988 Report to the General Assembly, with annexes



**Dosis en el primer
año atribuibles
CHERNOBYL**

- Bulgaria < 0.7 mSv
- Austria < 0.7 mSv
- Finlandia < 0.5 mSv
- mayoría < 0.3 mSv



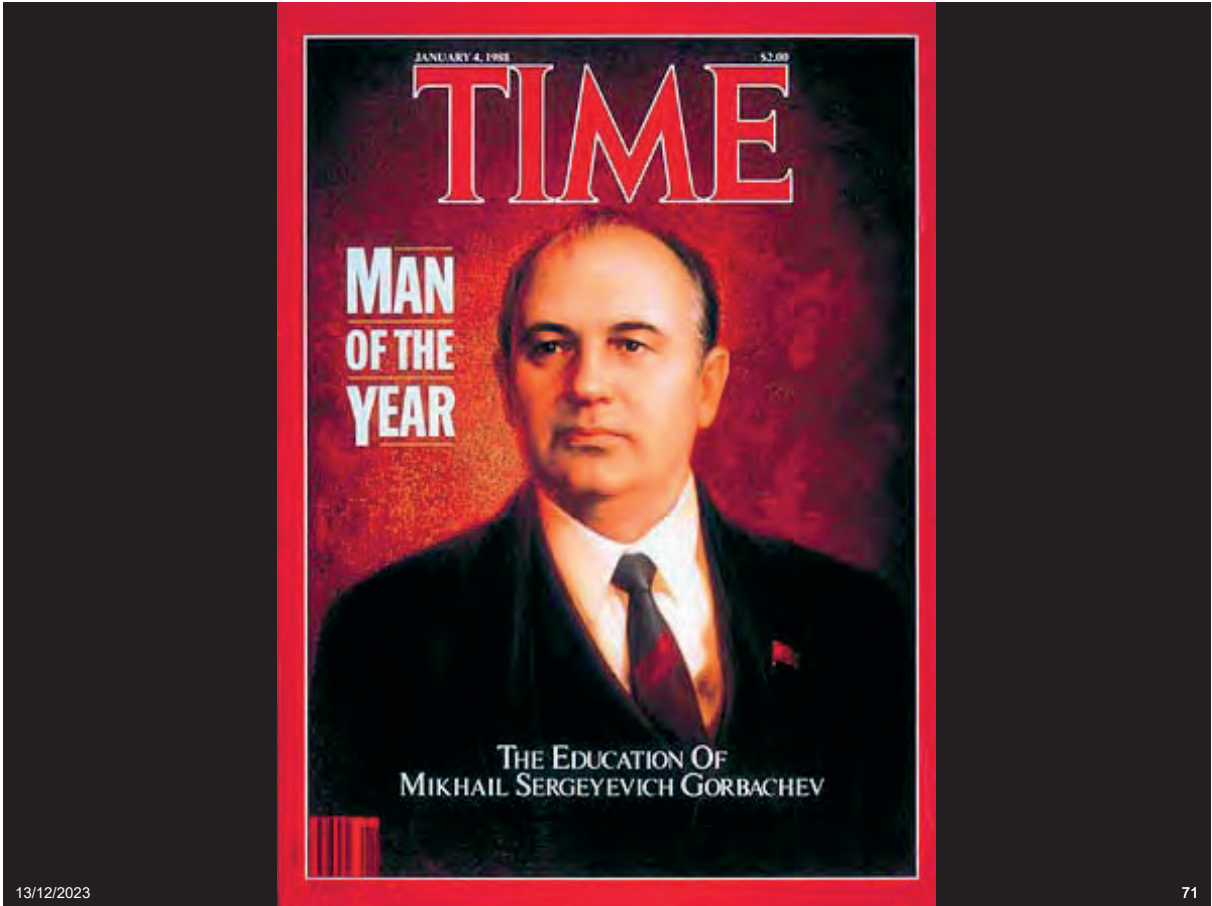
IAEA-TECDOC-516

MEDICAL ASPECTS OF THE CHERNOBYL ACCIDENT

PROCEEDINGS OF AN ALL-UNION CONFERENCE
ORGANIZED BY THE
USSR MINISTRY OF HEALTH
AND THE
ALL-UNION SCIENTIFIC CENTRE OF RADIATION MEDICINE,
USSR ACADEMY OF MEDICAL SCIENCES,
AND HELD IN KIEV, 11-13 MAY 1988

‘...la eliminación de las consecuencias del accidente revelaron severos problemas...los médicos demostraron tener conocimientos prácticos inadecuados...los servicios radiológicos no tenían suficientes dosímetros...el equipamiento era obsoleto...el trabajo sanitario, educacional y explanatorio a la población fue obviamente ineficiente...’

[Declaracion del Ministro A.E.Romanenko]



13/12/2023

71



13/12/2023

72



*Desarrollo :
La investigación
del accidente*

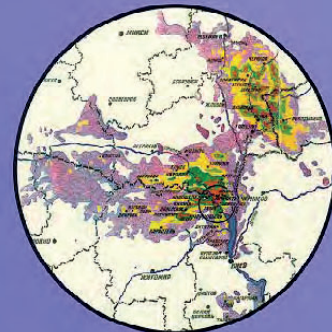
**INTERNATIONAL CHERNOBYL PROJECT
(1989)**

**EC
FAO
IAEA
ILO
UNSCEAR
WHO
WMO**

**Un sofisticado
informe técnico de
mas de 1000 páginas
conteniendo la
primer información
científica revisada
por pares.**

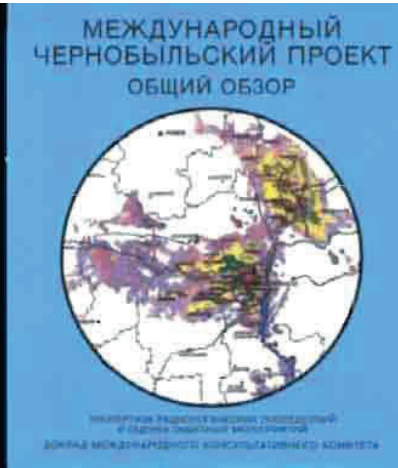


**THE INTERNATIONAL
CHERNOBYL PROJECT
TECHNICAL REPORT**

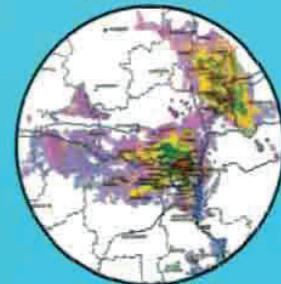


ASSESSMENT OF RADIOLOGICAL CONSEQUENCES
AND EVALUATION OF PROTECTIVE MEASURES
REPORT BY AN INTERNATIONAL ADVISORY COMMITTEE

**Resumen de facil uso
para los tomadores de
decisiones**



**THE INTERNATIONAL
CHERNOBYL PROJECT
AN OVERVIEW**



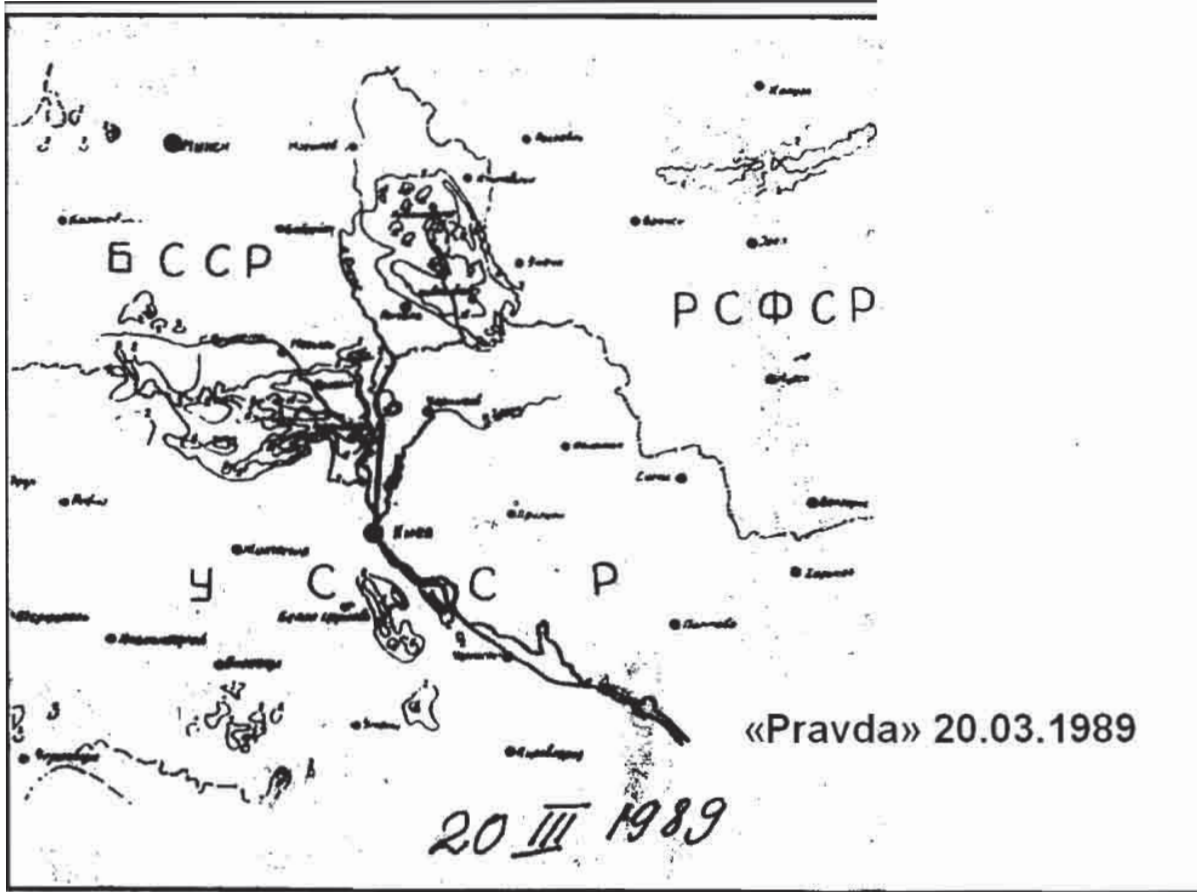
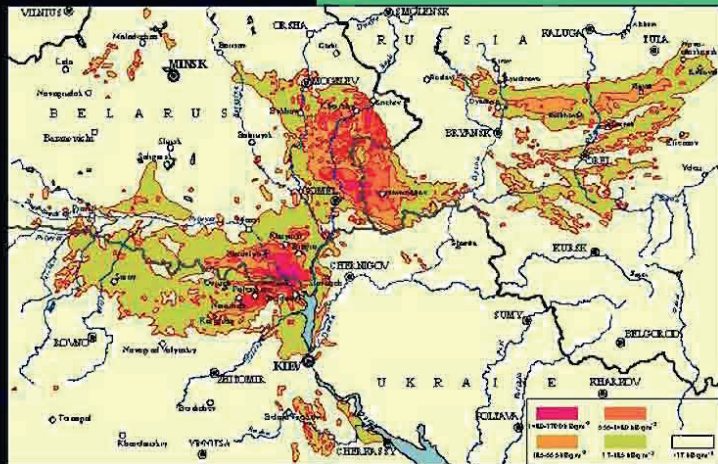
ASSESSMENT OF RADIOLOGICAL CONSEQUENCES
AND EVALUATION OF PROTECTIVE MEASURES
REPORT BY AN INTERNATIONAL ADVISORY COMMITTEE

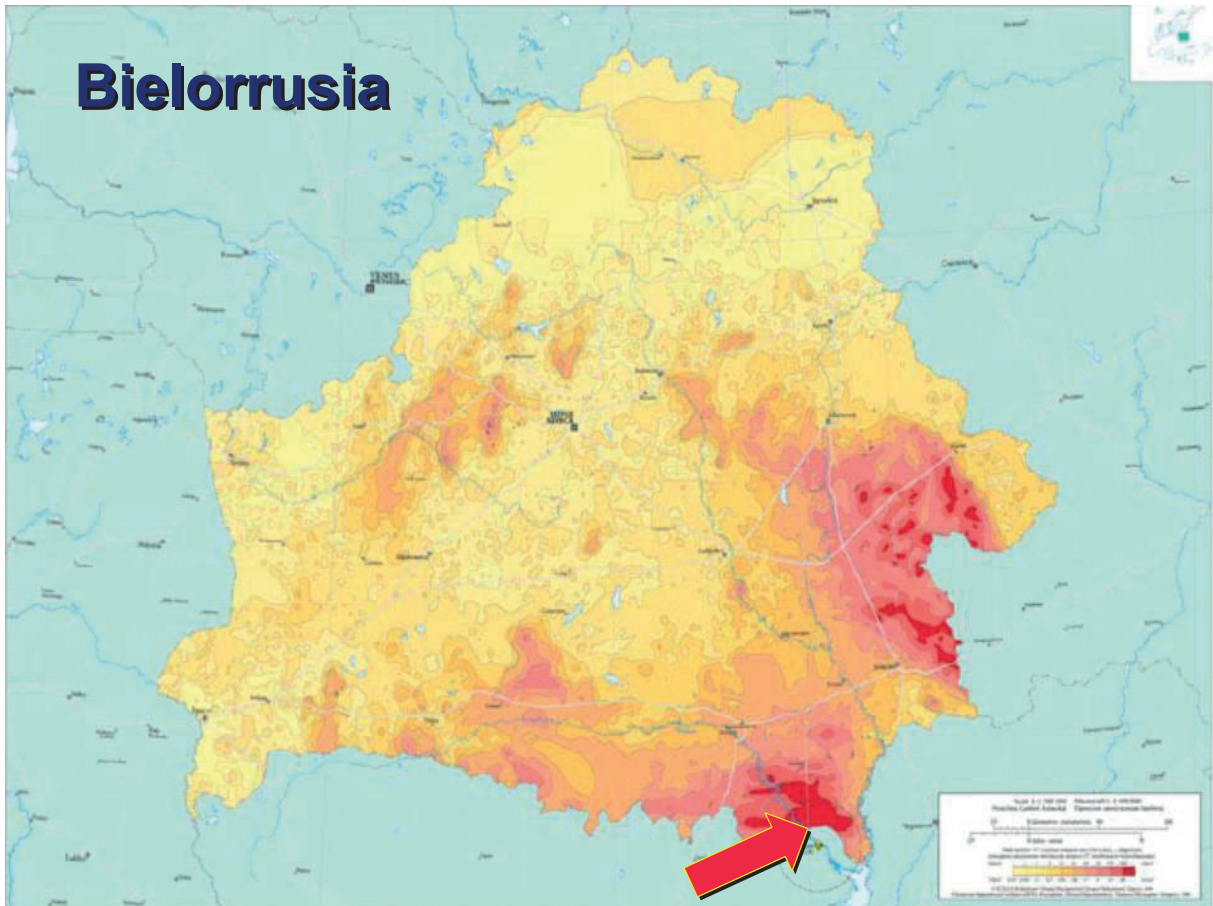
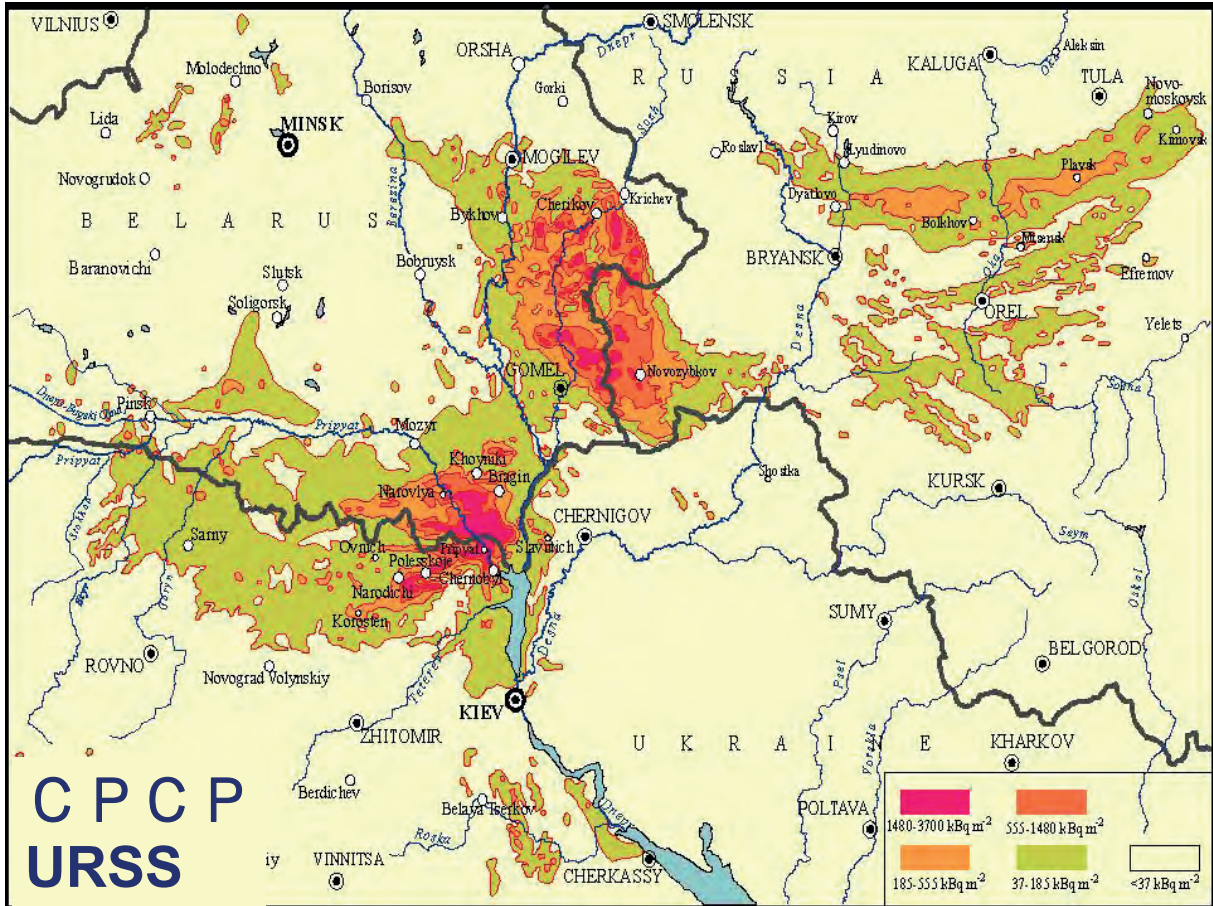
THE INTERNATIONAL
CHERNOBYL PROJECT

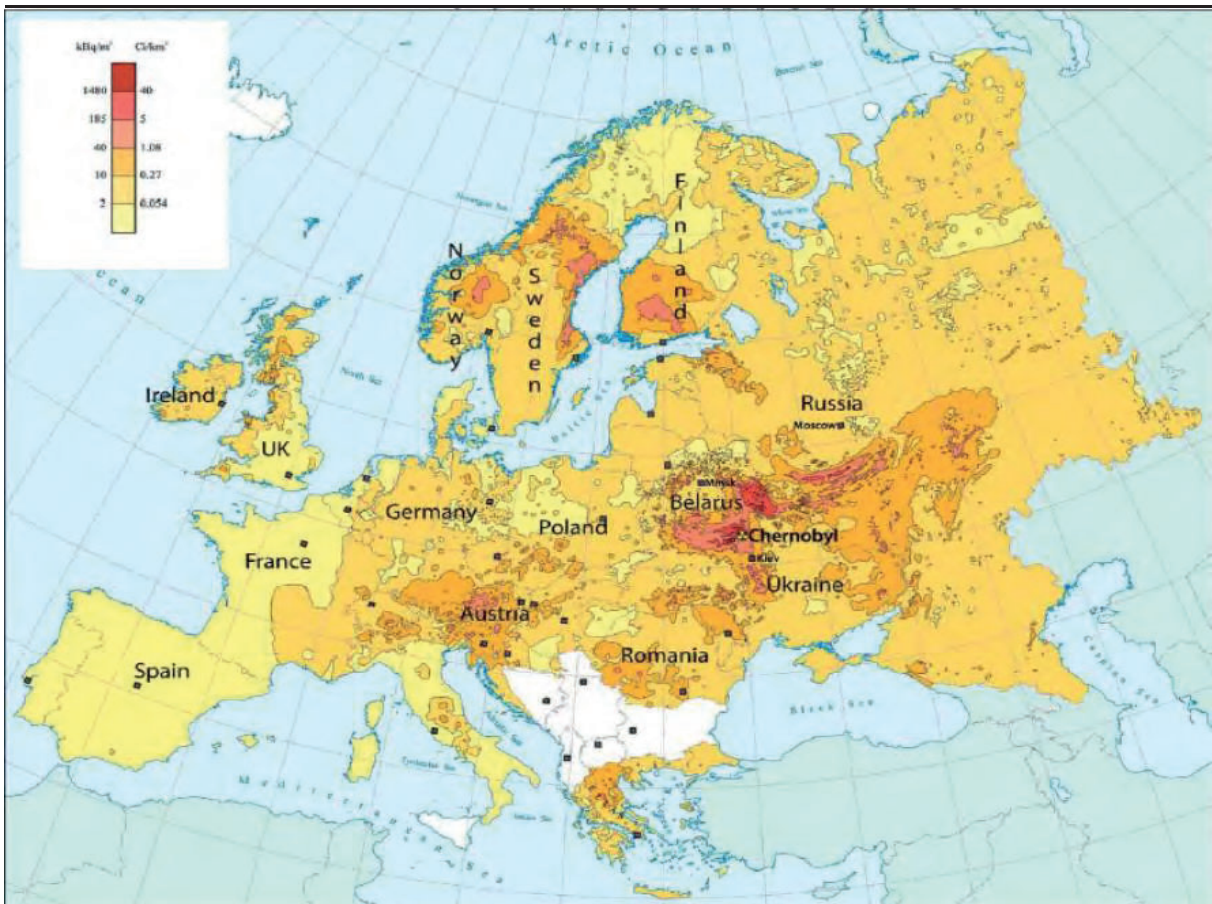
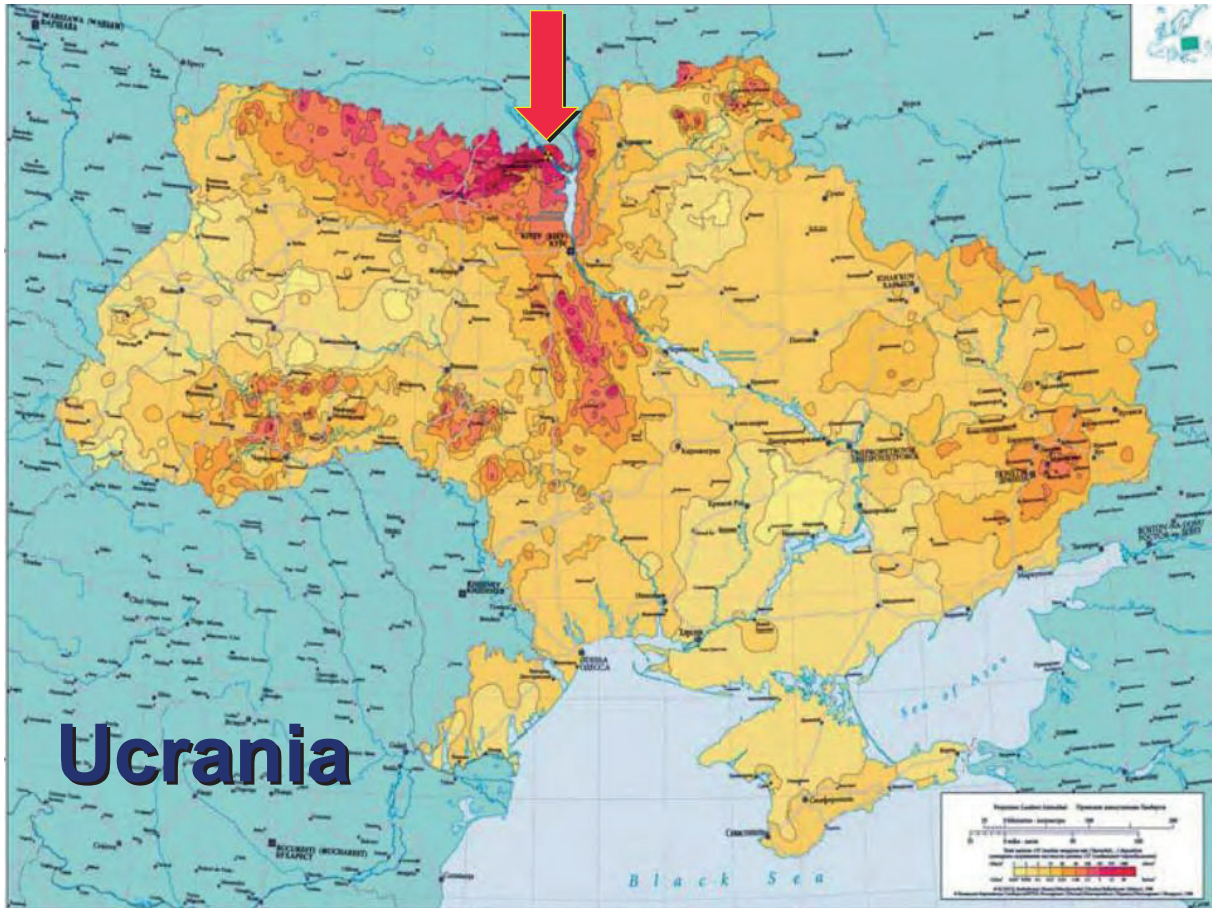


SURFACE CONTAMINATION MAPS

El Proyecto Produjo los
Primeros Mapas de la
Contaminación que
estuvieron disponibles
para el Publico
(+Freytag & Bernt)







Grupos expuestos

- ✓ Los 'liquidadores'
- ✓ Los evacuados
- ✓ Los residentes en áreas 'contaminadas'

...y...entre estos...

➤ ...los chicos

➤➤ EL DRAMA TIROIDEO!

83



LOS 'LIQUIDADORES'
“ЛІКВІДАТОРИ”

84

¿Cuántos liquidadores hubo?

- ~600 000 *carnets* de 'liquidadores'
- ~160 000 registrados en los registros

Rusos

- ~50 000 incurrieron dosis altas

85

Efectos agudos en los liquidadores

13/12/2023

86

Efectos agudos incurridos por los 'liquidadores'

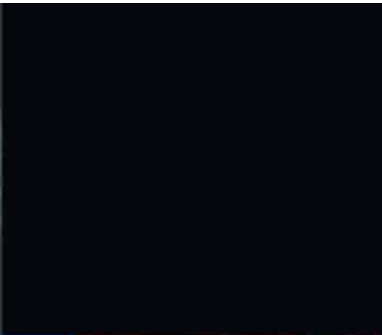
- Admitidos en hospitales: **237**
- Diagnóstico de “enfermedad aguda de radiación”: **134**
- Muertes agudas: **30**

13/12/2023

87



18. Patient A (Day 26): burns to the legs and feet.







13/12/2023

Chernobyl

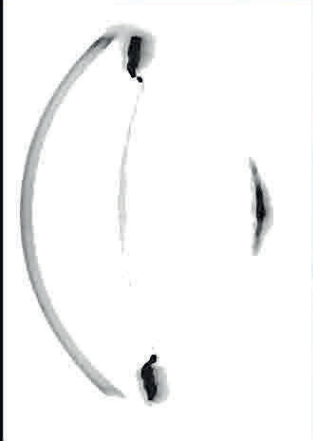
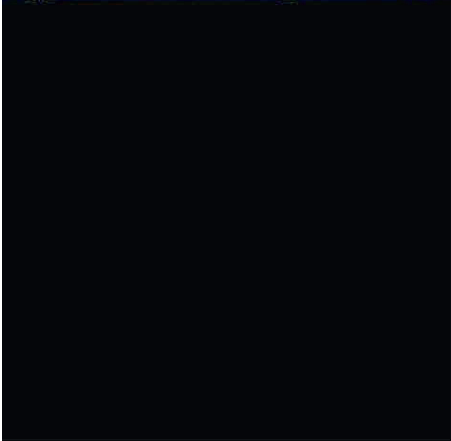
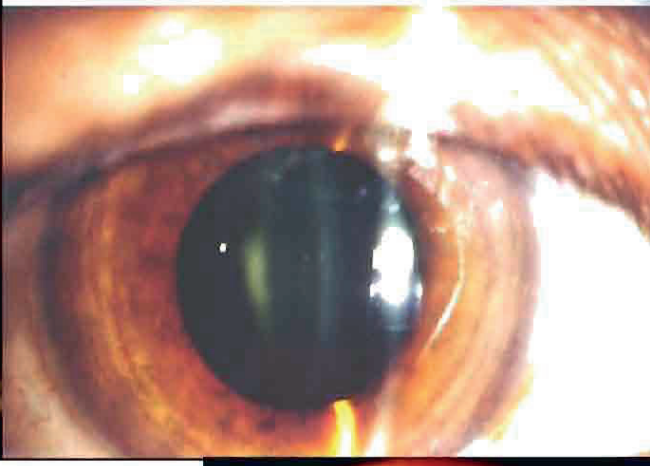
93



13/12/2023

Chernobyl

94



Miembros del Público de “contaminación” a dosis de radiación

13/12/2023

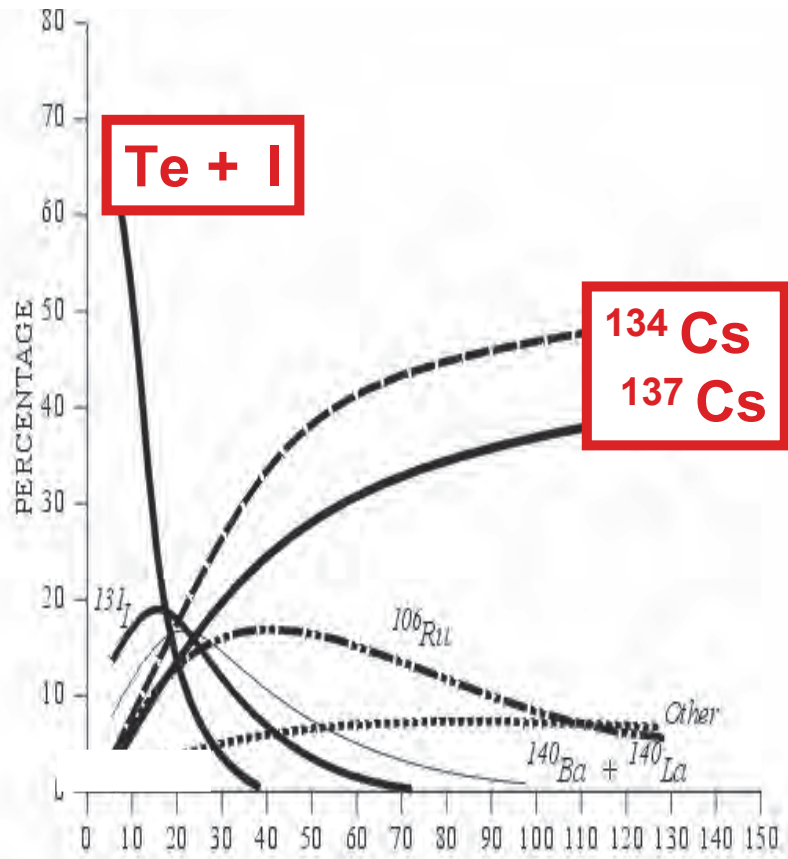
97

Radionucleidos Significativos

13/12/2023

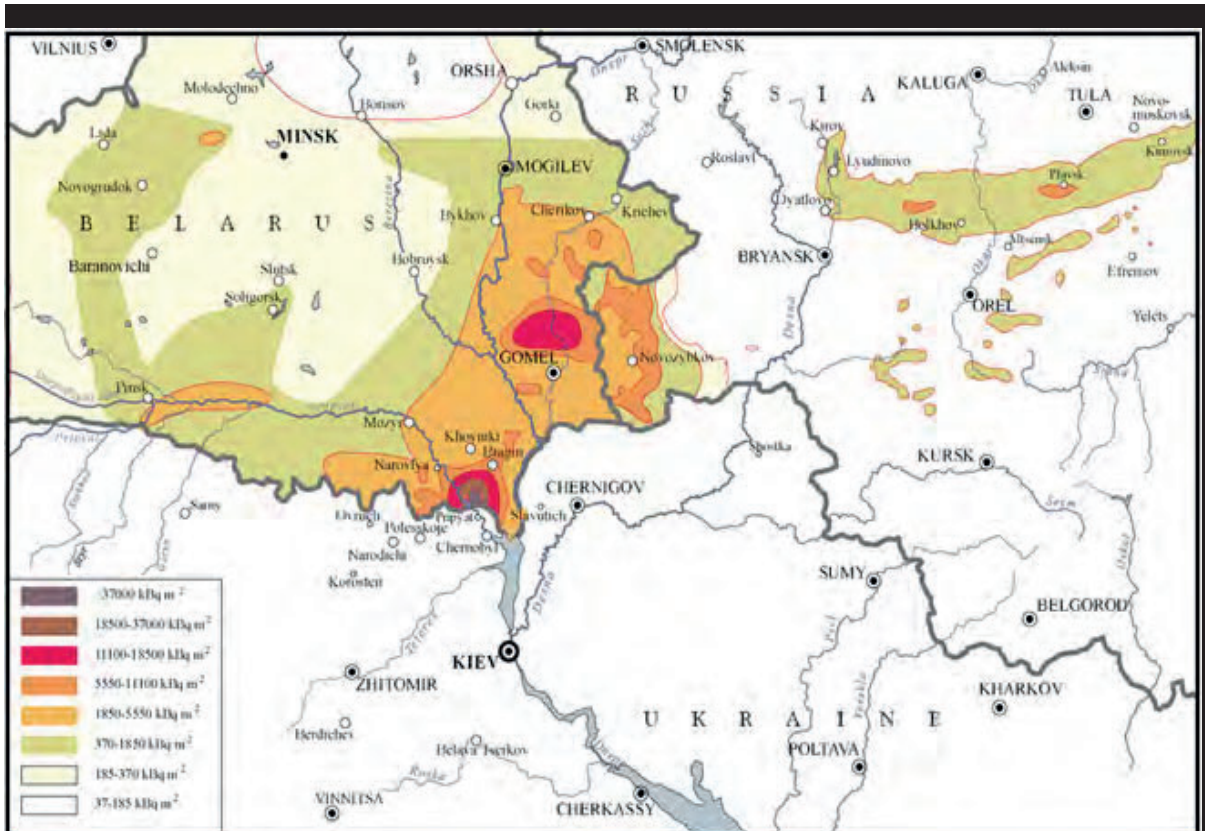
98

Contribución a la dosis



Iodo → Glándula Tiroidea →

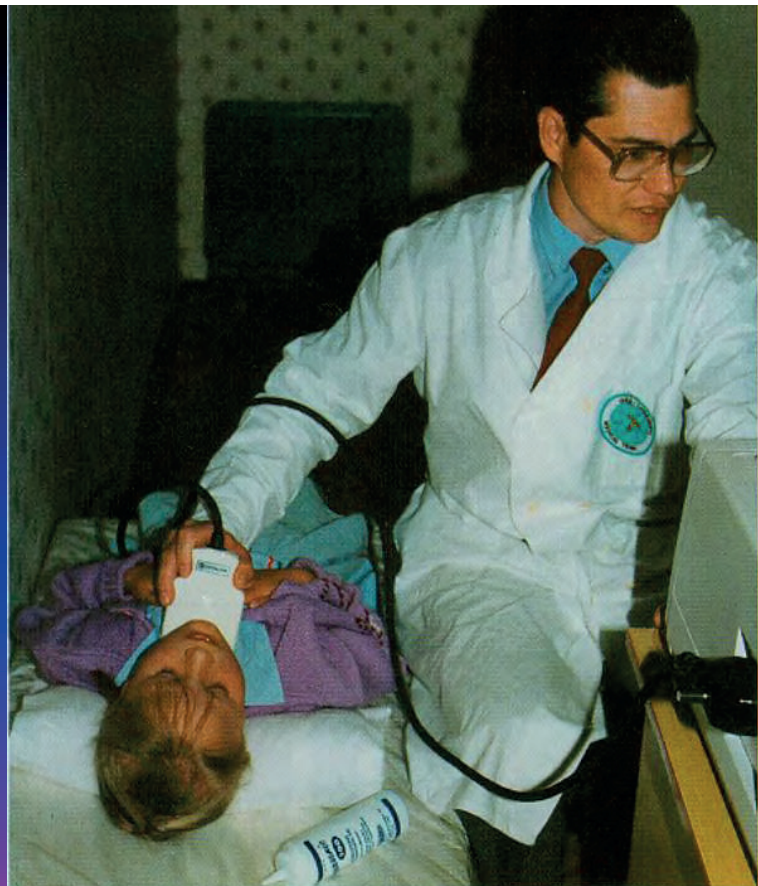




13/12/2023

101

**Fueron
examinadas
las glándulas
tiroideas de
miles de
chicos**





Una de las conclusiones del Proyecto Chernobyl

“...habrá un exceso de cánceres de tiroides por causas radio-génicas ...[y]... un incremento estadísticamente detectable en la incidencia de tumores de tiroides en el futuro ...”

105

EL DRAMA TIROIDEO

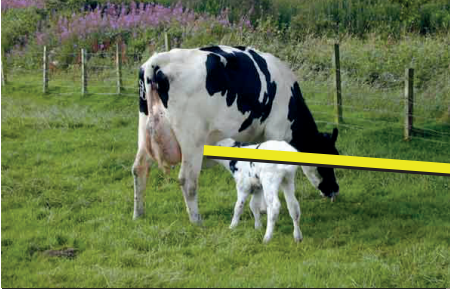


13/12/2023

106



Figure 29-9. Fallout.



Dosis en la tiroides

?

¡MUY ELEVADA!

**Facilmente evitables:
¡simplemente debieron suprimir
el consumo de leche fresca!**



Jacob P, Bogdanova TI, Buglova E, Chepurniy M, Demidchik Y, Gavrilin Y, Kenigsberg J, Meckbach R, Schotola C, Shinkarev S, Tronko MD, Ulanovsky A, Vavilov S, Walsh L (2006) Thyroid cancer risk in areas of and Belarus affected by the Chernobyl accident. *Radiat Res.* 165(1) 1-8



Cesio



Exposición de todo el cuerpo



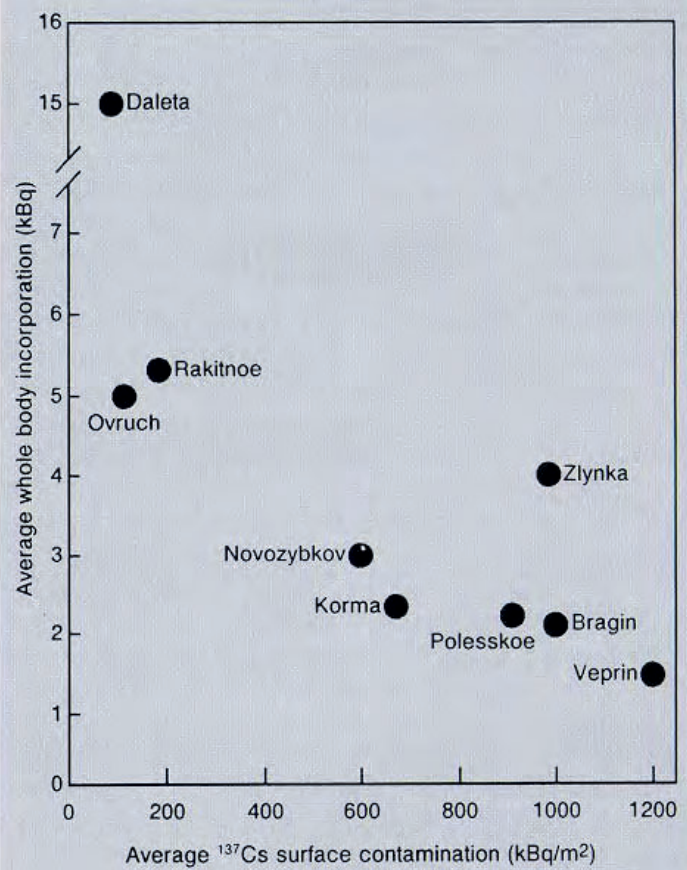
Medimos la incorporación de cesio de la población y evaluamos las dosis reales incurridas .

**Mas de 16,000
pobladores
fueron
monitoreados
*In Situ***



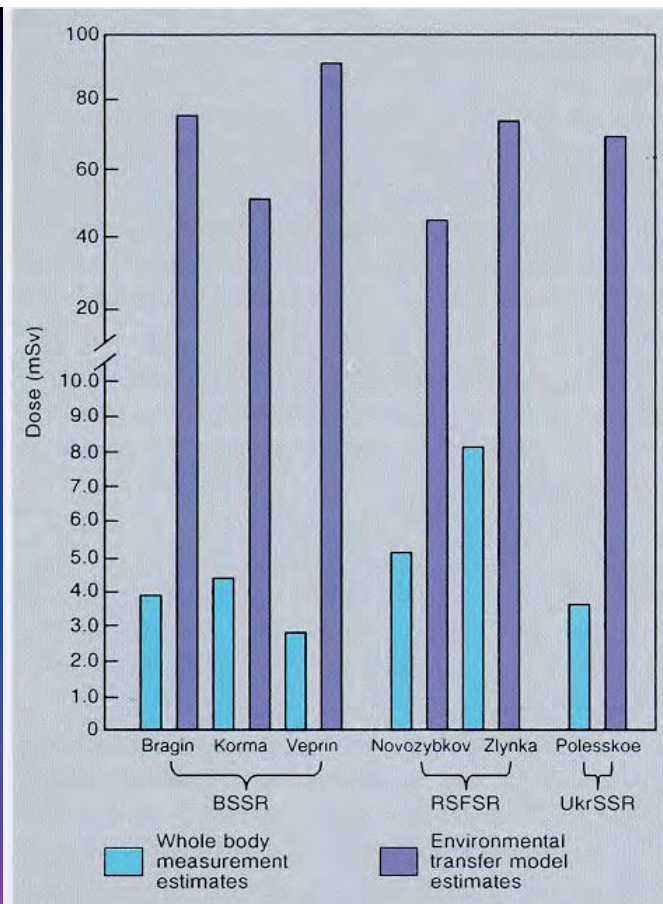


**Mas
contaminación
no es
necesariamente
igual a dosis mas
altas!**



Conclusión:

Las dosis de radiación evaluada mediante las mediciones in vivo fueron mucho menores que las estimaciones teóricas de los 'modeladores'



Exposición de los residentes

Promedio (10 años) - 8 años de radiación natural

De por vida - 13 años de radiación natural

***“... no serán discernibles incrementos
conjeturados sobre la incidencia natural
de cánceres y de efectos hereditarios
...”***

119

Los residentes en areas ‘contaminadas’

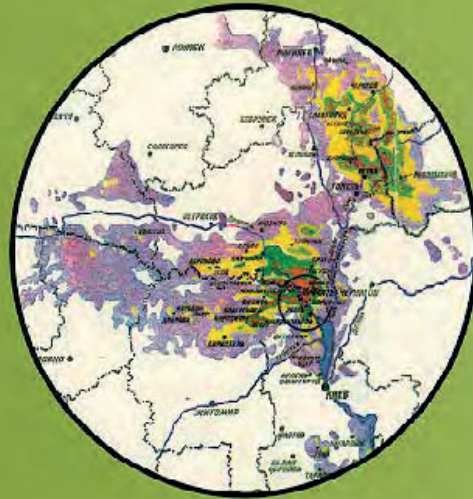


13/12

120

**Los resultados del
Proyecto Chernobyl
fueron sometidos a un
proceso de revisión de
pares en una
Conferencia
Internacional**

**THE INTERNATIONAL
CHERNOBYL PROJECT**
PROCEEDINGS OF
AN INTERNATIONAL CONFERENCE



ASSESSMENT OF RADIOLOGICAL CONSEQUENCES
AND EVALUATION OF PROTECTIVE MEASURES



**1996 LA CONFERENCIA
INTERNACIONAL DE CHERNOBYL**





**La presidió
Angela Merkel**

EC IAEA WHO

**ONE DECADE AFTER
CHERNOBYL**

**Summing up the Consequences
of the Accident**

Proceedings of an International Conference
Vienna, 8–12 April 1996

Jointly sponsored by
EUROPEAN COMMISSION
INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
WORLD HEALTH ORGANIZATION

United Nations
DEPARTMENT OF ECONOMIC AND SOCIAL AFFAIRS
UNITED NATIONS EDUCATIONAL, SCIENTIFIC AND CULTURAL ORGANIZATION
UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME
UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMISSION ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION
FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS
ORGANISATION OF ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT
NUCLEAR ENERGY AGENCY

2005

The Chernobyl Forum

IAEA WHO FAO UNDP UNEP
UN-OCHA UNSCEAR WORLD BANK GROUP

Belarus
the Russian Federation
Ukraine

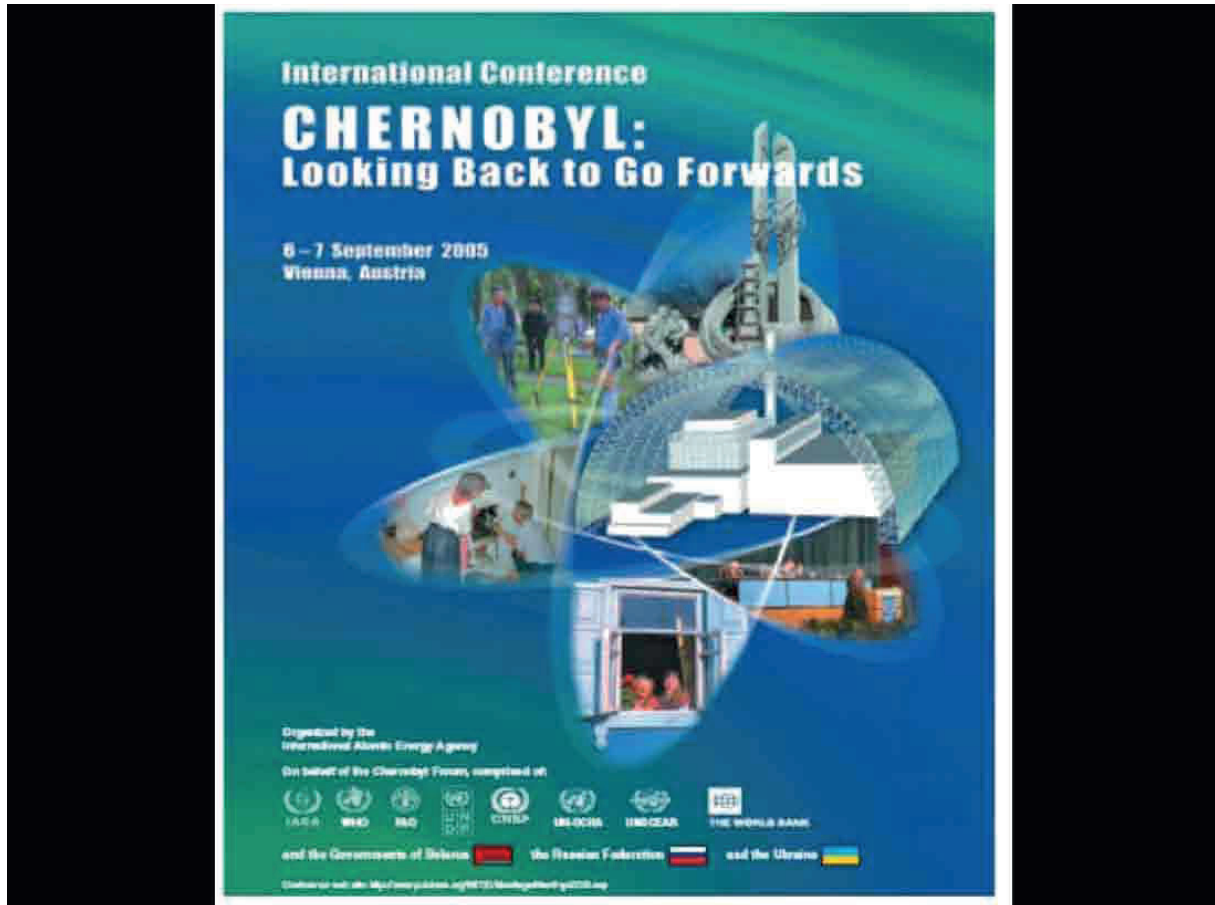
13 December, 2023

**Chernobyl's Legacy:
Health, Environmental
and Socio-economic Impacts**

and
**Recommendations to the
Governments of Belarus,
the Russian Federation and Ukraine**

The Chernobyl Forum

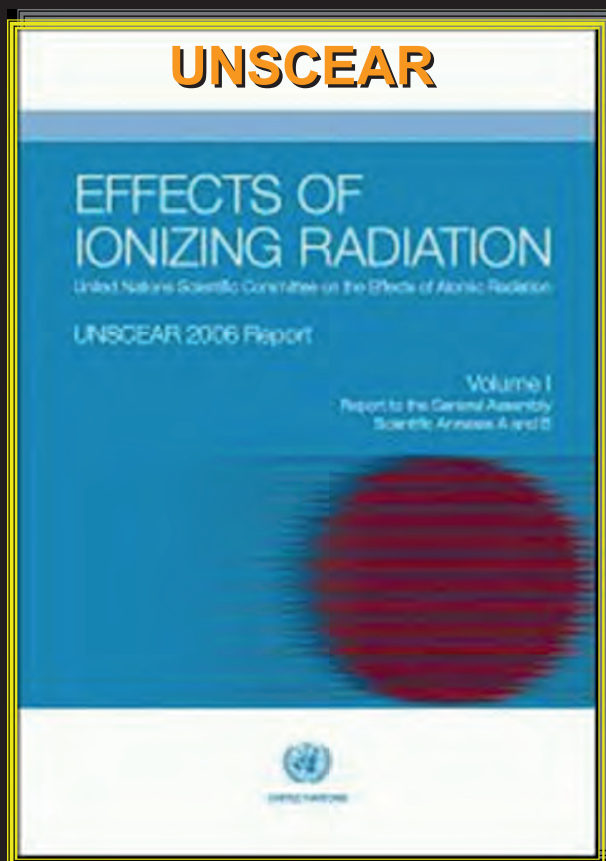
124



Las conclusiones de las Naciones Unidas sobre las consecuencias radiológicas de CHERNOBYL

13/12/2023

127



13/12/2023

Chernobyl

128

- **~30 muertes agudas, y**

- **~ 200 lesiones determinísticas severas**

atribuibles clínicamente a Chernobyl

- **altas incidencia de opacidad del cristalino**

13/12/2023

129

**~ 7000 cánceres de tiroides pediátricos
no-mortales,**

**todos ellos fácilmente evitables
(bastaba evitar el consumo de leche
fresca por algunas semanas)**

13/12/2023

130

Amplia “contaminación”,

con connotaciones que deterioraron las vidas de los pobladores, crearon ansiedad, y arruinaron la economía

13/12/2023

131

No existe ninguna evidencia confirmada de otro impacto a la salud pública directamente atribuible a la exposición a la radiación de Chernobyl

13/12/2023

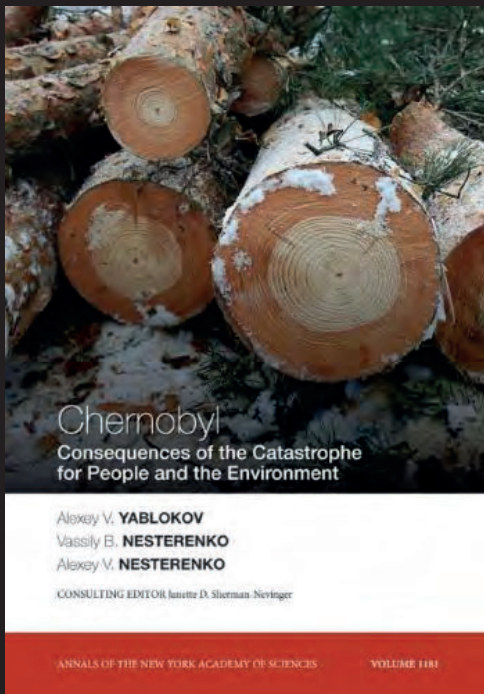
132

pero...

...¿y los cánceres y efectos hereditarios que se atribuyeron a Chernobyl?

13/12/2023

133



**Chernobyl:
Consequences of the Catastrophe
for People and the Environment**

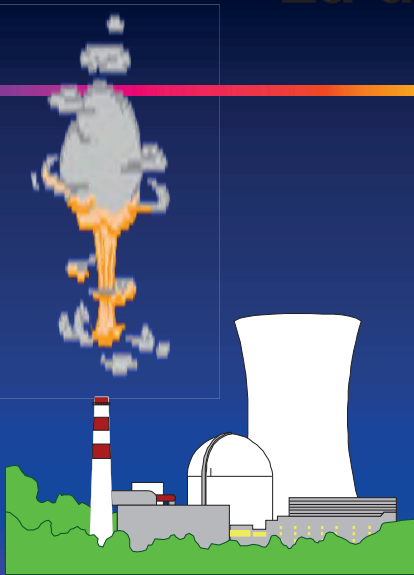
**Annals
of the
New York Academy of
Sciences**

***Concluye que, junas 985,000 personas murieron de
cáncer causado por el accidente de Chernobyl!***

13/12/2023

134

La dosis colectiva, S



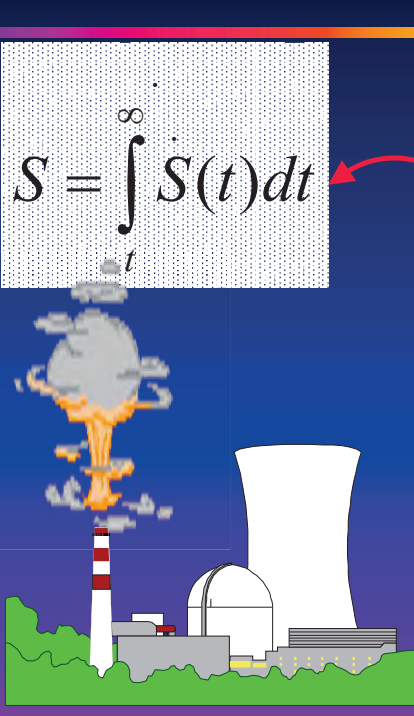
Dosis, D , a una persona,

Dosis colectiva, $S = 1 \times D$

D_i dosis a N_i personas $S = \sum_i D_i N_i$

135

Dosis colectiva integrada en el tiempo

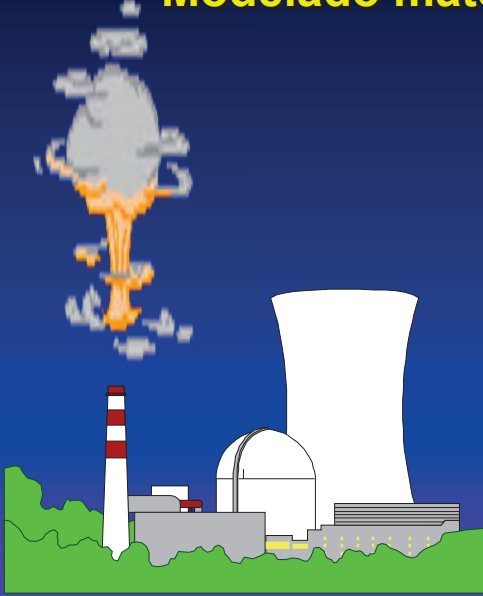


$S = \int_t^{\infty} \dot{S}(t) dt$

$\dot{S} = \delta S / \delta t$

136

Modelado matemático del ambiente



Descargas



Dosis colectiva

Multiplicación por 5%/sievert

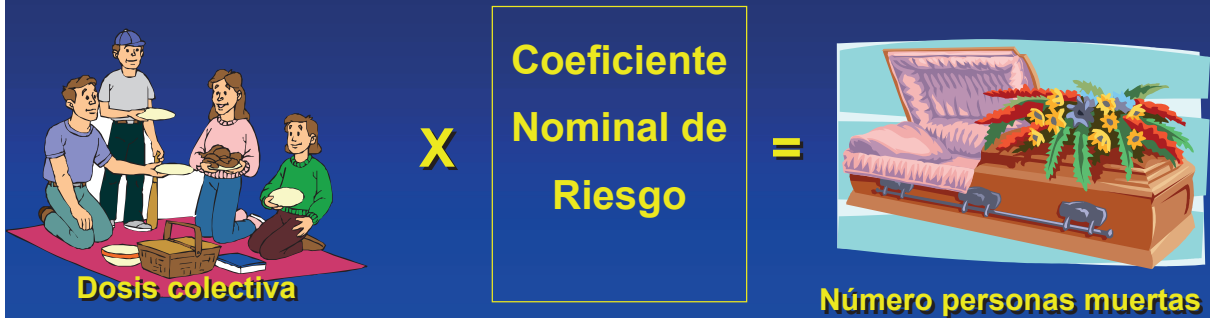


dosis
colectiva



Número de muertos

¿Atribución de muertes?



Personas sievert \times 5 % Sv^{-1} = ¡Número personas muertas!

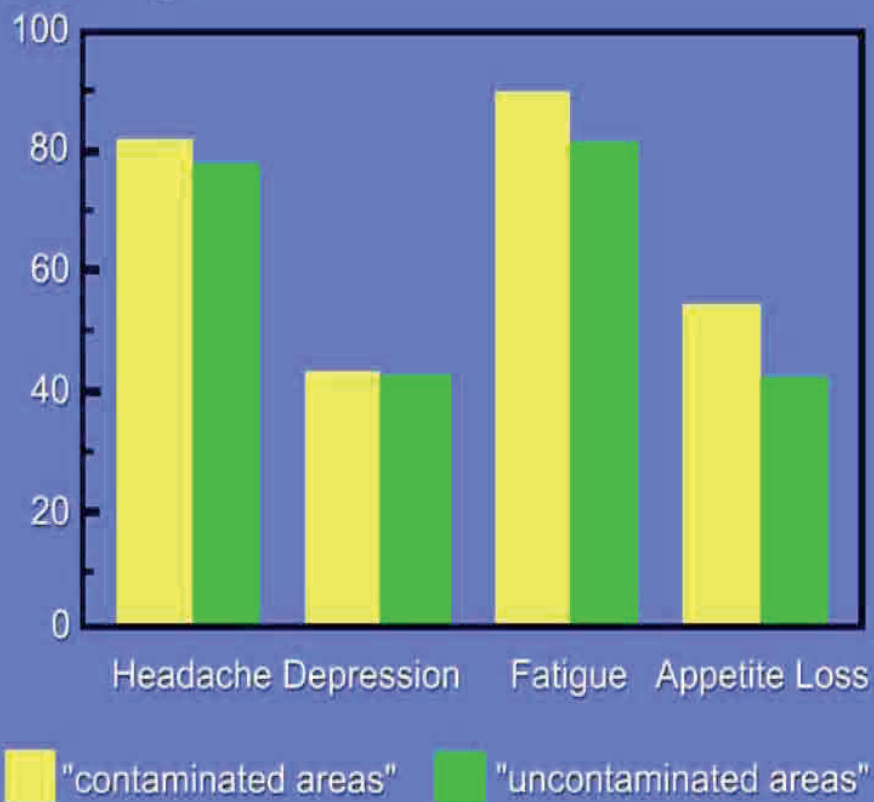
139

Este serio error epistemológico fue responsable de una de los mayores secuelas post-accidentales:

¡efectos psicológicos!

140

Percentage



Chernobyl también fue responsable

de:

El cataclismo político de la USSR



Una tragedia social en la población



La ruina económica de la región



Fin de la saga

Chernobyl y la mitología

13 December, 2023



Parafraseando a Borges



**'No me une
al accidente
de
Chernobyl
el amor,
sino el
espanto...
....¡y será
por eso que
lo quiero
tanto!'**

El accidente de Fukushima Dai-ichi

Breve descripción del accidente

Fukushima Dai-ichi NPP

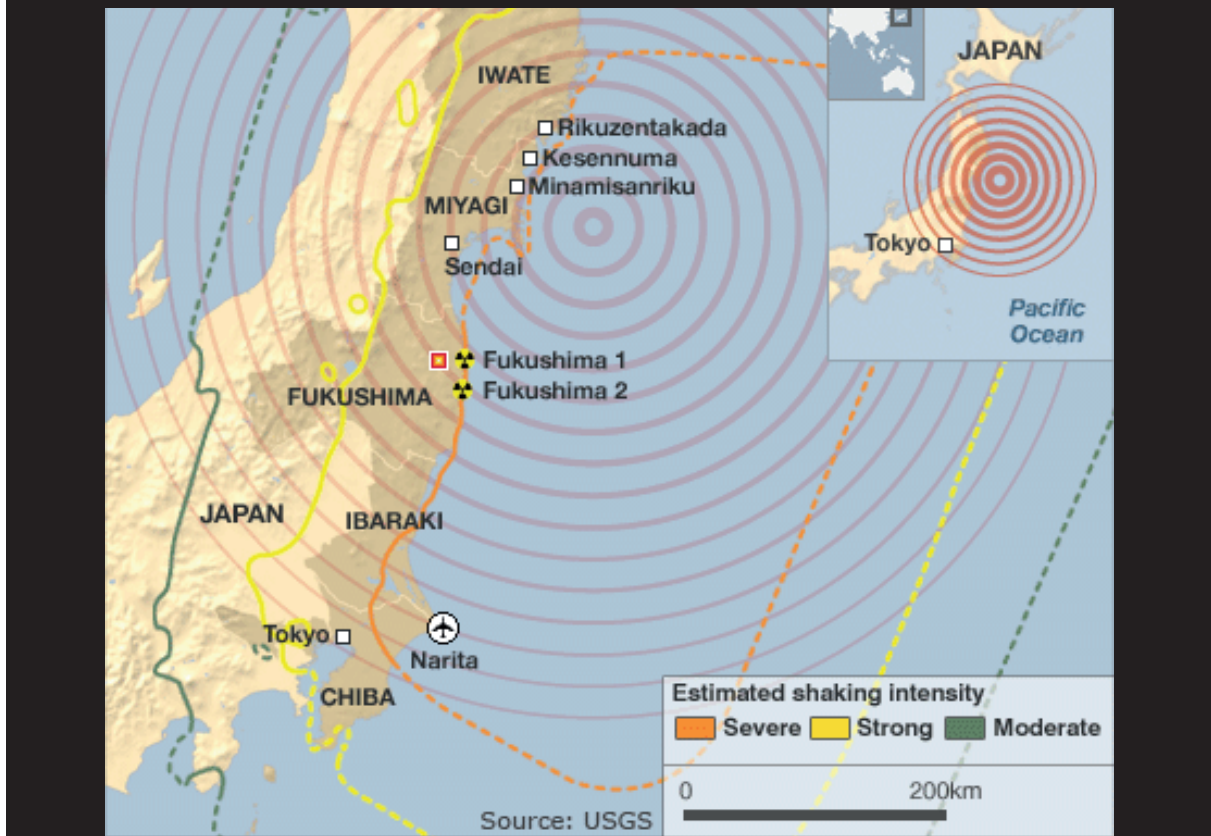


¿Qué sucedió en Fukushima?

¿Qué sucedió?

- El 11 de marzo de 2011, la Central Nuclear fue sacudida por un terremoto catastrófico de magnitud 9,0 que destruyó infraestructura y ciudades en todo el litoral nororiental del Japón.

Areas afectadas por el terremoto



El sismo no conllevó consecuencias de seguridad inmediatas para la Central

- **El sismo no causó daño significativo a la Central.**
- **Sus reactores se detuvieron en forma segura.**

155

¿Cómo siguió?

- **Sin embargo, el terremoto también anuló el suministro eléctrico de toda la zona.**

156



Potenciales consecuencias para la Central

- La falta de suministro exterior de electricidad hace que los sistemas de refrigeración de los reactores detenidos no puedan operar.
- Pero, un sistema de **generadores diesel de emergencia** reemplazó al suministro de electricidad exterior y los reactores continuaron refrigerándose.

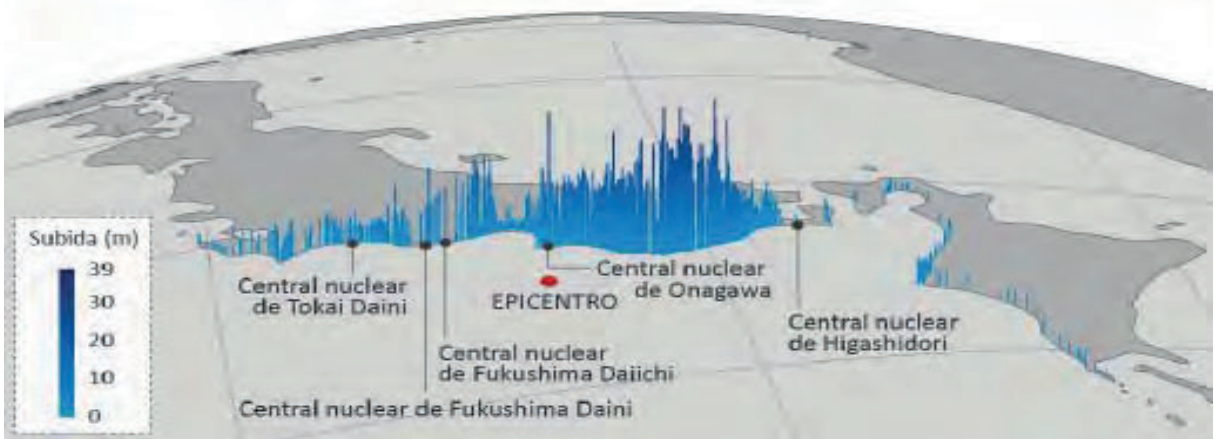
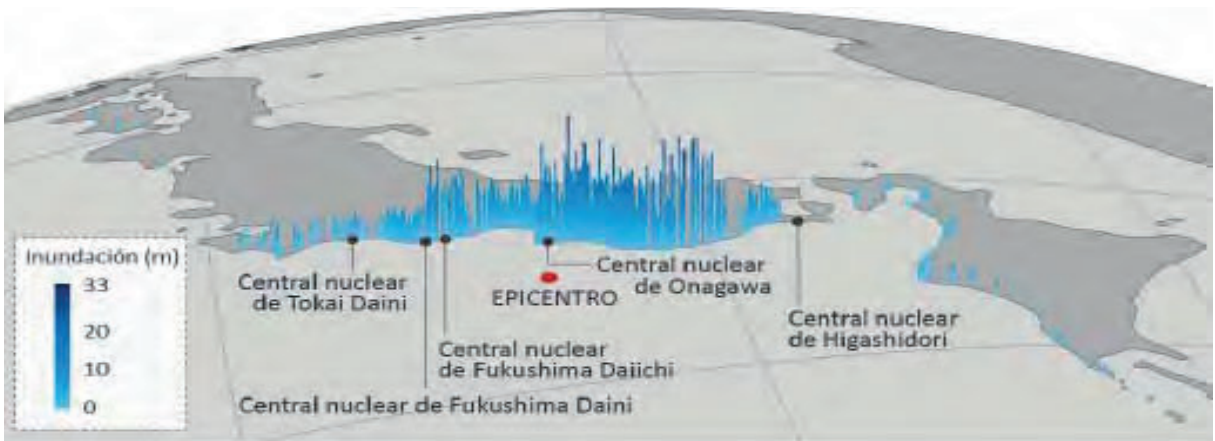


¡No hay dos sin tres!

- Un gran tsunami, de muchos metros de altura inundó toda la zona, mató a mas de 30 000 personas, e inutilizó a los generadores diesel, suprimiendo así el enfriamiento de los reactores detenidos.

159



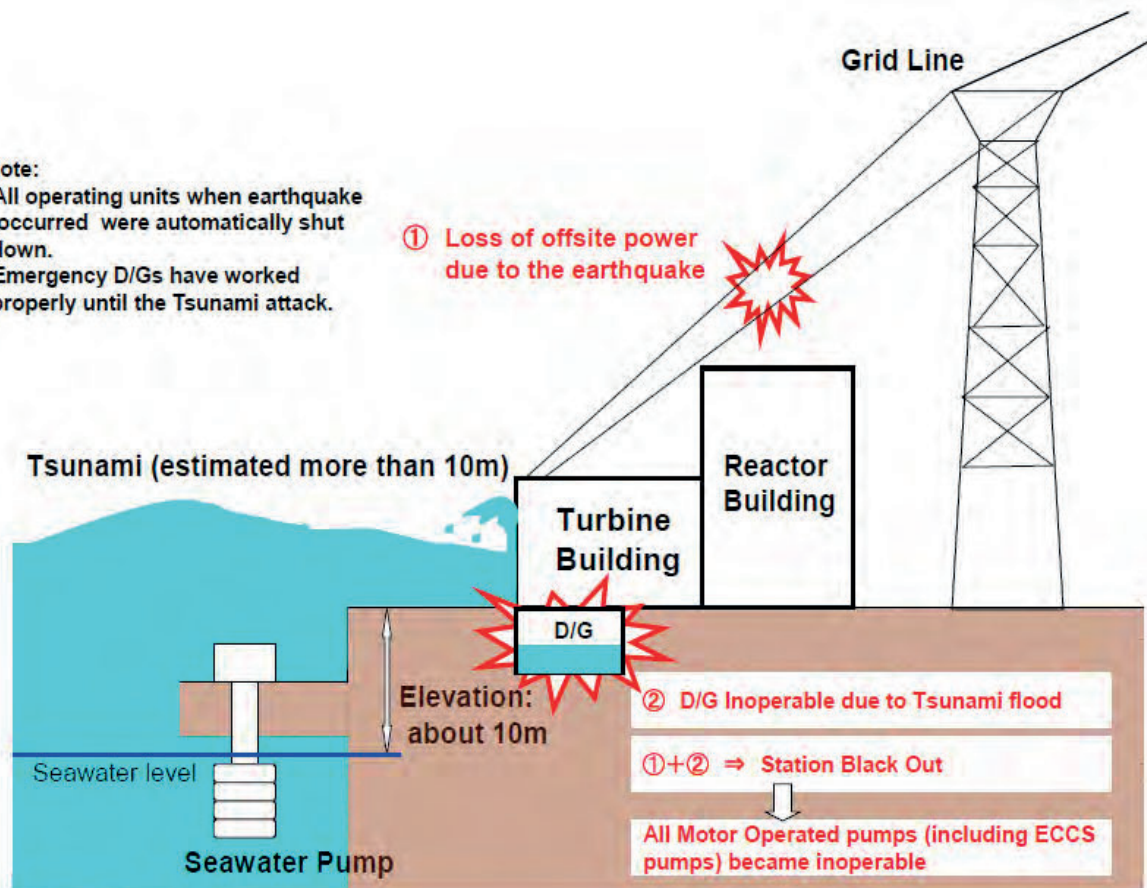






Note:

- All operating units when earthquake occurred were automatically shut down.
- Emergency D/Gs have worked properly until the Tsunami attack.



¿Cuáles fueron las consecuencias?

- Parte del combustible nuclear se fundió.
- Se generó hidrógeno y explotó.
- La contención fue insuficiente.

¡Se liberaron grandes cantidades de material radioactivo al medio ambiente!

167



Secuelas

Secuelas

Presencia de radioactividad en el ambiente
(descargas, dispersión, depósito, productos de consumo)

Medidas de protección

Exposición a la radiación

Efectos de la exposición a la radiación

Impacto ambiental

Radioactividad en el ambiente

'Contaminación' de la atmósfera

"Contaminación" significa presencia.

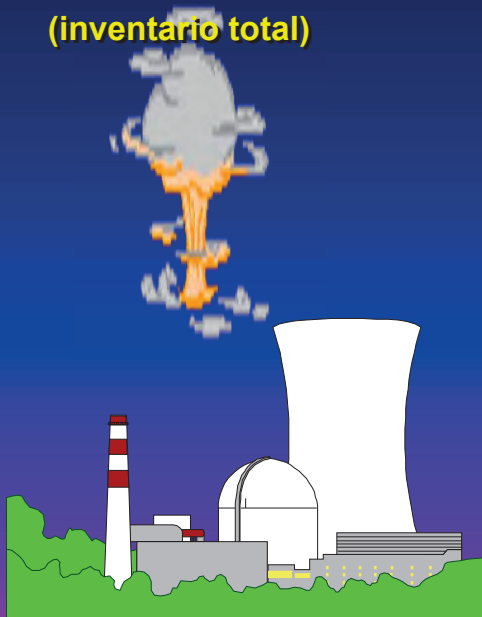
Pero conlleva una connotación involuntaria

de **impureza y peligro!**

Gases nobles

**6.4 to 32.6 PBq de ^{85}Kr
y hasta
11 000 PBq de ^{133}Xe
(inventario total)**

**Dispersion y
dilución global**



0.14 a 0.20 10^{18} Bq de ^{131}I
0.012 a 0.016 10^{18} Bq de ^{137}Cs



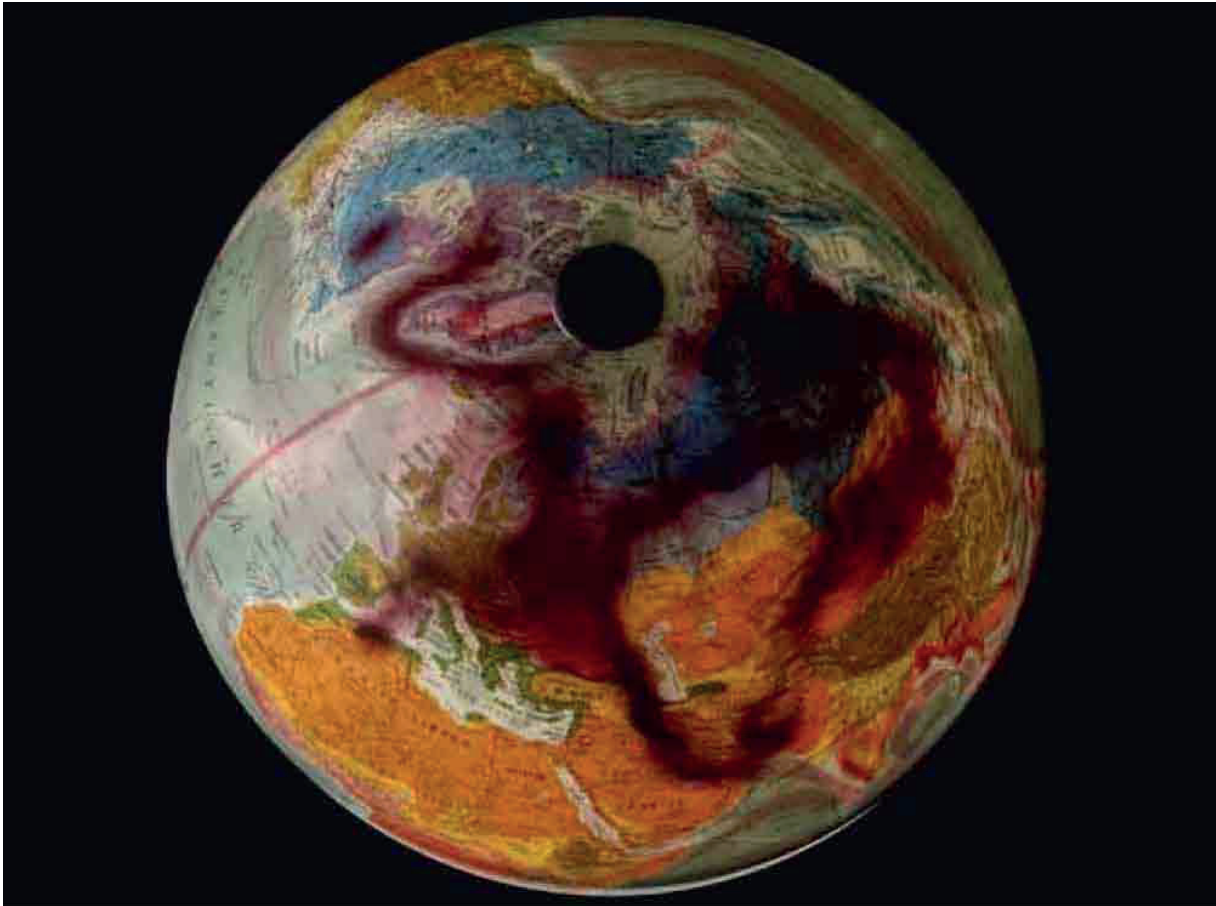
“Contaminación” de

- Oceano,
- Territorio,
- Foresta,
- Aguas,
- Alimentos
- Productos de consumo

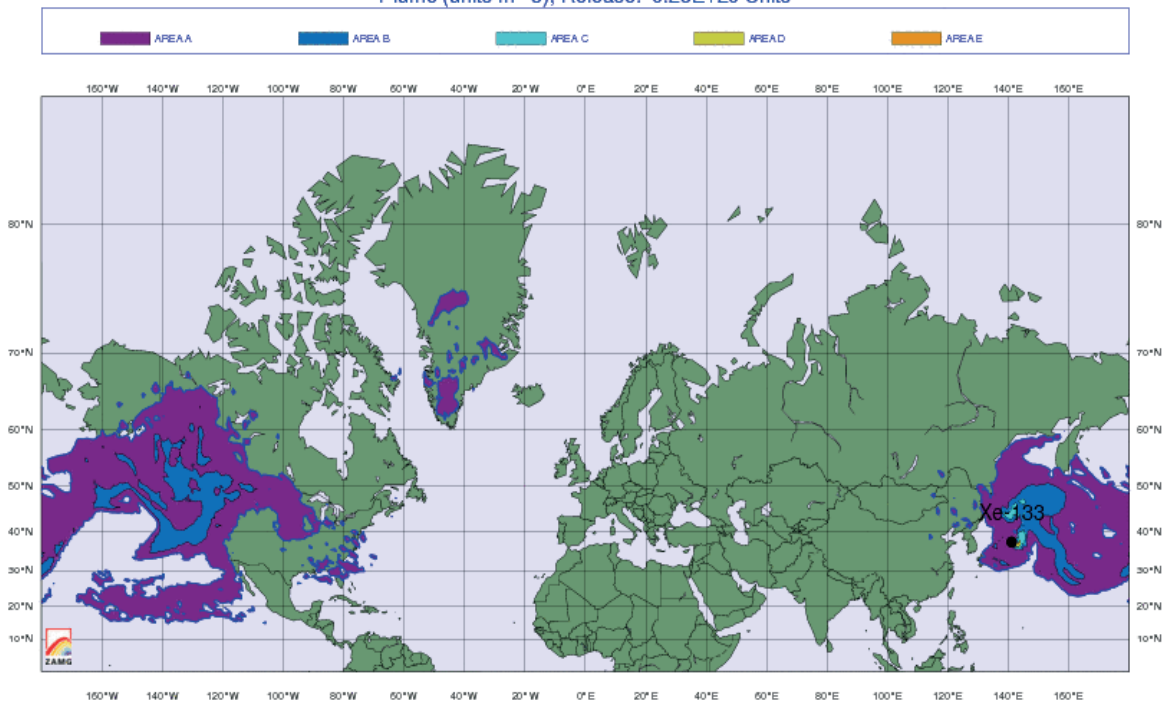
Chernobyl: $1.2 \cdot 10^{19}$ Bq

^{131}I 55% (50 000 000 Ci) - $3,2 \cdot 10^{18}$ Bq
 $^{134},^{137}\text{Cs}$ 33% - $4,0 \cdot 10^{17}$ Bq
Noble gases: 100% - $7,0 \cdot 10^{18}$ Bq

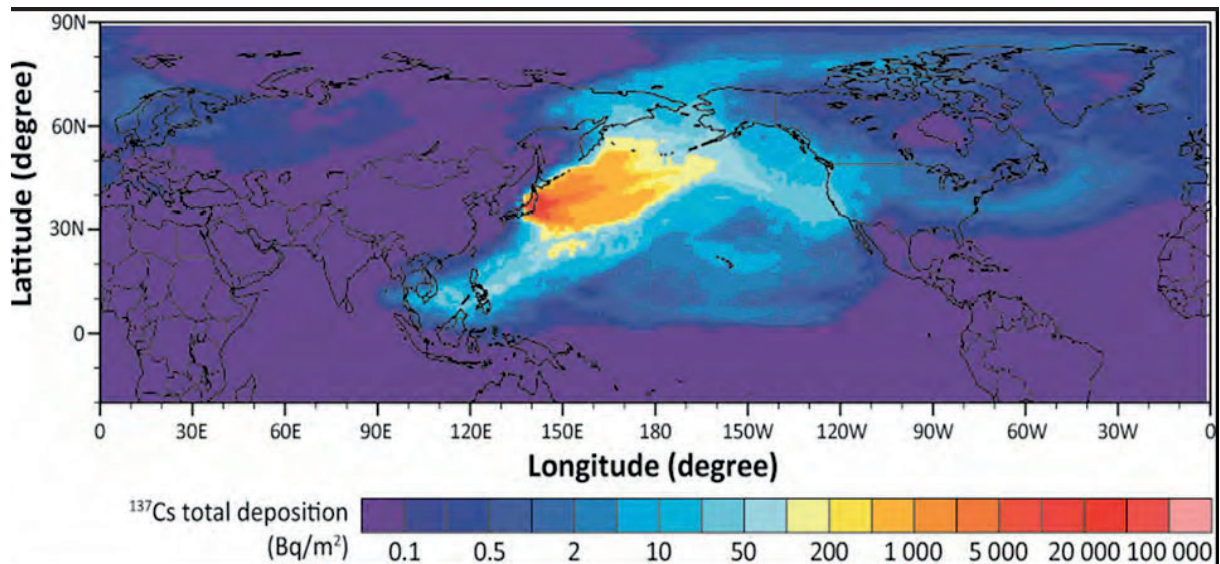
of I-131 Released From the Site (in curies)	Site	Time Period
150,000,000 Ci	Nevada Test Site, Nevada	1952–1970
50,000,000 Ci	Chernobyl (former Soviet Union)	1986
740,000 Ci	Hanford Reservation, Washington	1944–1972
60,000 Ci	Savannah River Site, South Carolina	1955–1990
8,000–42,000 Ci	Oak Ridge National Laboratory, Tennessee	1944–1956
20,000 Ci	Windscale, United Kingdom	1957
15–21 Ci	Three Mile Island, Pennsylvania	1979



AKW_FUKUSHIMA-Xe-133
 20110508-000000
 Plume (units m^{-3}), Release: $0.25E+20$ Units



'Contaminación' del océano

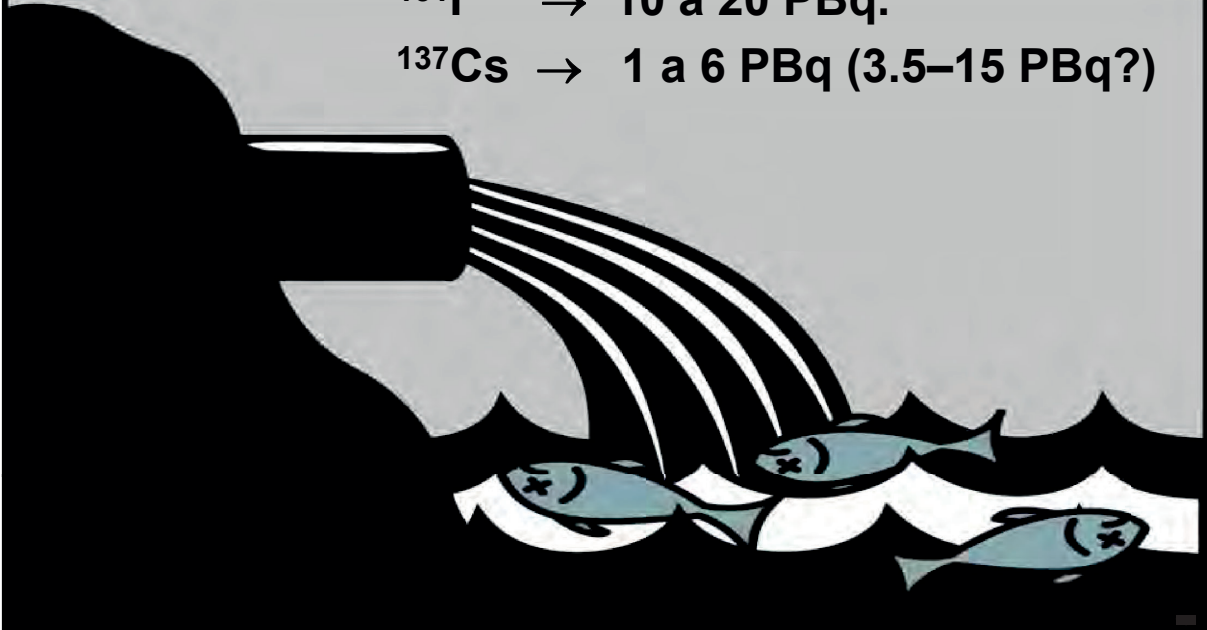


Depósito sobre el océano

Dischargas al mar en el sitio

^{131}I → 10 a 20 PBq.

^{137}Cs → 1 a 6 PBq (3.5–15 PBq?)

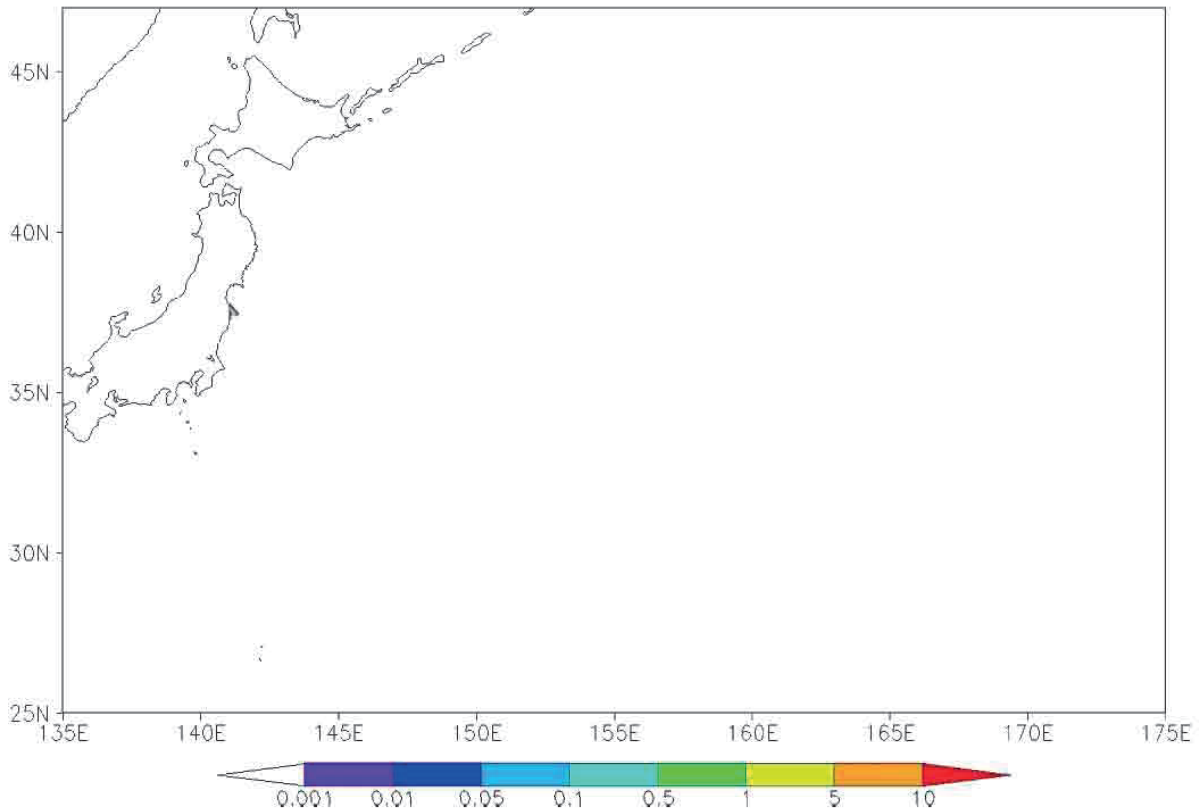


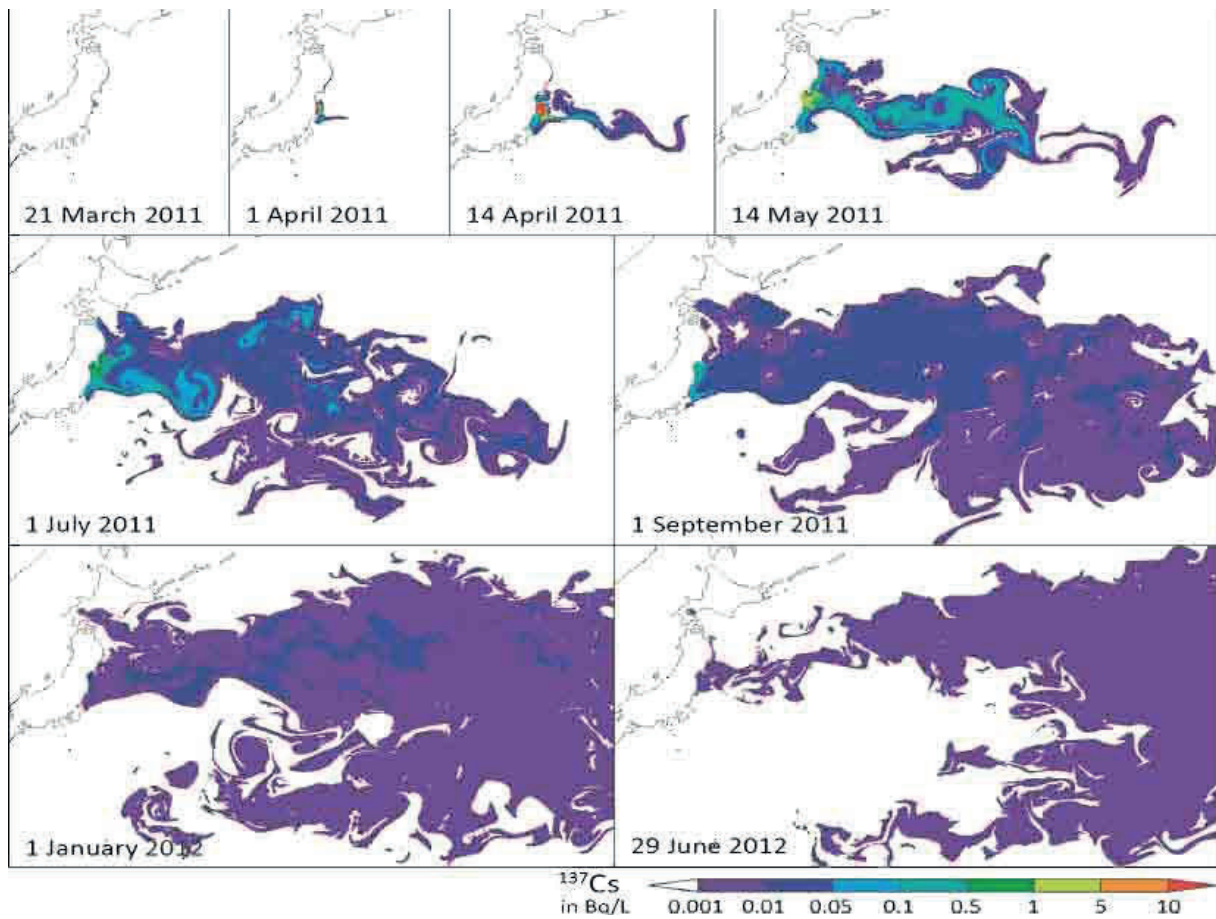
Dispersión oceánica



- Transporte hacia el este con la corriente de Kuroshio.
- A grandes distancias a través del giro del Océano Pacífico Norte Altamente diluido en el agua del mar

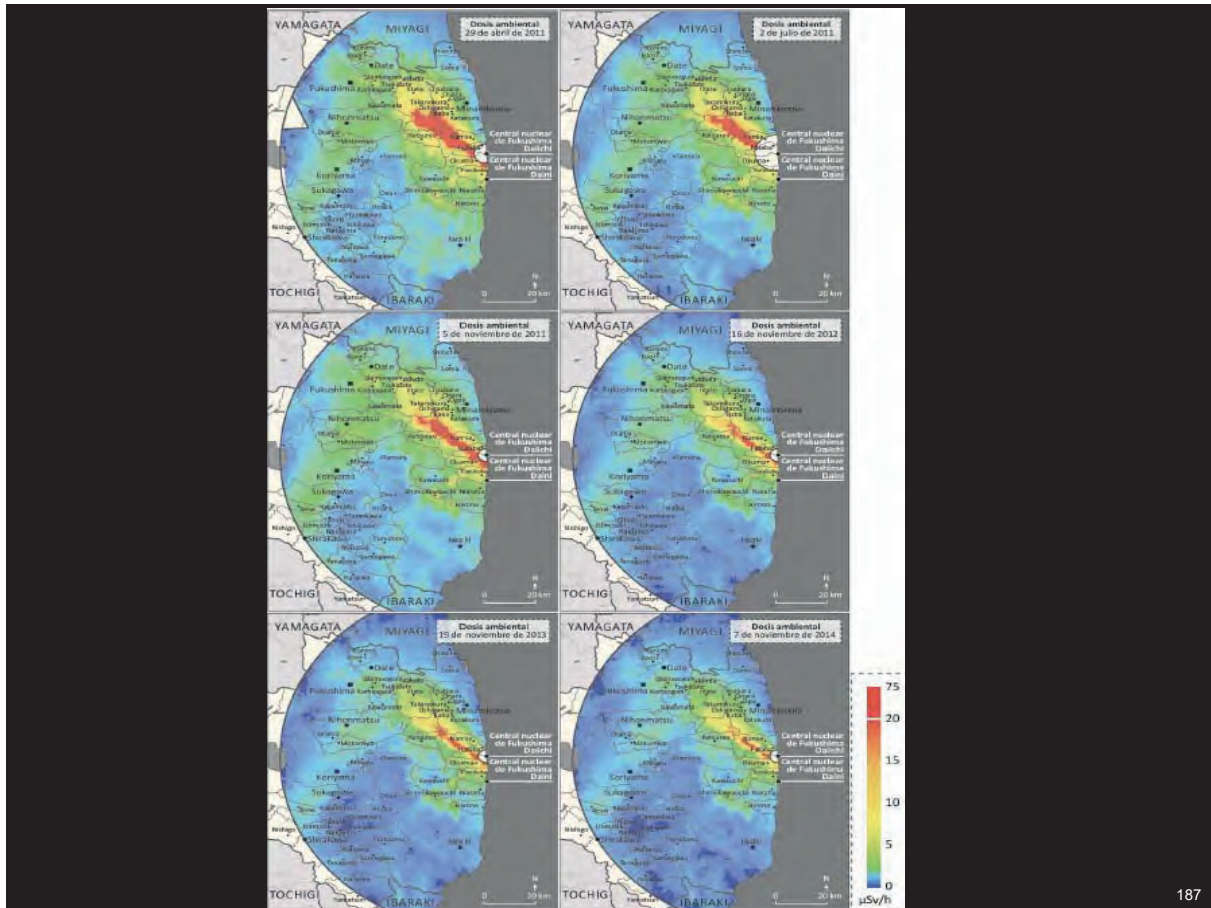
Cs-137 (2011 MAR 21)



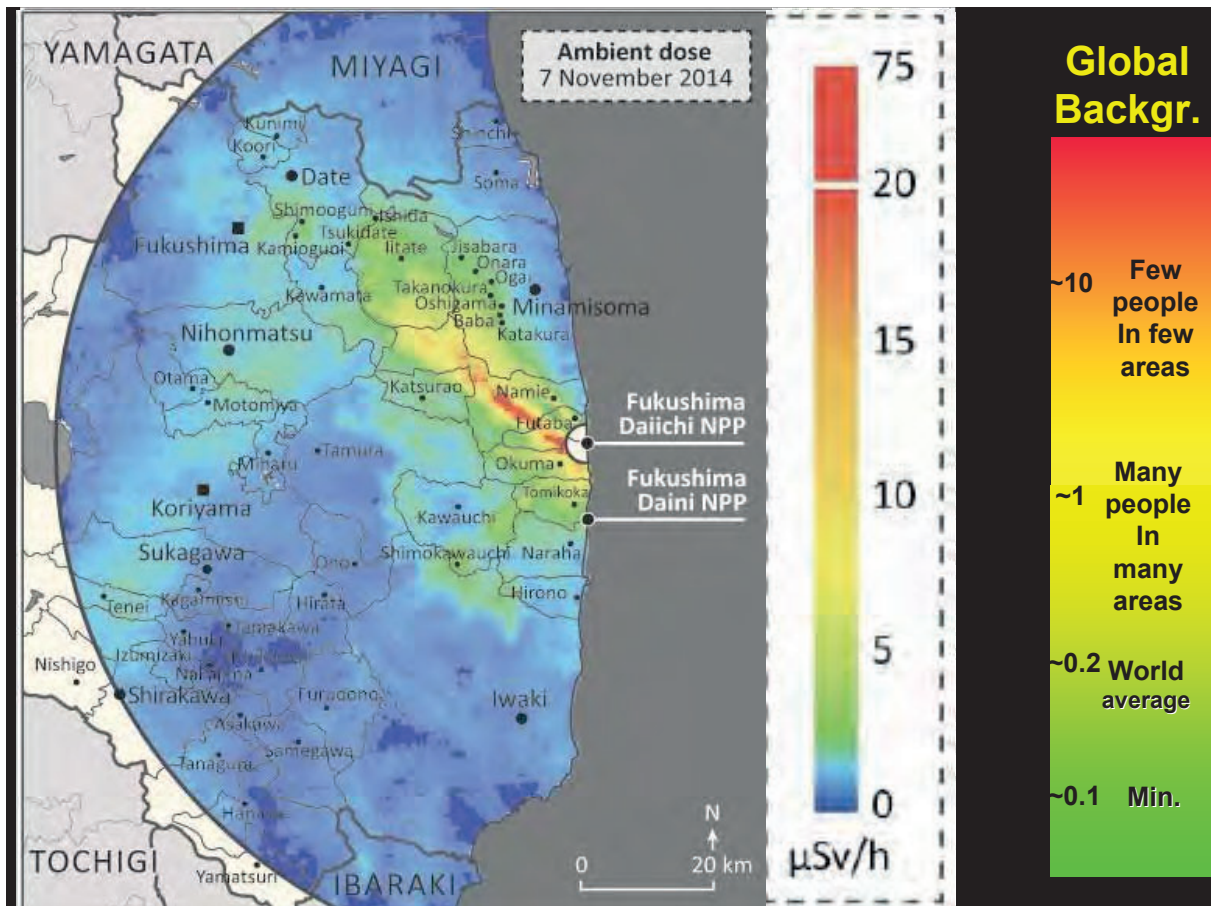


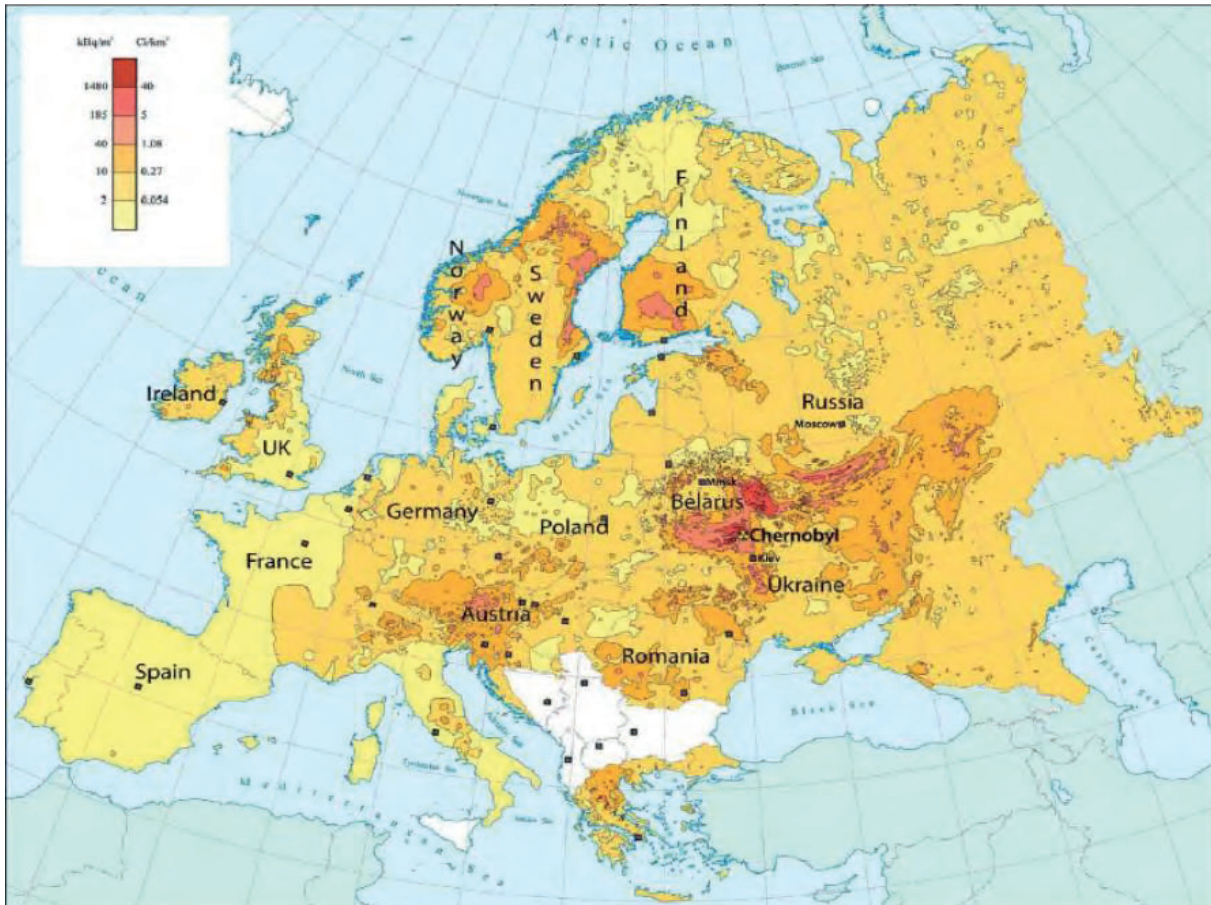
Depósito terrestre

(“Contaminación” de territorios)

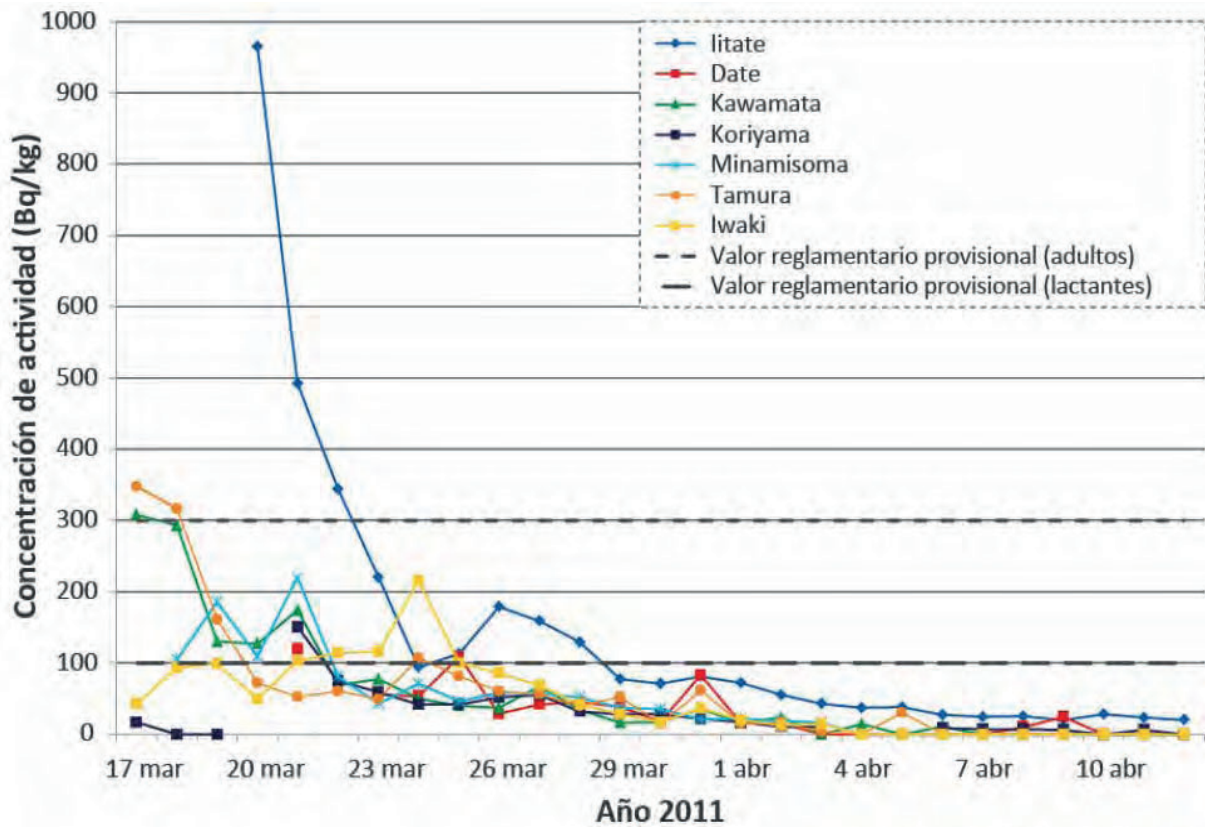


187





'Contaminación' de productos de consumo



Concentración de actividad de ^{131}I en agua bebible

Protección pública

Criterio básico

- Las autoridades japonesas aplicaron los niveles de referencia de dosis recomendados por la ICRP



193

Pregunta típica del público

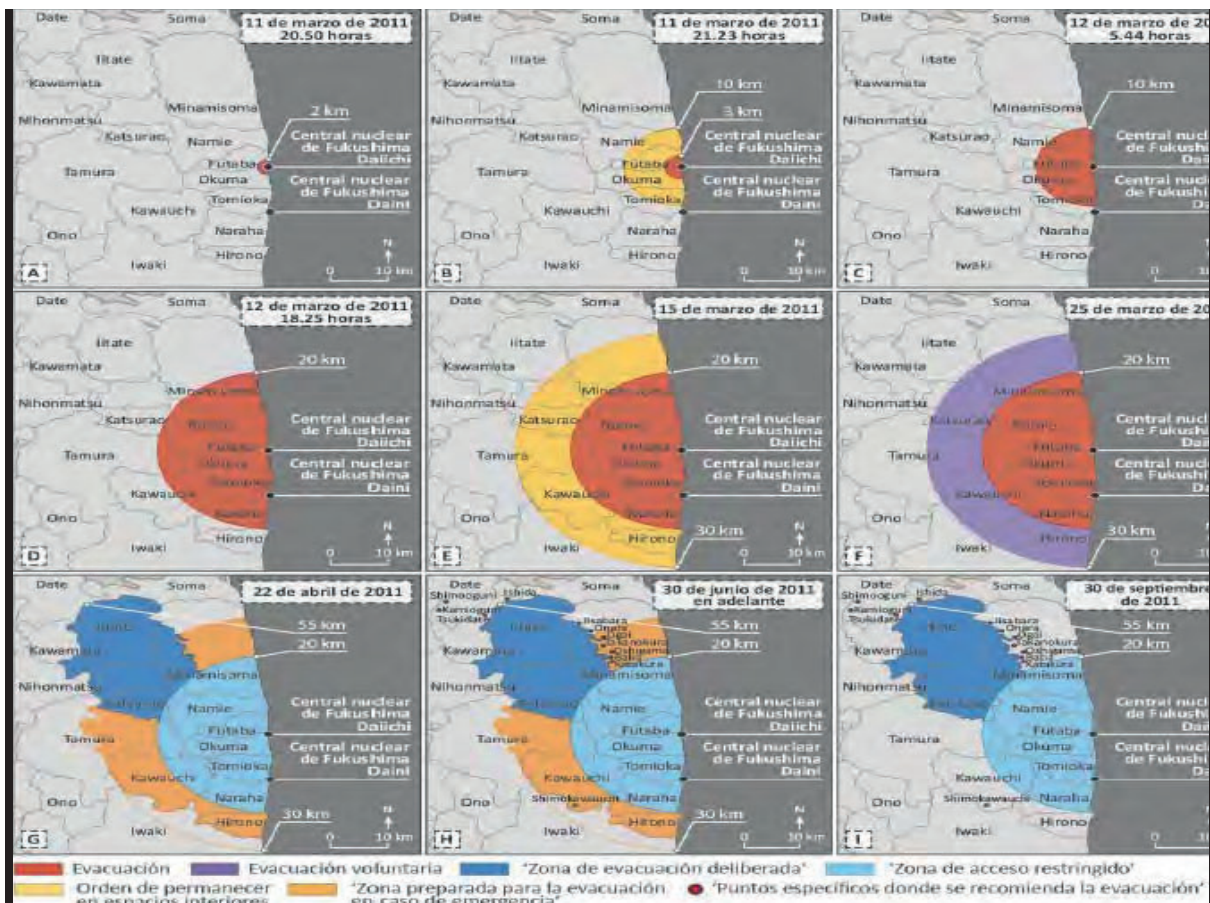
¿Por qué se permiten dosis de 20 a 100 mSv/año después del accidente, cuando dosis superiores a 1 mSv/año eran inaceptables antes del accidente?

La expresión japonesa para el límite y dosis de 1 mSv/a, es inequívoca:

線量限度, [線 = radiación, 量 = cantidad, 限 = frontera, 度 = tiempo]

'cantidad de dosis de radiación que no se debe exceder en el tiempo'

Impacto de las medidas y acciones tomadas para proteger al público





Refugio

La evacuación inicial condujo a condiciones de hacinamiento



Reubicación: Las condiciones normales del hábitat personal fueron muy afectadas.

Protección ocupacional

Límite variable

- Se aplicó inicialmente un límite de dosis de **100 mSv** para trabajadores **masculinos** involucrados en la emergencia.
- Desde el 14 de marzo de 2011, este valor **se incrementó a 250 mSv**, para permitir que los trabajadores pudieran llevar a cabo tareas necesarias relacionadas con el control y la estabilización de los reactores.
- El 1 de noviembre se **reinstaló el límite de 100 mSv**, a excepción de los que trabajaban en la refrigeración del reactor, donde el valor más alto fue retenido para aquellos trabajadores que ya estaban en el lugar.

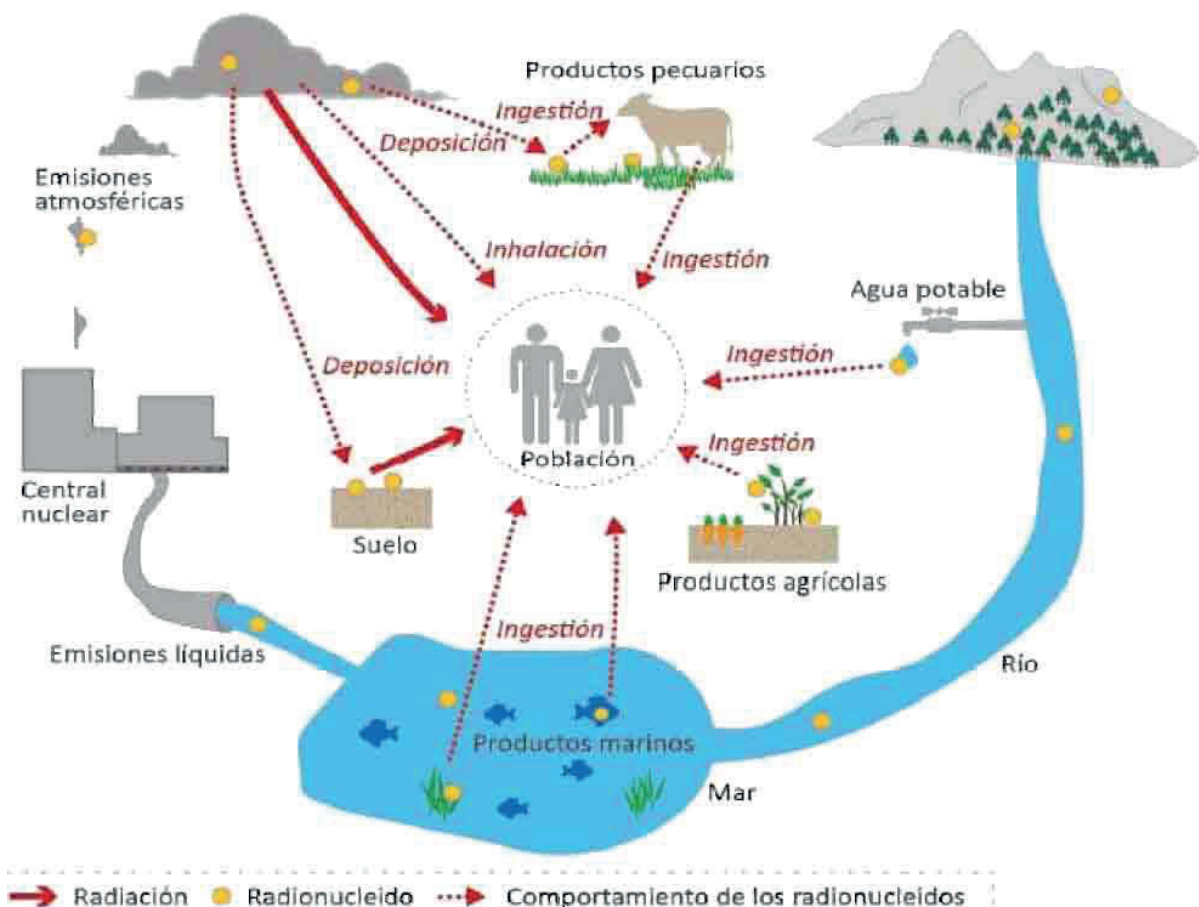
Deficiencias en la aplicación de los requisitos de protección ocupacional

- **Control y registro de las dosis de radiación de los trabajadores de emergencia.**
- **Disponibilidad y uso de equipos de protección**
- **Educación y entrenamiento.**

201

Dosis de radiación

Las primeras evaluaciones de las dosis de radiación se basaron en modelos teóricos y resultaron en sobreestimaciones





World Health Organization

Preliminary dose estimation

from the nuclear accident after the 2011 Great East Japan Earthquake and Tsunami



Perspectiva: Dosis anual en mSv

Fondo natural de radiación en el mundo

Estimación de la WHO

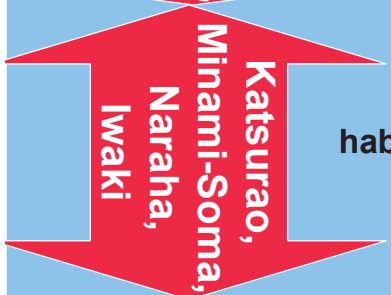
Pocas poblaciones \Rightarrow ~100

ALTA



Gran cantidad de personas en muchas áreas \Rightarrow ~ 10

TÍPICAMENTE ALTA



La mayoría de los habitantes del mundo \Rightarrow ~ 2.4

PROMEDIO

Pocas poblaciones \Rightarrow ~ 1

MÍNIMA



World Health Organization

Health risk assessment

from the nuclear accident after the 2011 Great East Japan Earthquake and Tsunami

based on a preliminary dose estimation



United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation

UNSCEAR United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation

SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION
UNSCEAR 2013 Report

DEVELOPMENTS SINCE THE 2013 UNSCEAR REPORT ON THE LEVELS AND EFFECTS OF RADIATION EXPOSURE DUE TO THE NUCLEAR ACCIDENT FOLLOWING THE GREAT EAST JAPAN EARTHQUAKE AND TSUNAMI

A 2014 update paper to guide the Scientific Committee's future programme of work

Volume I

REPORT TO THE GENERAL ASSEMBLY

SCIENTIFIC ANNEX A:

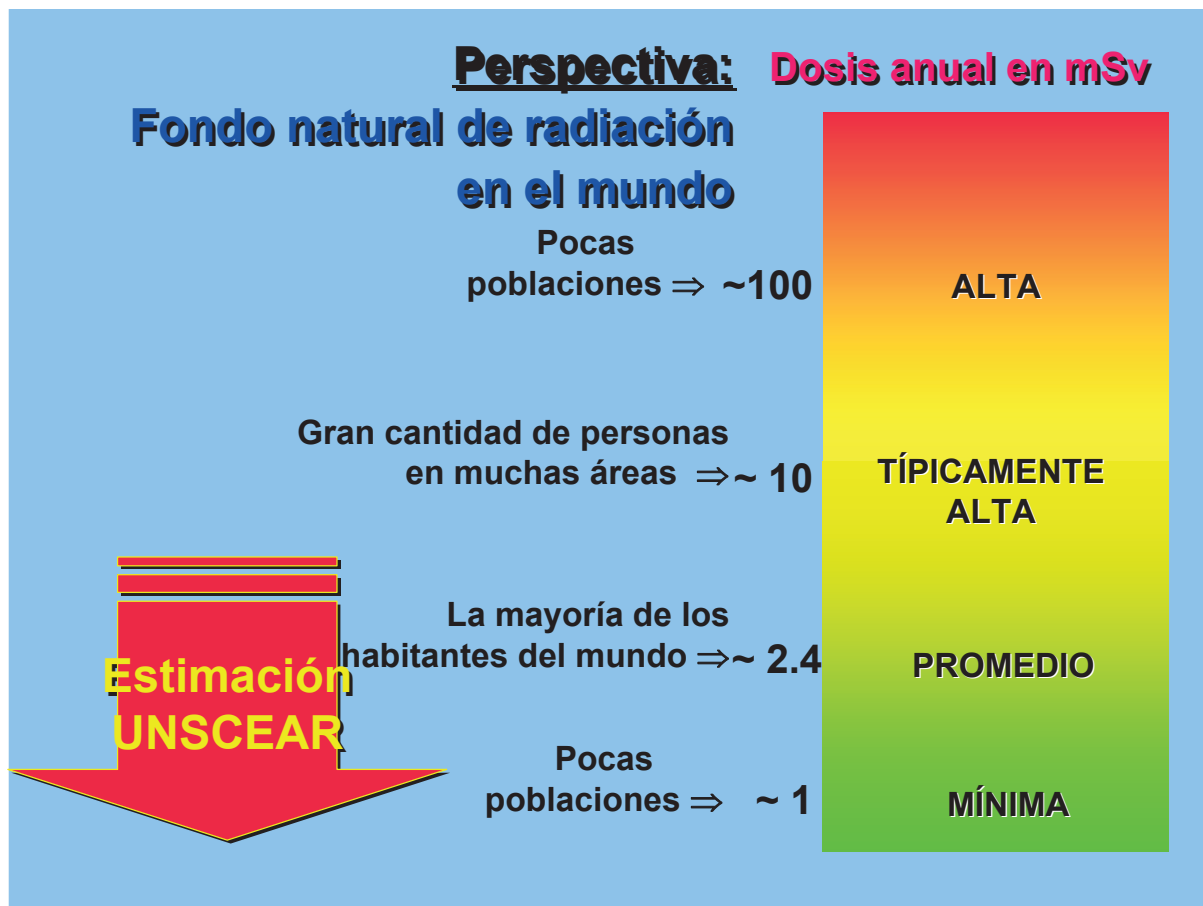
Levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident after the 2011 great east-Japan earthquake and tsunami

EXPERIMENTAL, ENVIRONMENTAL, RESEARCH FOR INFORMED DECISION-MAKING



UNITED NATIONS

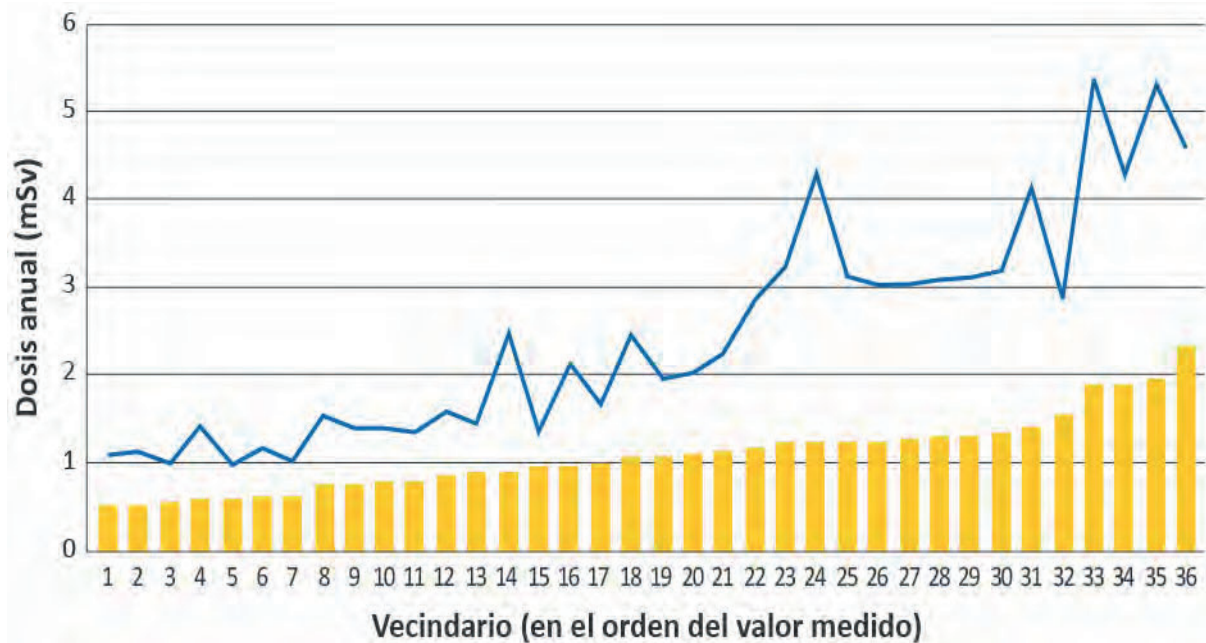




Nuestro estudio utilizó datos de encuestas personales y, fundamentalmente, resultados de monitoreo personal

Objetivo: evaluar las dosis individuales reales ...

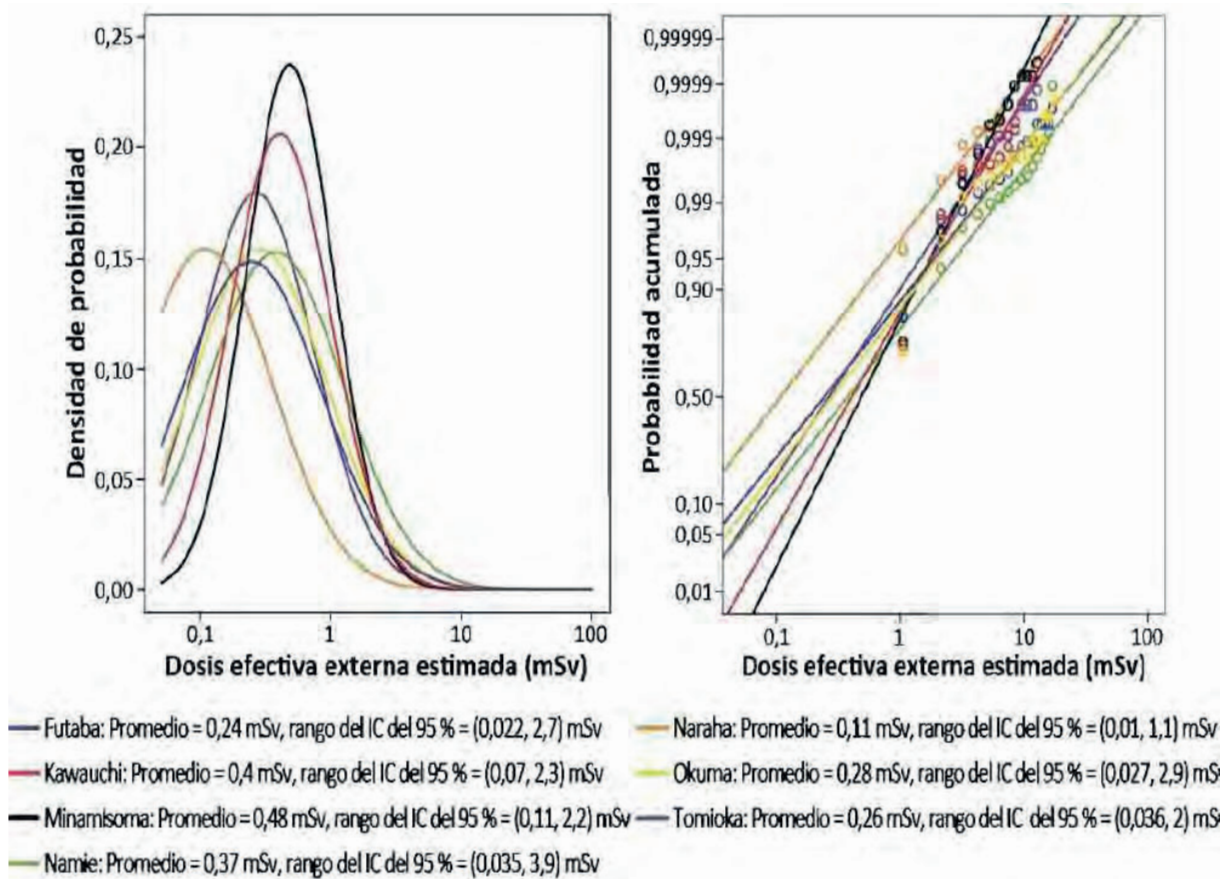
.....¡y su distribución!

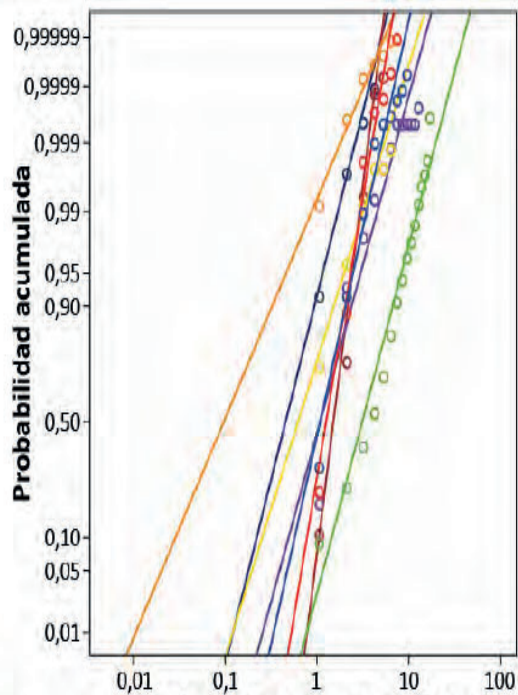
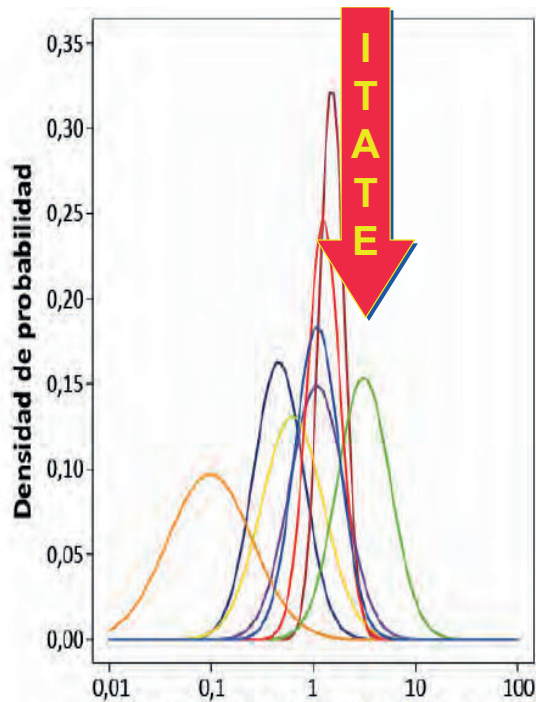


Comparación de las estimaciones dosis individuales modeladas (línea azul) frente a las mediciones de monitoreo personales (barras naranja) en varios barrios de una ciudad representativa.

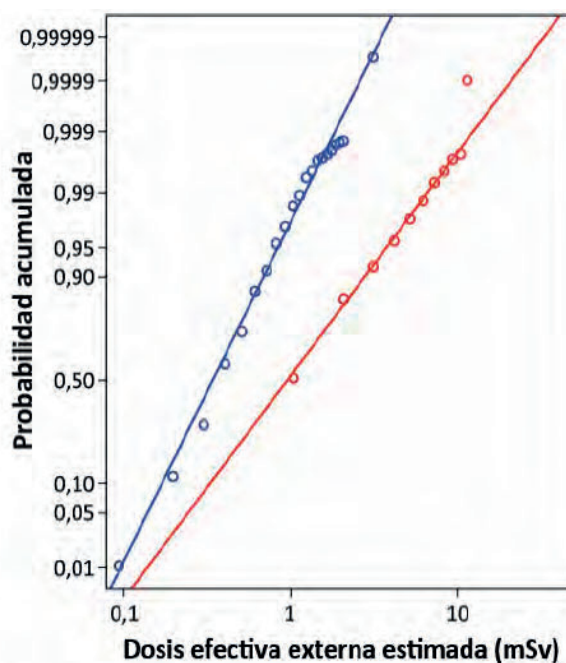
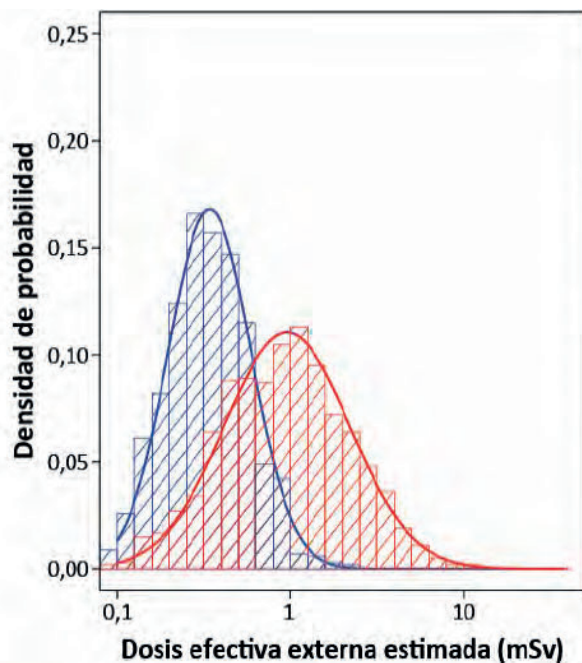
Dosis del público

- **Nuestras estimaciones indican que las dosis efectivas incurridas por los miembros del público fueron bajas.**
- **Son comparables a las dosis efectivas incurridas debido a los niveles globales de radiación natural**





- Dosis efectiva externa estimada (mSv)**
- Date: Promedio = 1,1 mSv, rango del IC del 95 % = (0,41, 2,9) mSv
 - Katsurao: Promedio = 0,62 mSv, rango del IC del 95 % = (0,16, 2,5) mSv
 - Fukushima: Promedio = 1,3 mSv, rango del IC del 95 % = (0,6, 2,6) mSv
 - Kawamata: Promedio = 1,1 mSv, rango del IC del 95 % = (0,32, 3,6) mSv
 - Iitate: Promedio = 3,1 mSv, rango del IC del 95 % = (0,96, 10) mSv
 - Nihonmatsu: Promedio = 1,5 mSv, rango del IC del 95 % = (0,87, 2,6) mSv
 - Iwaki: Promedio = 0,097 mSv, rango del IC del 95 % = (0,015, 0,62) mSv
 - Tamura: Promedio = 0,46 mSv, rango del IC del 95 % = (0,15, 1,4) mSv

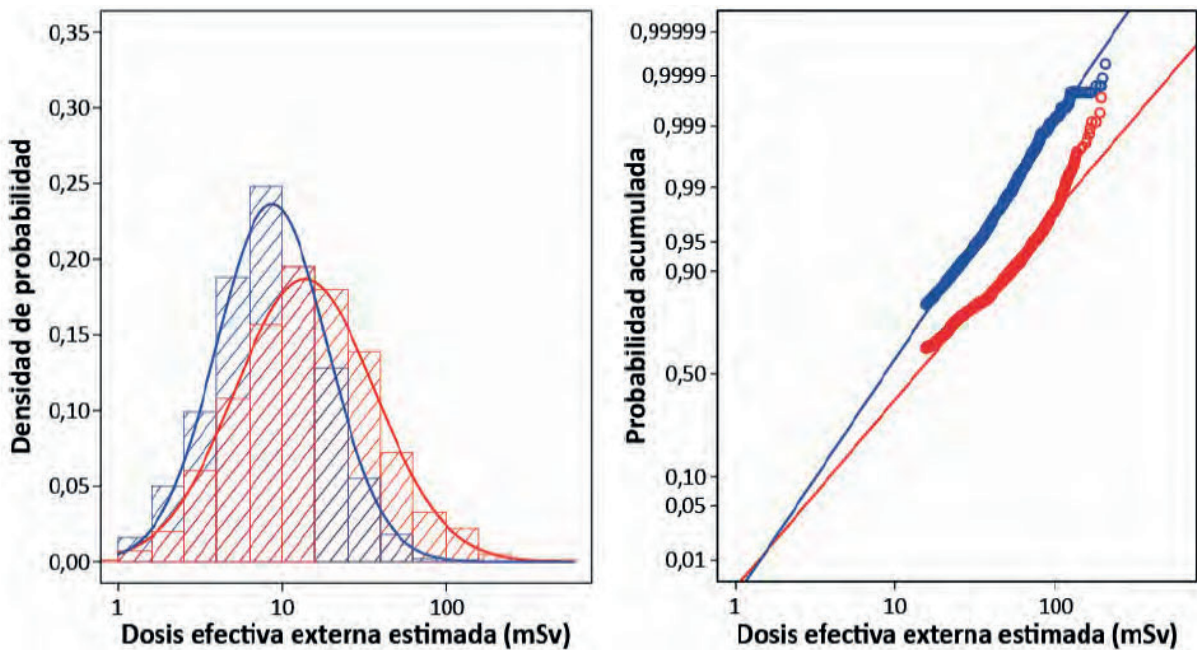
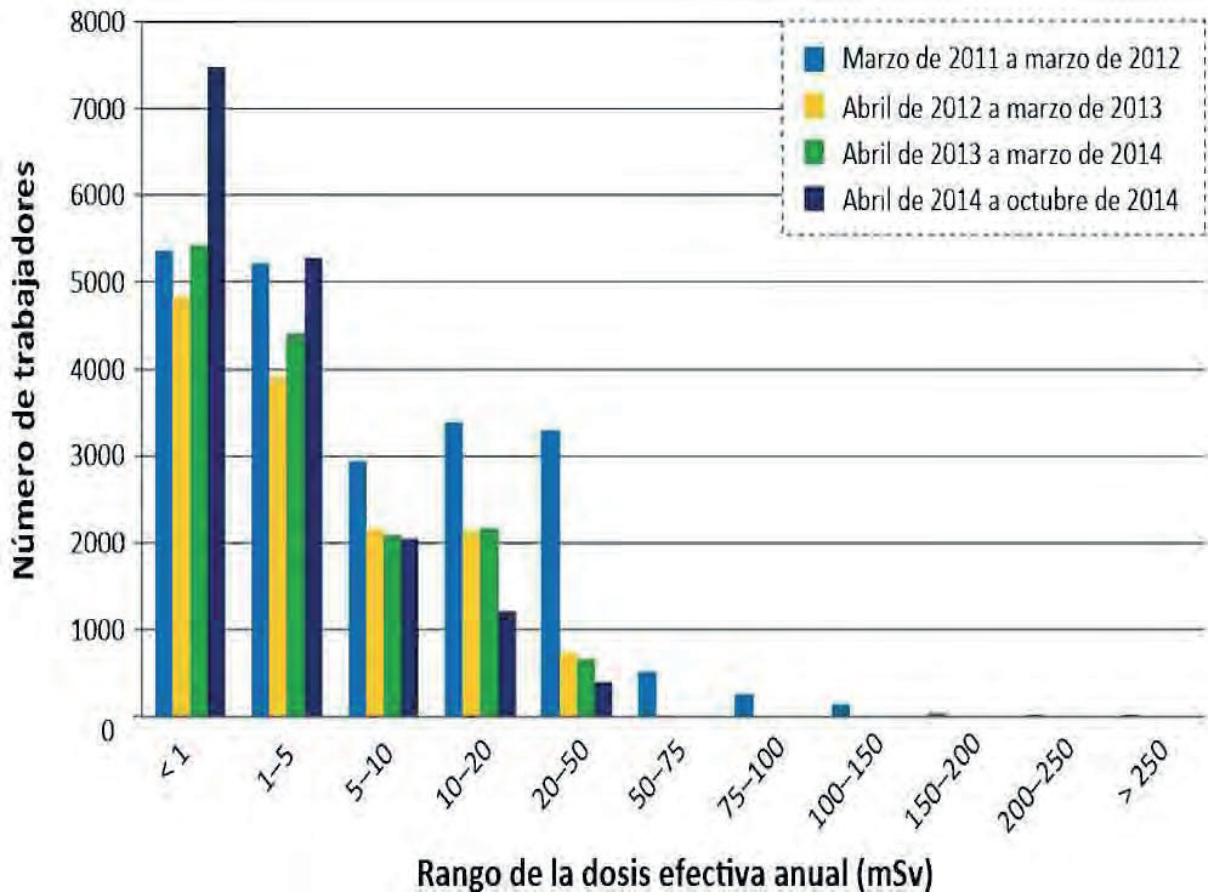


- Dosis efectiva externa estimada (mSv)**
- Ciudad 1: Promedio = 0,95 mSv, rango del IC del 95 % = (0,19, 4,9) mSv
 - Ciudad 2: Promedio = 0,34 mSv, rango del IC del 95 % = (0,12, 1) mSv

Distribución de probabilidad de dosis equivalente personal de los miembros del público monitoreada en dos ciudades en la zona afectada. La dosis equivalente personal promedio <1 mSv/año, con confianza del 95% que los individuos sufrieron dosis por debajo de 5 mSv.

Dosis Ocupacionales

- **Las dosis eficaces de la mayoría de los mas de 23 000 trabajadores de emergencia fueron menores a los límites ocupacionales.**
- **174 superaron el criterio original para trabajadores de emergencia (100 mSv)**
- **6 superaron el criterio revisado (250 mSv)**

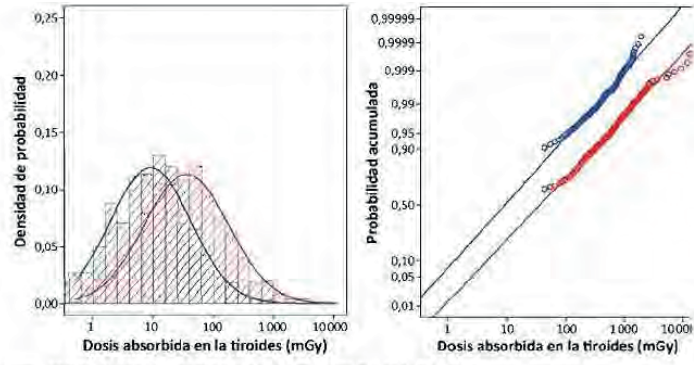


— TEPCO: Promedio = 14 mSv, rango del IC del 95 % = (2, 94) mSv

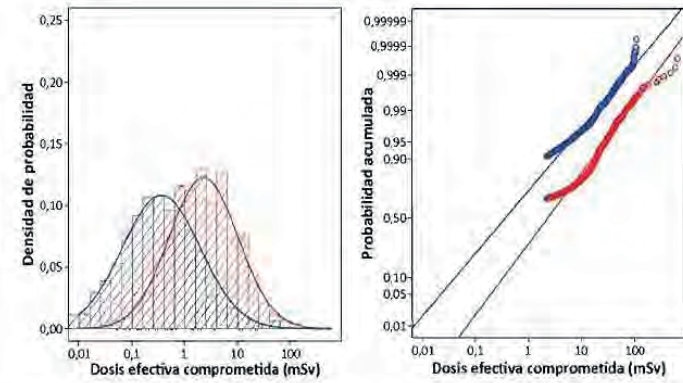
— Contratistas: Promedio = 8,7 mSv, rango del IC del 95 % = (1,9, 40) mSv

Distribución normalizada idealizada de la densidad de probabilidad y de la probabilidad acumulada de la dosis equivalente personal monitorizada en los trabajadores de TEPCO y los trabajadores contratados.

Las dosis correspondientes a los trabajadores de TEPCO fueron en general superiores a las de los trabajadores contratados porque trabajaron en zonas más 'calientes'



a)



Efectos

¡No se registraron ni muertes relacionadas con la radiación ni enfermedades agudas de radiación entre los trabajadores y el público en general expuesto a la radiación del accidente!

Dados los bajos niveles de dosis, UNSCEAR y el OIEA concluyeron que: ...

.... “no se espera ningún aumento discernible de la incidencia de efectos sobre la salud relacionados con la radiación ni entre los miembros expuestos del público y ni entre sus descendientes”

Preñez

¿Debo
terminar mi
embarazo?



**No hay terminaciones no deseadas de embarazo
que sean atribuibles al accidente**

226

Efectos prenatales

No se han observado efectos prenatales asociados a la radiación y no se espera que ocurran



Las dosis reportadas están por debajo del umbral en el que esos efectos prenatales podrían ocurrir

Efectos heredables

UNSCEAR dictum:

"Aunque demostrado en estudios con animales, aumentos en la incidencia de efectos hereditarios en poblaciones humanas no pueden en la actualidad ser atribuidos a la exposición a la radiación"

Consecuencias psicológicas

¡La consecuencia más importante para la salud fue el miedo y el estigma relacionado con el riesgo percibido a causa de la exposición a la radiación!

Fueron observados y diagnosticados efectos como...



Depresión



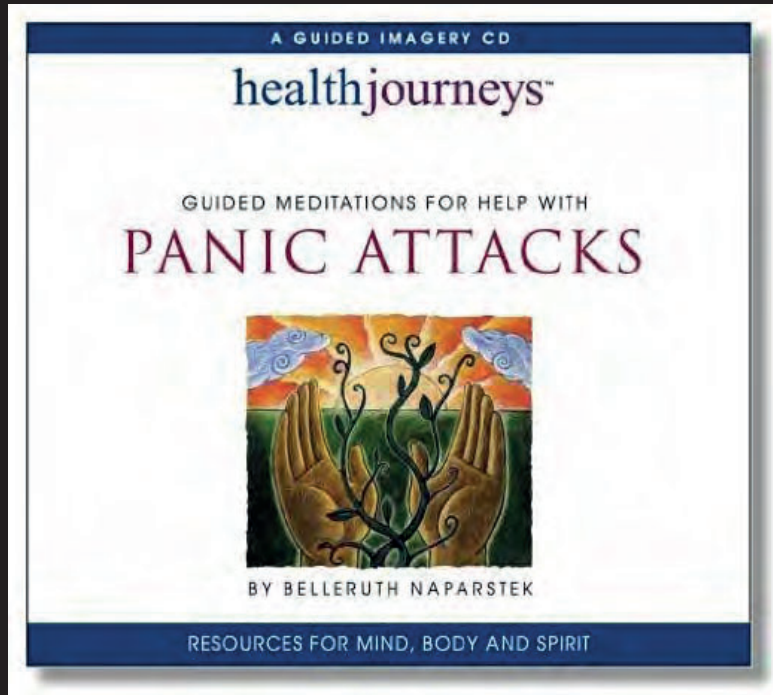
233

Duelo



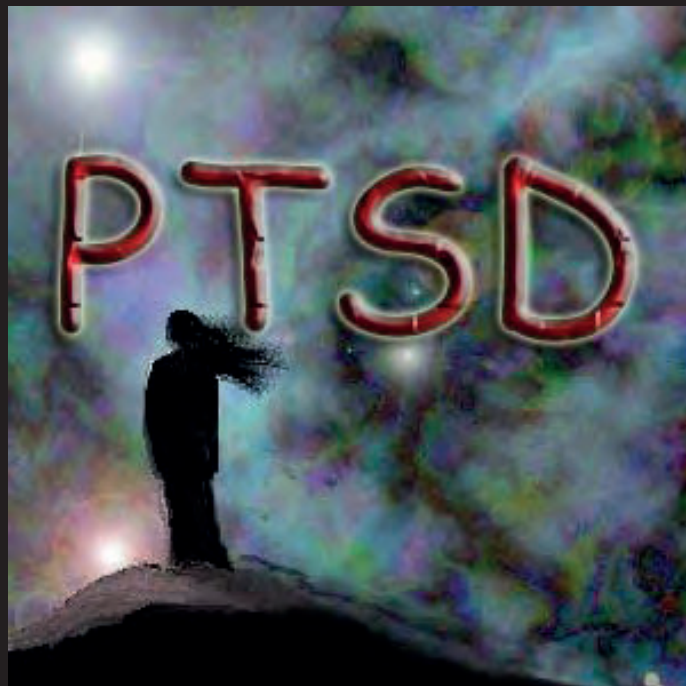
234

Ansiedad Crónica



235

Trastorno de estrés postraumático



236

Insomnio



Migraña



Tabaquismo y alcoholismo



239

Furia



0

Desesperación



241

Angustia materna y paterna



242

Estigma



243

Estigma

- 汚名: nombre contaminado
- 烙印 (rakuin): marca
- 恥(haji): vergüenza
- 不名誉(fumeiyo): deshonra
- 不面目(fu menboku) : desgracia
- 被差別: discriminación

244

Protección ambiental

- **No se reportaron efectos en plantas y animales**
- **Sobre la base de experiencias anteriores y los niveles de radioactividad presente en el medio ambiente, concluimos que es poco probable que haya consecuencias radiológicas significativas para la biota o los ecosistemas.**

Cuarta Parte
Algunas Lecciones de
los Accidentes

a)
Algunas lecciones para la
protección

Terms of Reference for Task Group 84 of the ICRP Main Commission

**Initial Lessons Learned from the NPP Accident in Japan
vis-à-vis the ICRP System of Radiological Protection**

Approved by the Main Commission on June 18, 2011

Radiological protection issues arising during and after the Fukushima nuclear reactor accident

Abel J González¹, Makoto Akashi², John D Boice Jr³,
Masamichi Chino⁴, Toshimitsu Homma⁴, Nobuhito Ishigure⁵,
Michiaki Kai⁶, Shizuyo Kusumi⁷, Jai-Ki Lee⁸, Hans-Georg Menzel⁹,
Ohtsura Niwa¹⁰, Kazuo Sakai², Wolfgang Weiss¹¹,
Shunichi Yamashita^{10,12} and Yoshiharu Yonekura^{2,13}

10 lecciones para la protección

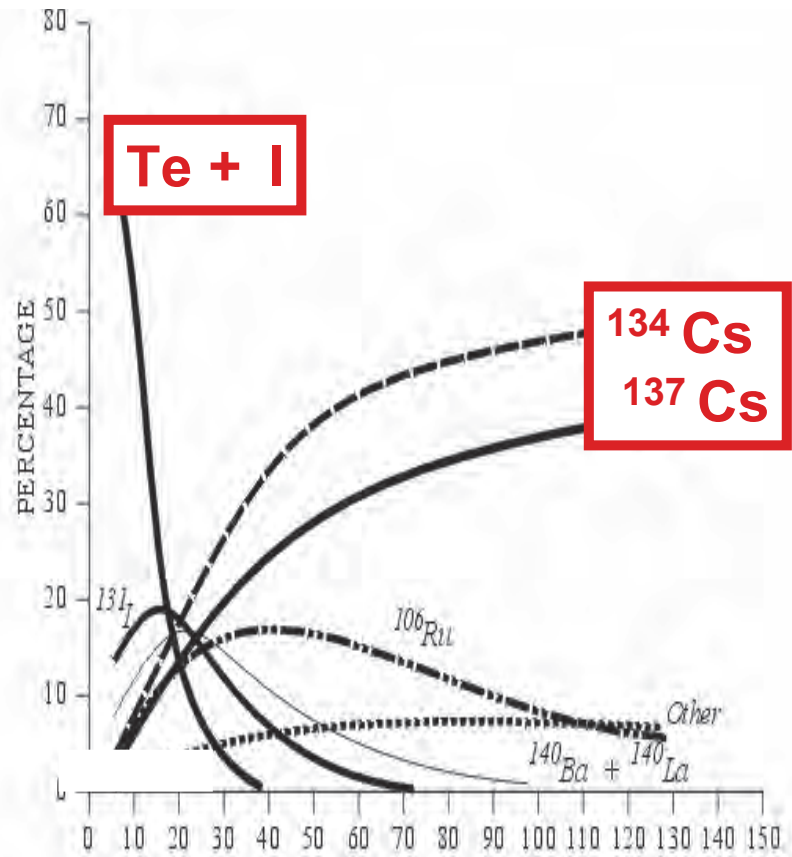
1. Radionucleídos que importan: ¡tema yodo!
2. El monitoreo individual es esencial para estimar dosis.
3. Problemas con las magnitudes y unidades.
4. Malentendido uso de los coeficientes de riesgo.
5. Ansiedad irresuelta sobre la contaminación interna.
6. Criterios de protección de socorristas y voluntarios.
7. Protección de niños, mujeres embarazadas y embriones.
8. Regulaciones sobre las secuelas de la 'contaminación'.
9. Importancia de los efectos psicológicos.
10. Justificabilidad de medidas de protección extrema.

251

Lección 1: Re-confirmación de los radionucleídos que importan

252

Contribución a la dosis en Chernobyl



Cesio



Exposición de todo el cuerpo



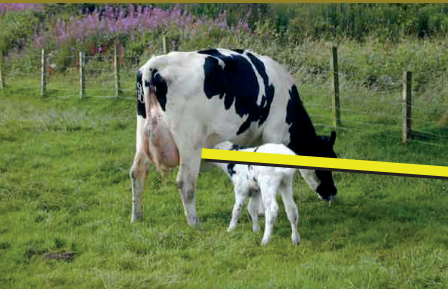
Iodo → Glándula Tiroidea →



255



Figure 29-9. Fallout.



256

El iodo-131 y el tema cánceres pediatricos de tiroides

La evaluación teórica de la WHO generó mucha preocupación por la ingesta infantil de ^{131}I , por las dosis subsecuentes en sus glándulas tiroides y por la **posible aparición de cánceres de tiroides**



Fukushima
Medical University

**La Encuesta de Gestión de la Salud de
Fukushima**
(The Fukushima Health Management Survey)

Fukushima Health Management Survey

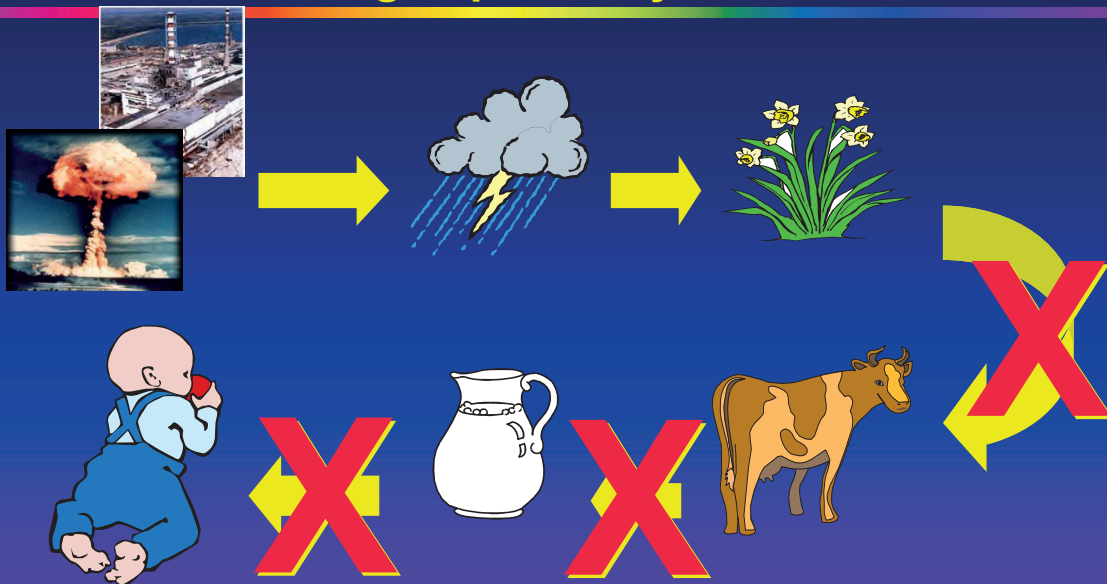
- Cribado intensivo de glándulas tiroides infantiles
- Usó equipos de alta sensibilidad.
- **Detectó anomalías tiroideas asintomáticas entre un número significativo de niños.**

Pero...las anomalías no parecían estar asociadas a la radiación!

- Había resultados similares en niños alejados.
- Tiempo de latencia demasiado corto.
- No se detectaron en niños menores de cinco años.

261

Las dosis tiroideas eran bajas debido a la baja ingesta de ^{131}I debido a restricciones impuestas en la leche, el agua potable y los alimentos.



262



CHAPTER **4**

**THYROID CANCER AND
NUCLEAR ACCIDENTS**
LONG-TERM AFTEREFFECTS OF
CHERNOBYL AND FUKUSHIMA

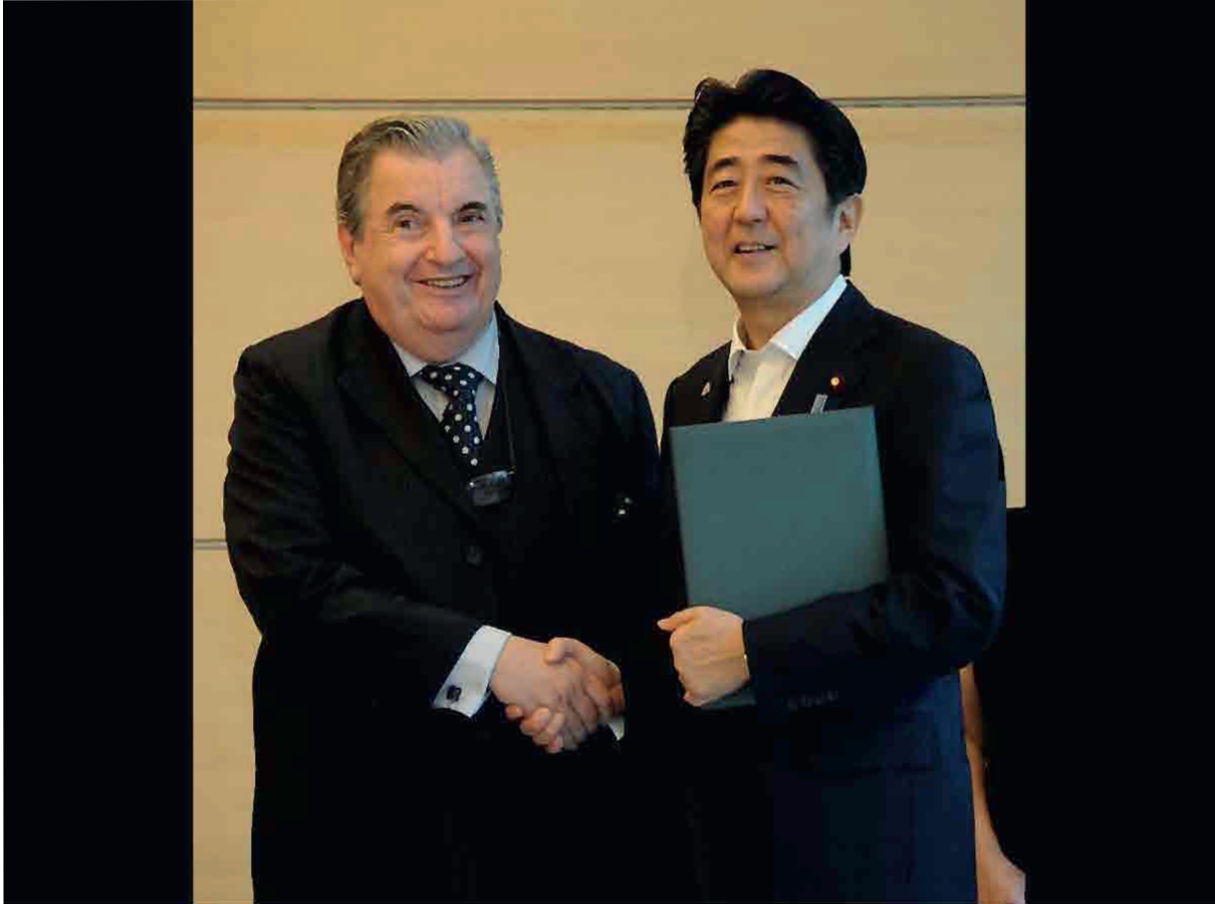
EDITED BY
SHUNICHI YAMASHITA
GERRY THOMAS



Reassessing the Capability to Attribute Pediatric Thyroid Cancer to Radiation Exposure: The FHMS Experience

Abel J. González

Argentine Nuclear Regulatory Authority, Buenos Aires, Argentina



Lección 2:

Re-confirmación de que el monitoraje individual es esencial para estimar dosis

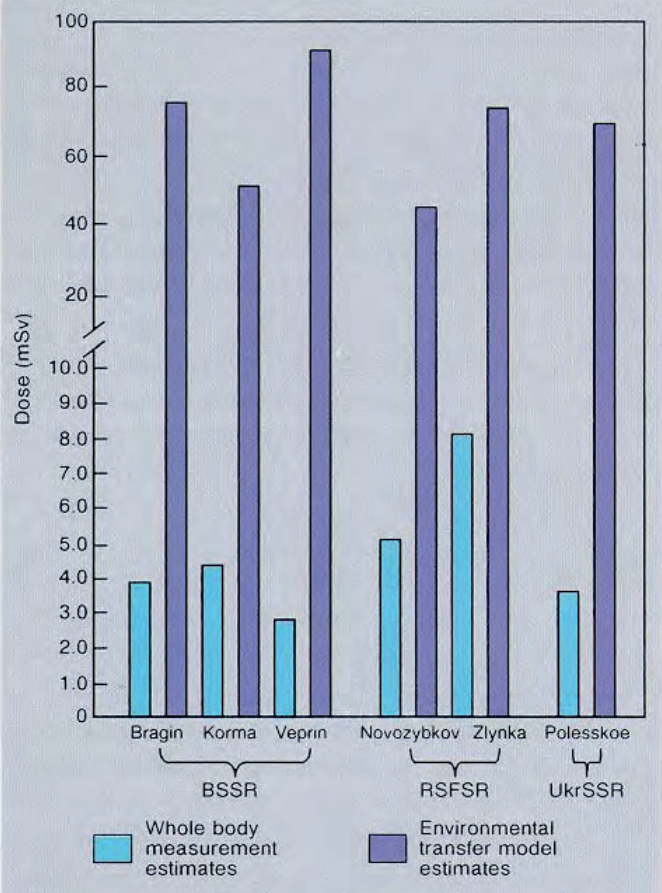
**En Chernobyl
mas de 16,000
pobladores
fueron
monitoreados
in situ
por el OIEA**



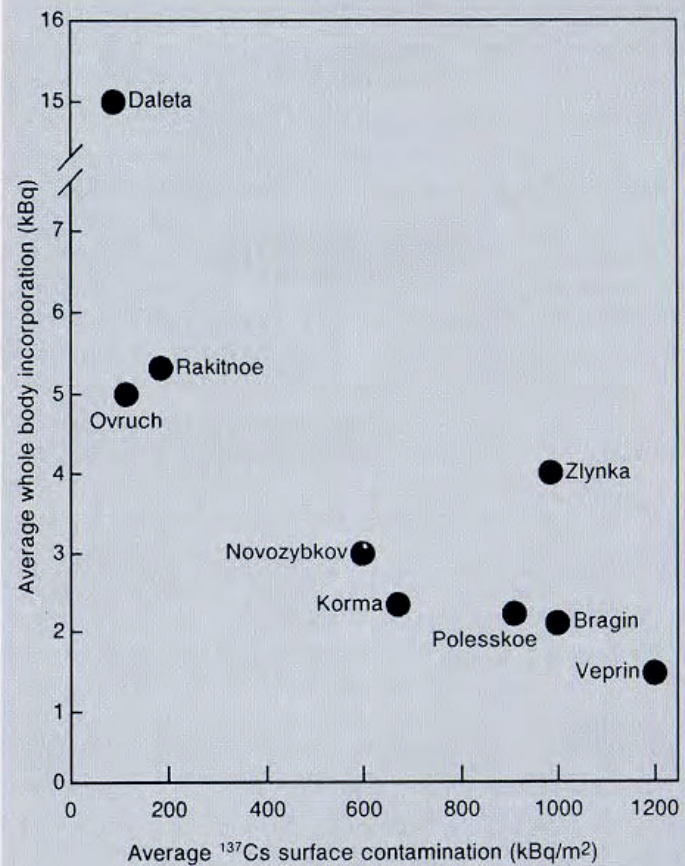
**El OIEA midió la incorporación de cesio de la población y
evaluó las dosis reales incurridas .**



Las dosis de radiación evaluada mediante las mediciones in vivo del OIEA fueron mucho menores que las estimaciones teóricas de los 'modeladores'



**¡Mas
contaminación
no es
necesariamente
igual a dosis mas
altas!**

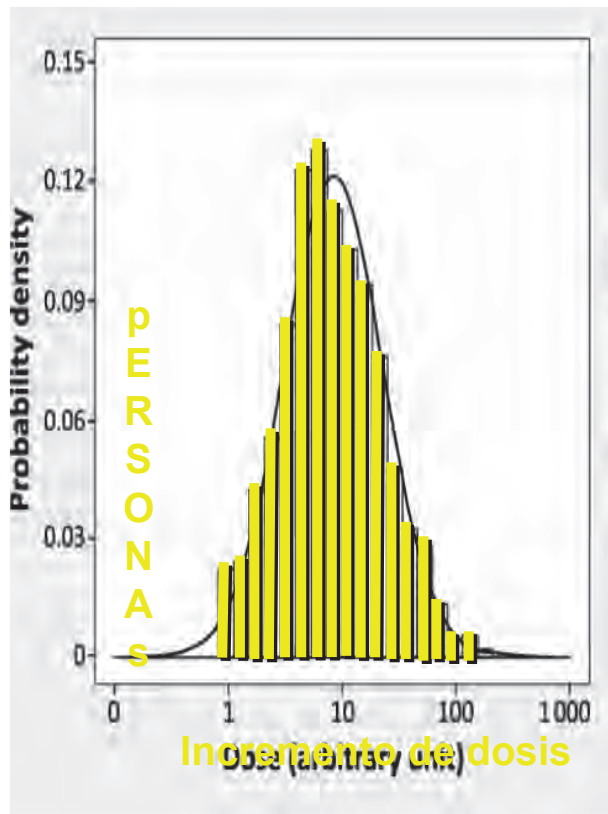


Análisis estadístico de dosis

Realizamos un profundo análisis estadístico de los datos

Propósito:

mejor comprensión de las dosis y sus variaciones.

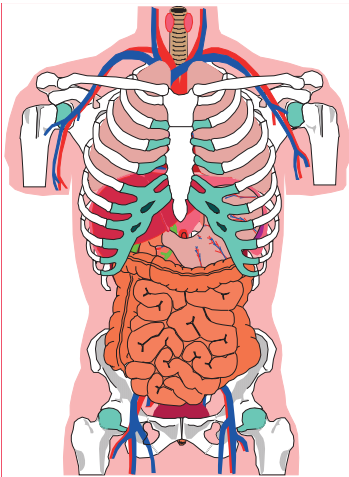


**Lección 3:
Problemas
con las
magnitudes y unidades utilizadas
en protección radiológica**

Confusión

- Las magnitudes *dosis equivalente*, *dosis efectiva* y *equivalente de dosis* tienen una unidad común, el *sievert*. (confusión en la presentación de informes de las dosis de la tiroides).

275



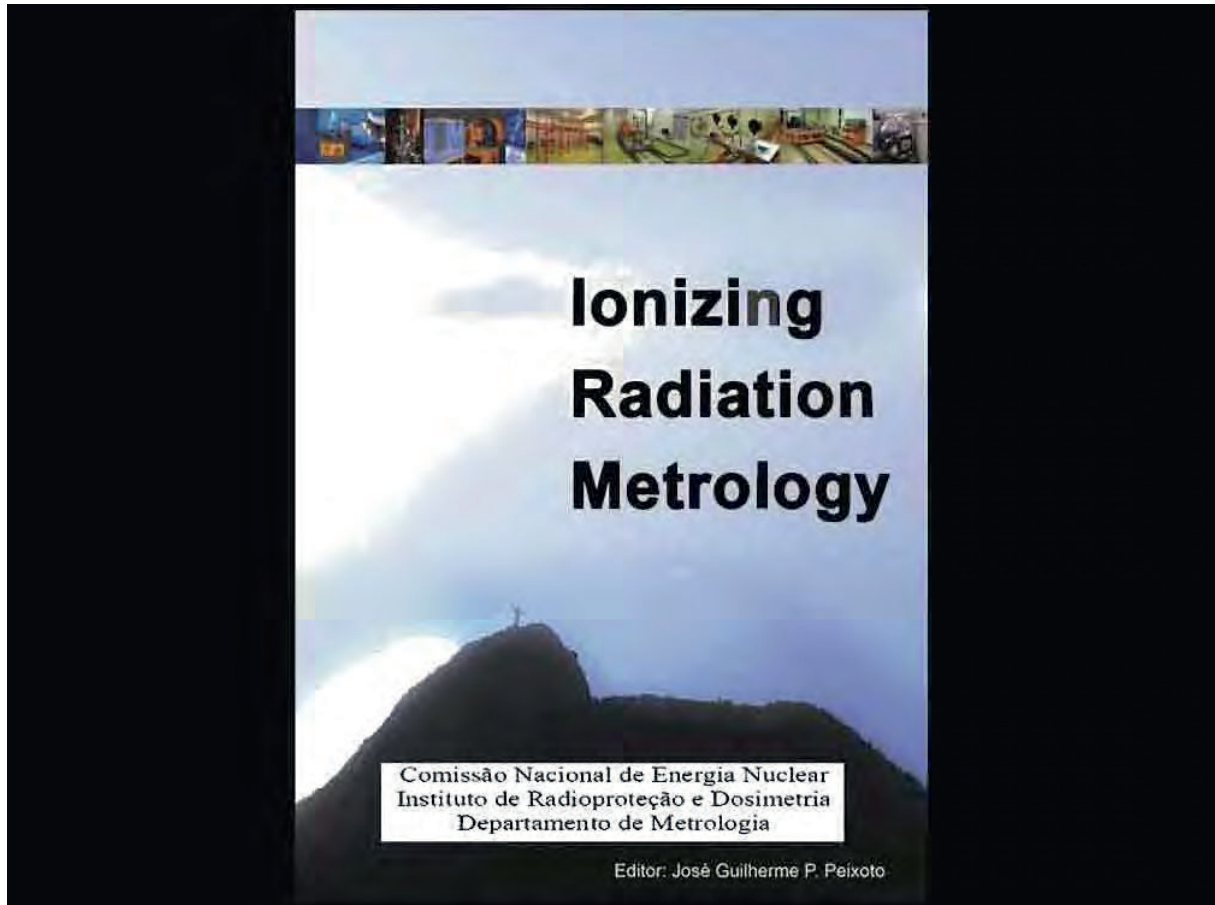
Normas:
Dosis equivalente



Monitoraje
Equivalente de dosis

Confusión entre el uso de las magnitudes *dosis equivalente* (等価線量) con fines de protección radiológica y *equivalente de dosis* (線量当量) con la que se calibran los instrumentos.

276



Chapter V

Radiation Protection Quantities and Units: Desirable Improvements

Abel Julio González
Carlos Eduardo Veloso de Almeida
Francisco Spano



**Emerging challenges
the
International System of Quantities and Units
for
Radiation Protection**

**¿Es razonable que
la dosis efectiva
cuantifique,
la atribución de efectos factuales
y
conjeturas de riesgos inferidos?**

Dosis absorbida

..real...



Factor de ponderación, w_R

Radiation type	Radiation weighting factor, w_R
Photons	1
Electrons ^a and muons	1
Protons and charged pions	2
Alpha particles, fission fragments, heavy ions	20
Neutrons	A continuous function of neutron energy

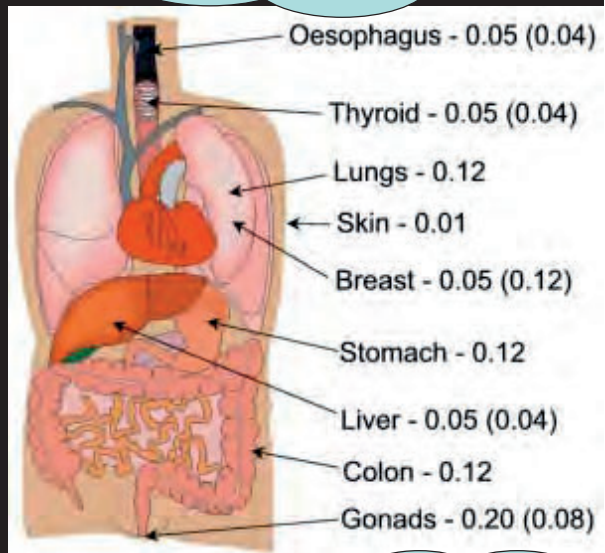
Dosis equivalente

nocional (construcción)

Dosis equivalente

...noción...

Factor de ponderación, w_T



Dosis efectiva

..conjetura!

Leccion 4:
**El malentendido uso de los
coeficientes de riesgo debe ser
resuelto**

283

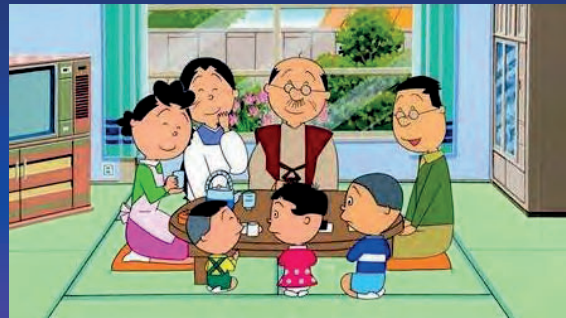
¿Cuál es el problema?

284

Modelado matemático del ambiente



Descargas radioactivas de Fukushima



Dosis colectiva

285

Modelado matemático de la proyección de riesgos



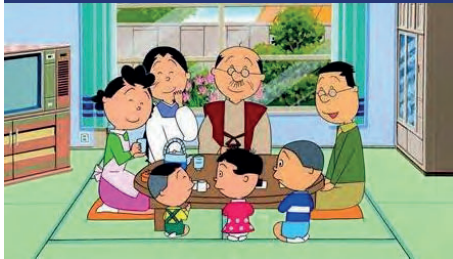
Dosis colectiva



Numero de muertes

286

Atribución de muertos a la dosis colectiva



$$5\%/Sv =$$



Dosis colectiva x Coeficiente Nominal de Riesgo = Cadáveres

287

Want to advertise? Just call toll free: 1-888-377-2222

PUBLISH YOUR NEWS

Home | Sign in | Join

About Us | Contact Us | Advertis | Facebook | Print Edition | Become a Member

The Canadian
www.agoracosmopolitan.com

APPLY FOR BANNER
Sell your products or services with
Canada's socially progressive national newspaper

Donate | Relationships | Classified Ads | Real Estate Ads | Careers | Homes | Books | Business | Eco-Technology | UFO - Extraterrestrials | Editorial
Letters | Entertainment | Media Spin | Retro | Health | Lifestyles | Fashion | Religion | Nature | News | Sexuality | Transgender | Sports | Travel | Archives

Apply for a Banner 1 | Apply for a Banner 2 | CKCU RADIO FM | Canadian books | Become a member SUBSCRIBE FREE click for details

Death toll from Japan nuclear catastrophe could top 500,000
DATE: 13 AUGUST 2011 POSTED BY : SPECIAL TO THE CANADIAN

John H. Large has been reported as having predicted that the death toll in the years ahead could top the 500,000 attributed to the Chernobyl accident of 1986 and warned that panicked repair attempts could lead to an even greater disaster. Mr. Large, a British nuclear engineer, said: "The Japanese don't know how to deal with it. They're ad-libbing."

"Just throwing water on to the reactors, when they cannot get inside to see what the situation is, could mean the fuel goes critical again."

"And while the radiation leak so far is only a tenth of that at Chernobyl, that was in a rural area with a low population. In Japan it's an urban, densely packed area so the potential numbers of deaths and cancers are much higher."

Mr. Large is an independent nuclear engineer and analyst primarily known for his work in assessing and reporting upon nuclear safety and nuclear related accidents and incidents [LINK] From the mid-1960s until 1986 Large was an academic in Brunel University's School of Engineering, where he undertook research for the United Kingdom Atomic Energy Authority.

Mr. Large prepared a critical review of the preliminary report of the IAEA Fact Finding Mission undertaken to Fukushima Dai-ichi in May 2011. [LINK][LINK]

Do you welcome and have reservations about Target taking over Zellers in Canada?
 Welcome it
 Have reservation
Vote Result

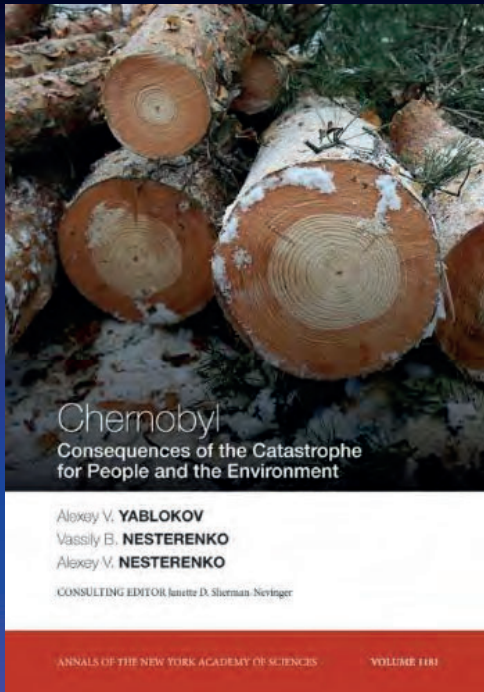
Blog Books Latest Culture

- Manipulative Extraterrestrials control Earth suggests Dr. Michael Salla
- Humanized face of aliens control Earth suggests Dr. Michael Salla
- Perpetuated War and Canada's First Nations
- Toronto Housing Project linked to

288



289



Chernobyl: Consequences of the Catastrophe for People and the Environment

Annals
of the
New York Academy of Sciences

**Alexey V. Yablokov (Editor),
Vassily B. Nesterenko (Editor),
Alexey V. Nesterenko (Editor),
Janette D. Sherman-Nevinger (Editor)**

*It concludes that based on records now available,
some 985,000 people died of cancer caused by the Chernobyl accident!*

290

ADDRESS, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION
UNSCEAR 2012 Report

Report to the General Assembly

SCIENTIFIC ANNEXES A AND B

Annex A. Attributing health effects to radiation exposure and inferring risks

Annex B. Characteristics of risk associated with ionizing radiation

ANNEX A

**ATTRIBUTING HEALTH EFFECTS TO IONIZING
RADIATION EXPOSURE AND INFERRING RISKS**



Identificación de efectos fácticos

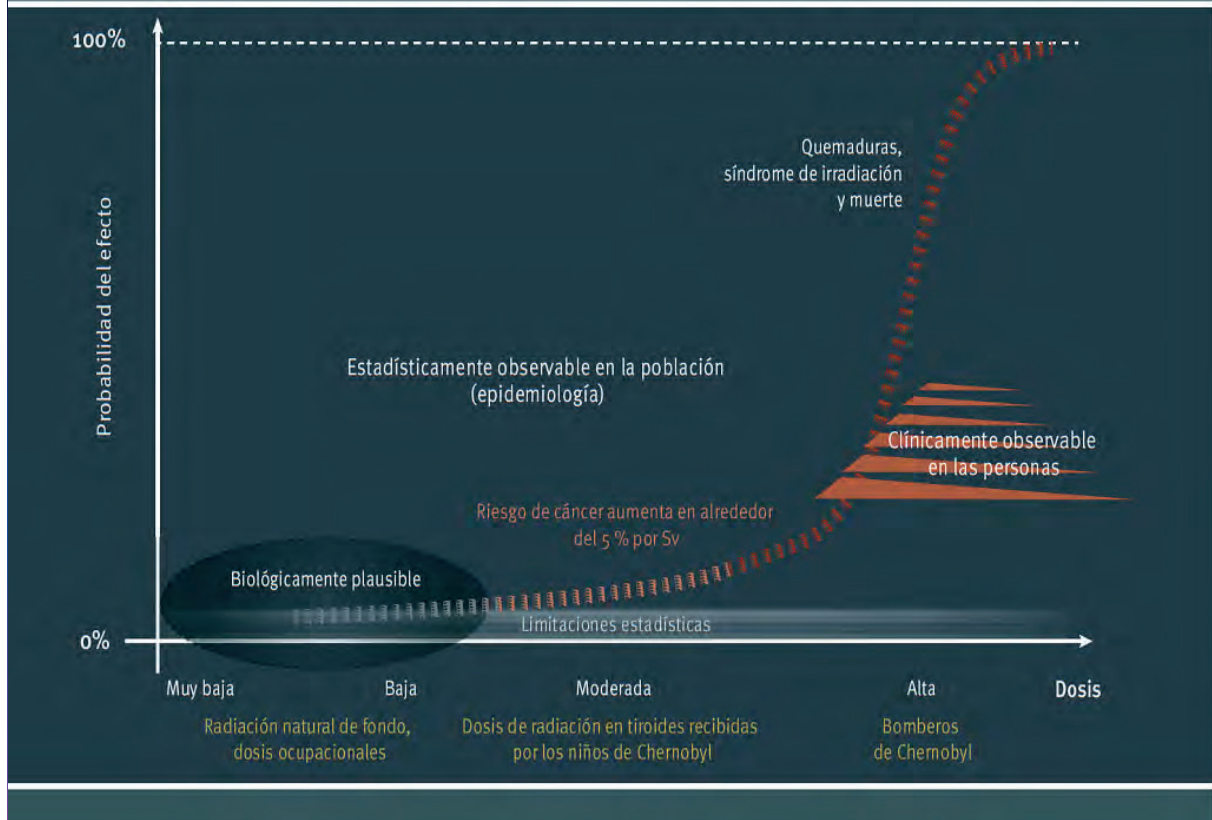
VS.

Hipótesis de riesgos conjeturales

Relación dosis-respuesta

293

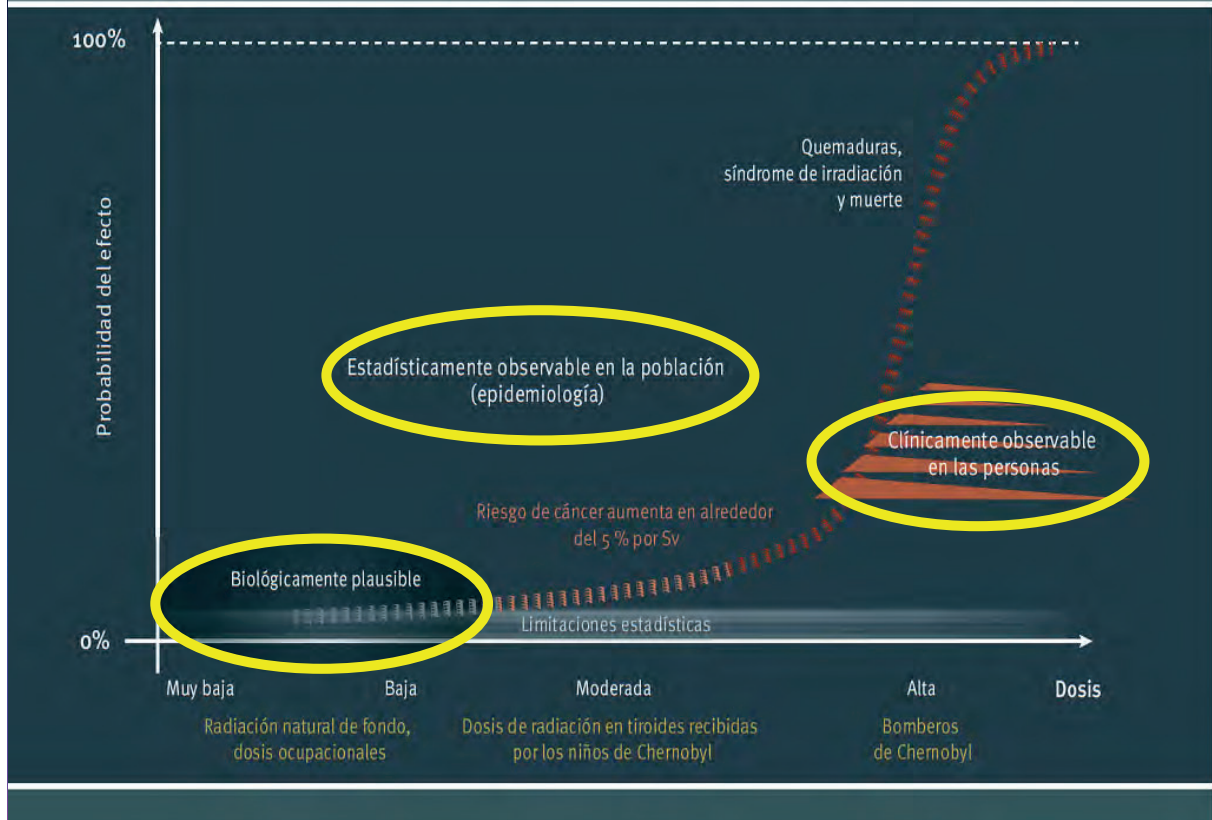
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Observación de efectos

295

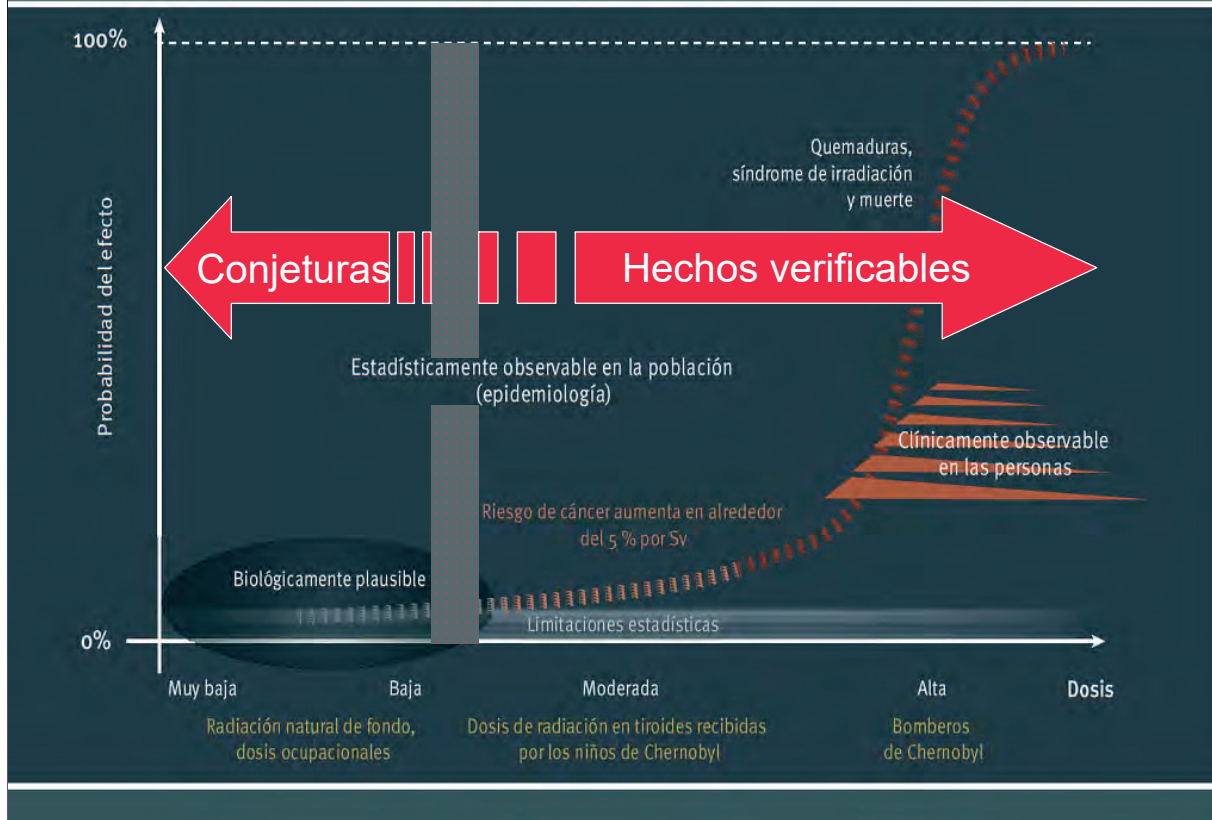
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Hechos versus Conjeturas

297

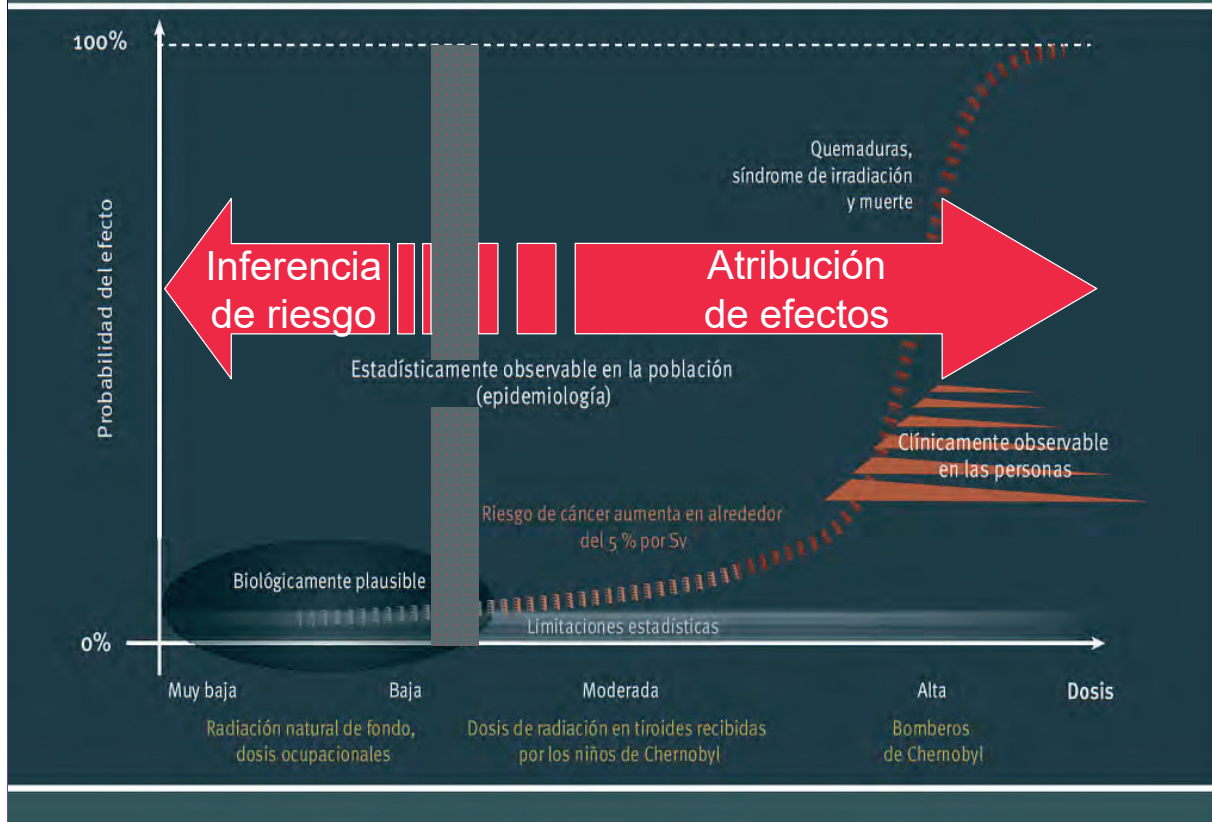
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Atribución versus Inferencia

299

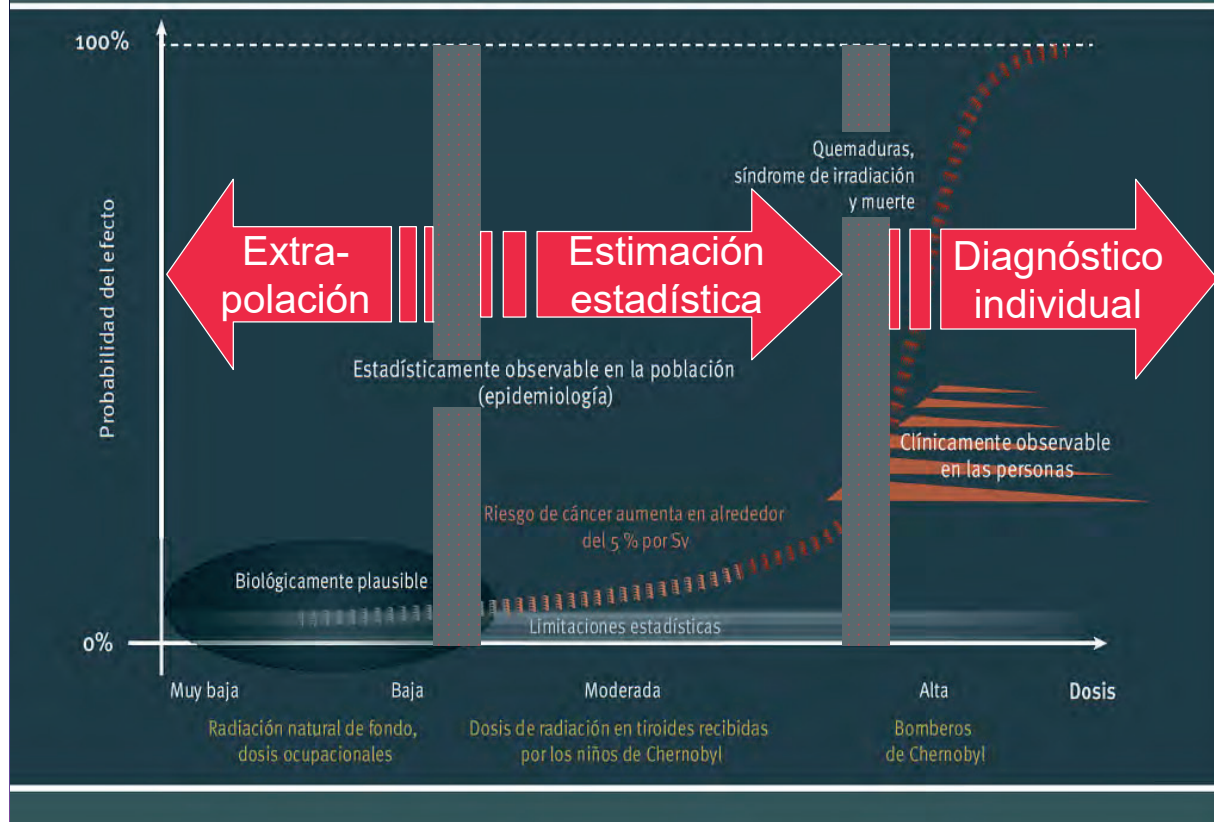
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Diagnóstico individual *versus* Estimación estadística *versus* Extrapolación subjetiva

301

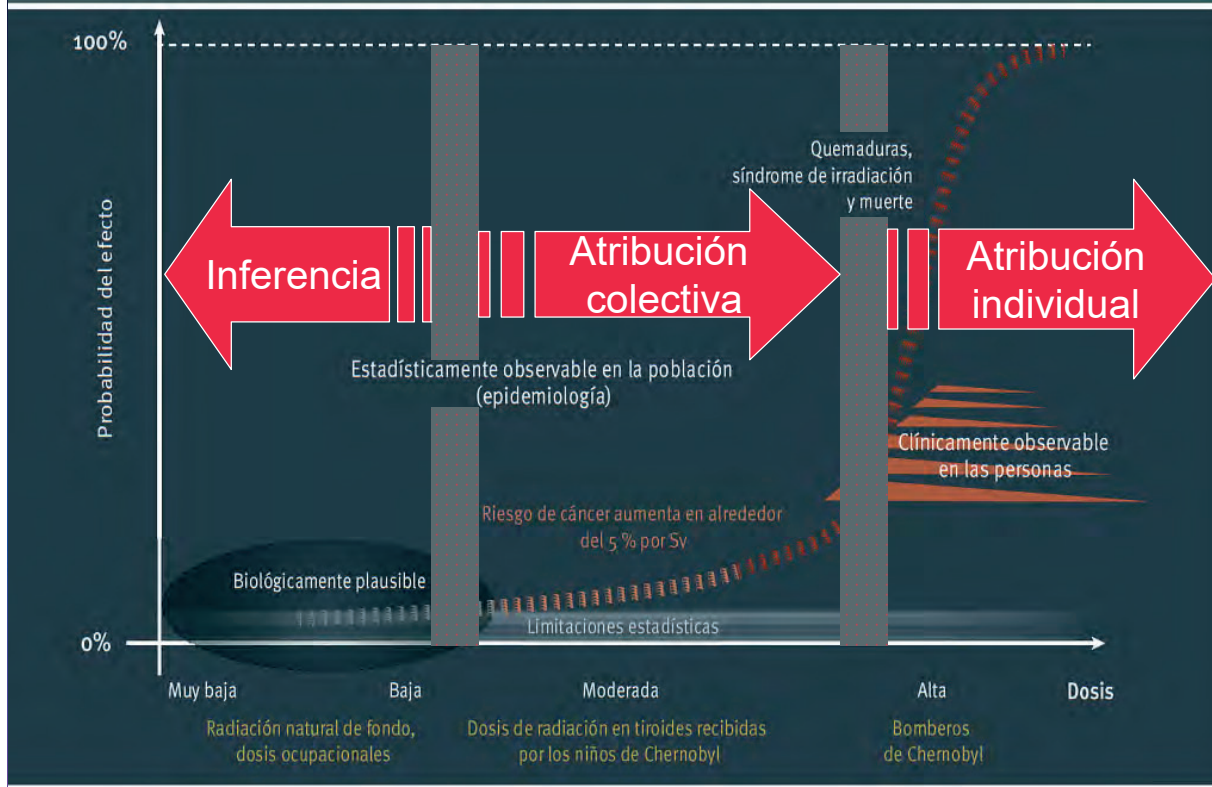
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Atribución individual *versus* Atribución colectiva *versus* Inferencia

303

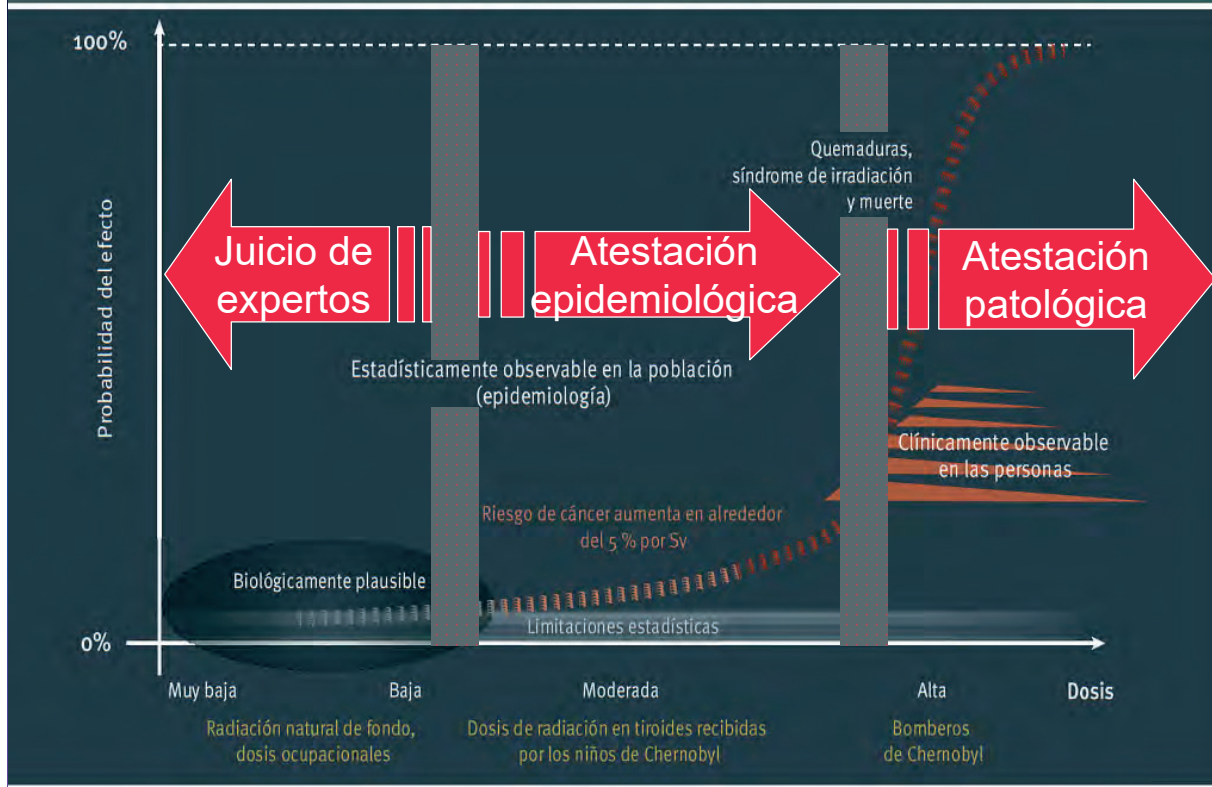
Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Atestación patológica
versus
Atestación epidemiológica
versus
Juicio subjetivo de expertos

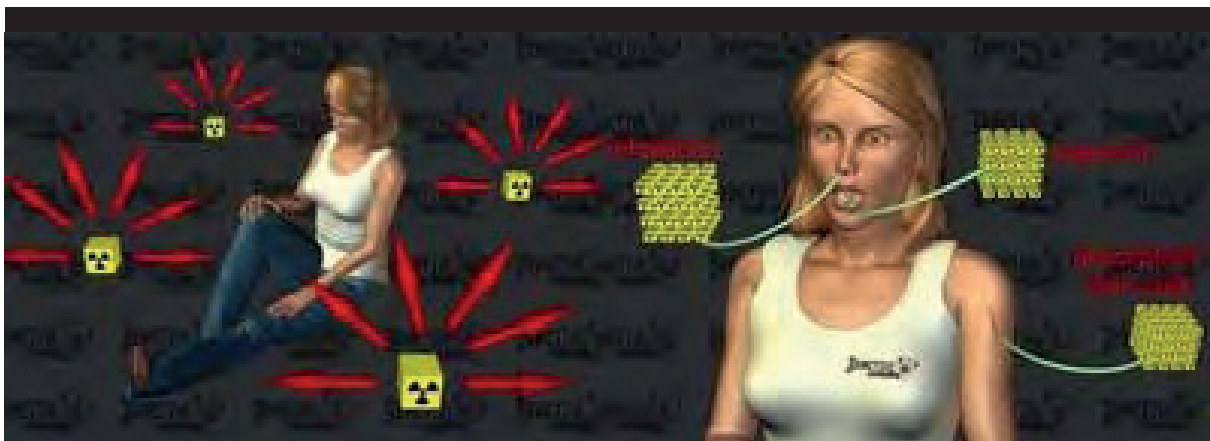
305

Relación entre las dosis de radiación y los efectos en la salud



Lección 5: Existe una ansiedad irresuelta sobre las dosis debidas a la contaminación interna

307



308



United Nations Scientific Committee
on the Effects of Atomic Radiation

Fifty-ninth session
Vienna, 21 to 25 May 2012

Agenda item 4(e)
Technical discussions

**BIOLOGICAL EFFECTS OF SELECTED
INTERNAL EMITTERS**

Information contained in this document is preliminary and only for internal use by the Committee.
It should, therefore, not be cited in any published material until final approval by UNSCEAR.

309

Lección 6:
**Los criterios de protección
ocupacional de *socorristas* y
voluntarios están en el limbo**

310



**Trabajador
ocupacionalmente
expuesto**

=

?



Socorrista



**Trabajador
ocupacionalmen
te expuesto**

≠



Voluntarios





Lección 7:

Existen dudas sobre la adecuada protección de niños y adolescentes, de las mujeres embarazadas y de los infantes por nacer



La protección de los niños de las consecuencias del accidente fue motivo de especial preocupación en Japón

315

¿Están protegidos los niños?



Los padres están especialmente preocupados por la protección de los niños

316

Los padres no creen que los niños estén debidamente protegidos por las normas de protección radiológica



317

Coeficiente nominal de riesgo ajustado al detrimento

Para efectos estocásticos después de exposición a bajas tasas de dosis
[% Sv⁻¹]

Población nominal	Cancer & leucemia	Hereditable	Total
Total (adultos y niños)	5.5	0.2	5.7
Adultos	4.1	0.1	4.2

30%

318



United Nations Scientific Committee
on the Effects of Atomic Radiation

Fifty-ninth session
Vienna, 21 to 25 May 2012

Agenda item 4(g)
Technical discussions

EFFECTS OF RADIATION EXPOSURE ON CHILDREN

Information contained in this document is preliminary and only for internal use by the Committee.
It should, therefore, not be cited in any published material until final approval by UNSCEAR.

319

Embarazo y efectos hereditarios



320

Embarazo

¿Debo
terminar mi
embarazo?

➤ Existe una gran aprensión en las mujeres embarazadas que, probablemente, resulta terminaciones innecesarias de embarazos.



Esterilidad

(!Las población cree sinceramente que las niñas de Fukushima no serán capaces de tener un bebé en el futuro!)

¿Seremos
capaces
de tener
un bebé?



Lección 8:

La regulaciones sobre las secuelas de 'contaminación' son inexistentes o absurdas

323

Misión Imposible

¡Regular razonablemente la 'contaminación'!

'Contaminación' de

- **Territorios**
- **Residuos**
- **Productos de Consumo**

324

- "**Contaminación**" es un término confuso
- del Latín **contaminare**, 'impuro'.
- Origen religioso (p.ej. comida no-kosher)
- Denotación profesional:
presencia de radiactividad
- Connotación pública:
¡peligro radiactivo!

325

La traducción confunde el término aún más
Por ejemplo, la traducción al japonés

Contaminación → 汚染 (osen)

- 汚 (kitana) → suciedad, inmundicia
- 染 (some) → tintura

汚染 → teñido con inmundicia

326

*El menú esta
contaminado, pero no
se preocupen porque
la contaminación es
baja*

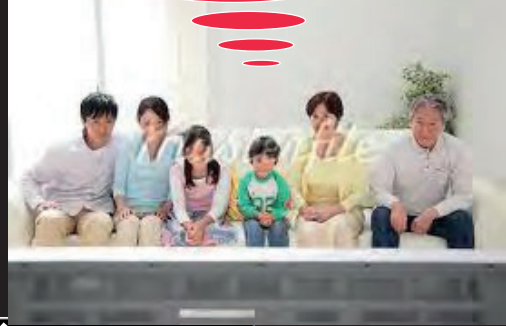


Territorios 'contaminados'

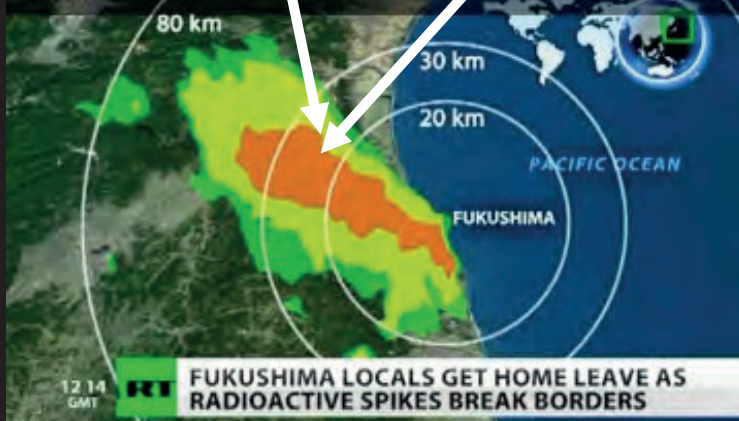
Alegria:
¡No estamos en peligro!



Preocupación:
¡Estamos en peligro!



Nuclear collapse looms? Fukushima No. 4 reactor 'leaning'
by Russia Today



329

**Eliminación de escombros y
residuos 'contaminados'**

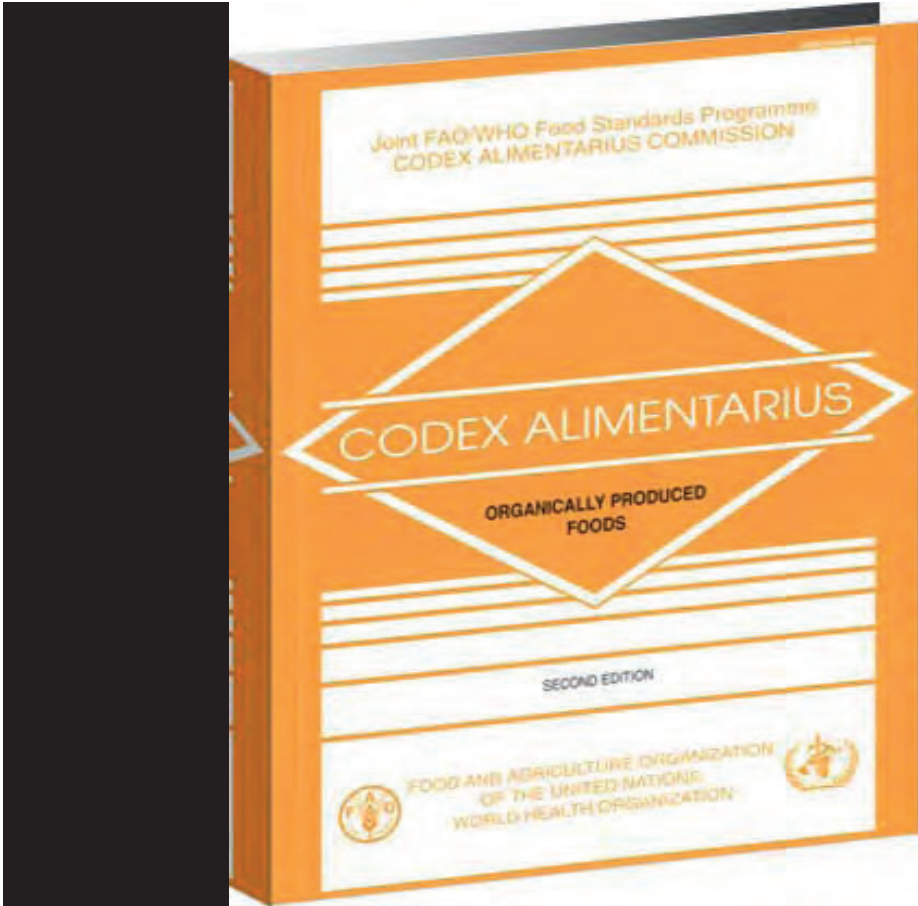
330



331

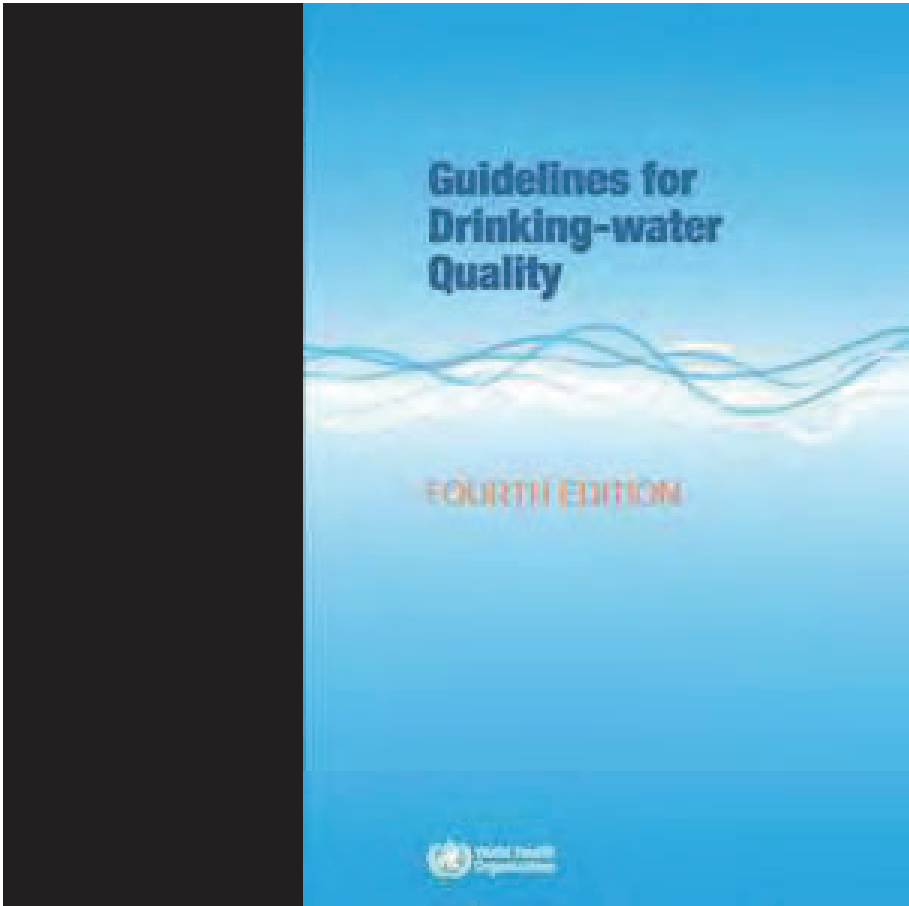
**Niveles aceptables de radiactividad
en los bienes de consumo**

332



Alimentos

333



Agua potable

334

IAEA
SAFETY
STANDARDS
SERIES

No edibles

Application of the
Concepts of Exclusion,
Exemption and
Clearance

SAFETY GUIDE

No. RS-G-1.7

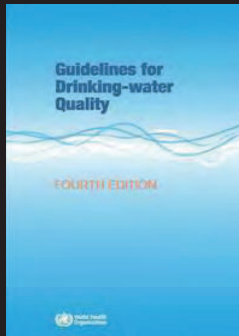


335

Incoherencia en la regulación del consumo de bebidas



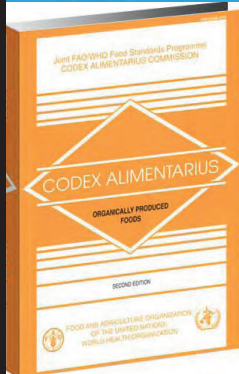
+



= 10 Bq/l de ^{137}Cs



+



= 1000 Bq/l de ^{137}Cs

336

Incoherencia en la regulación de no comestibles vs comestibles

月宮殿 (日本)
Moon Palace Rice Paper (Made in Japan)
ChineseCultureOnline.com

IAEA
SAFETY STANDARDS SERIES
Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance
SAFETY GUIDE
No. 11
IAEA

CODEX ALIMENTARIUS
ORGANICALLY PRODUCED FOODS
2009 EDITION
FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS
WORLD HEALTH ORGANIZATION

= 100 Bq kg⁻¹ de ¹³⁷Cs

= 1000 Bq kg⁻¹ de ¹³⁷Cs

337

Estos kakis
(persimmons)
contienen 90
Bq/kg,
pero una vez
desechados
contendrán
110;
¿son
comestibles?



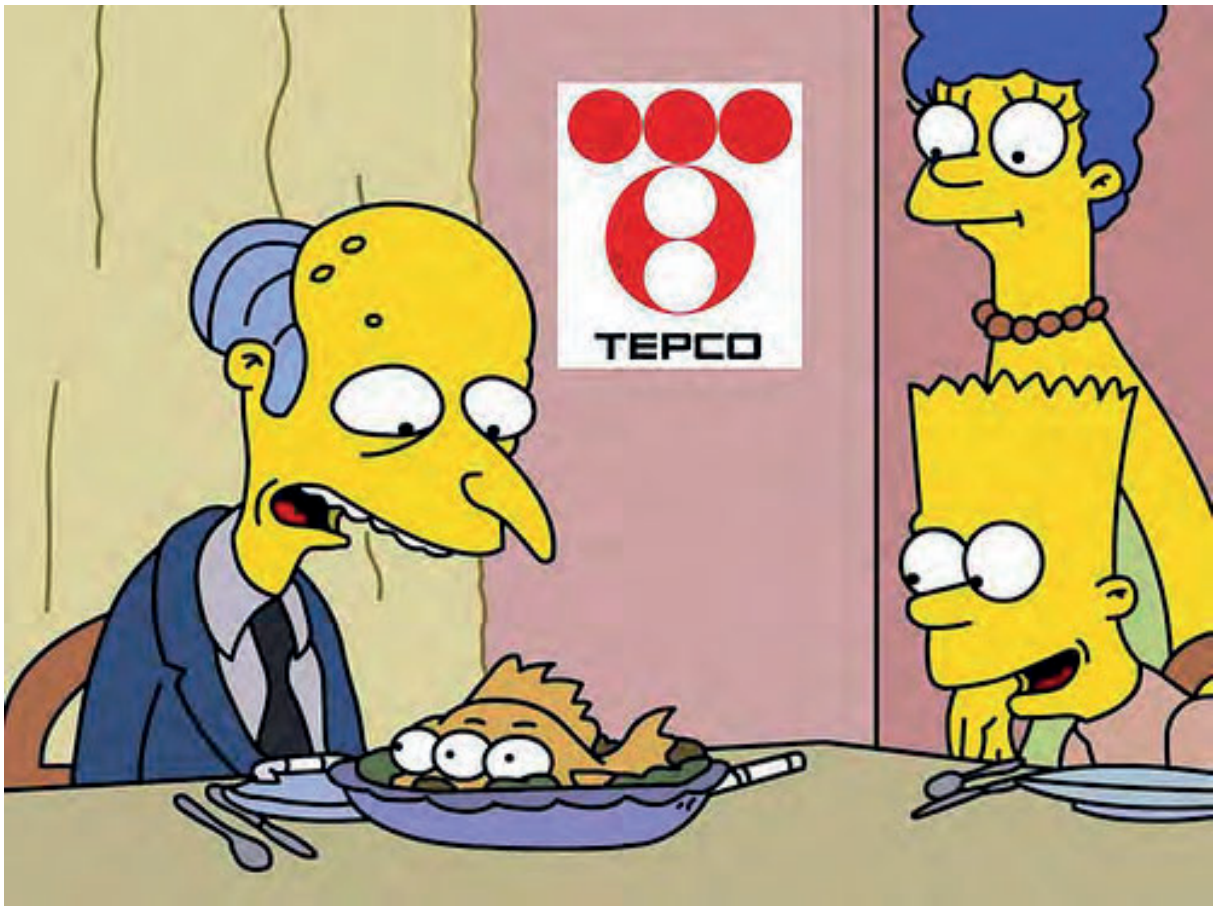
¿Porqué puedo beber esta agua y no puedo nadar en ella??



339

*Nos dijeron que el agua está contaminada.
¿La podemos usar para apagar un incendio?*





Lección 9: La importancia de los efectos psicológicos

343

- **Los efectos psicológicos fueron la secuela dominante de Fukushima.**
- **Son efectos sobre la salud en su propio derecho**
- **Sin embargo, son básicamente ignorados en la normativa.**

344

Estigma de la población afectada

345

Muchos sufren el estigma social asociado con ser una "persona de Fukushima expuesta"



346

Lección 10:

**Se deben hacer guías claras para
la aplicación del principio de
justificación**

347

**¿Cómo se aplica el principio de justificación a
de medidas protectivas extremas, tales como
la evacuación?**

348

Justificabilidad de medidas de protección disruptivas



Bien > Mal

¿Es lo bueno > malo?



350

¿Es esto justificable?



351

Nuevo Artículo en Science
5 Mar 2021 Vol. 371, Issue 6533, pp. 978-982
por Masaharu Tsubokura (médico)

- Concluye nadie murió por la radiación pero la evacuación se cobró muchas vidas.
- Demuestra que en los meses posteriores a la evacuación, la tasa de mortalidad aumentó hasta 2.7 veces en comparación con el período anterior a la evacuación, para ambos sexos y todos los grupos de edad, debido al estrés y la interrupción de la vida normal,

2

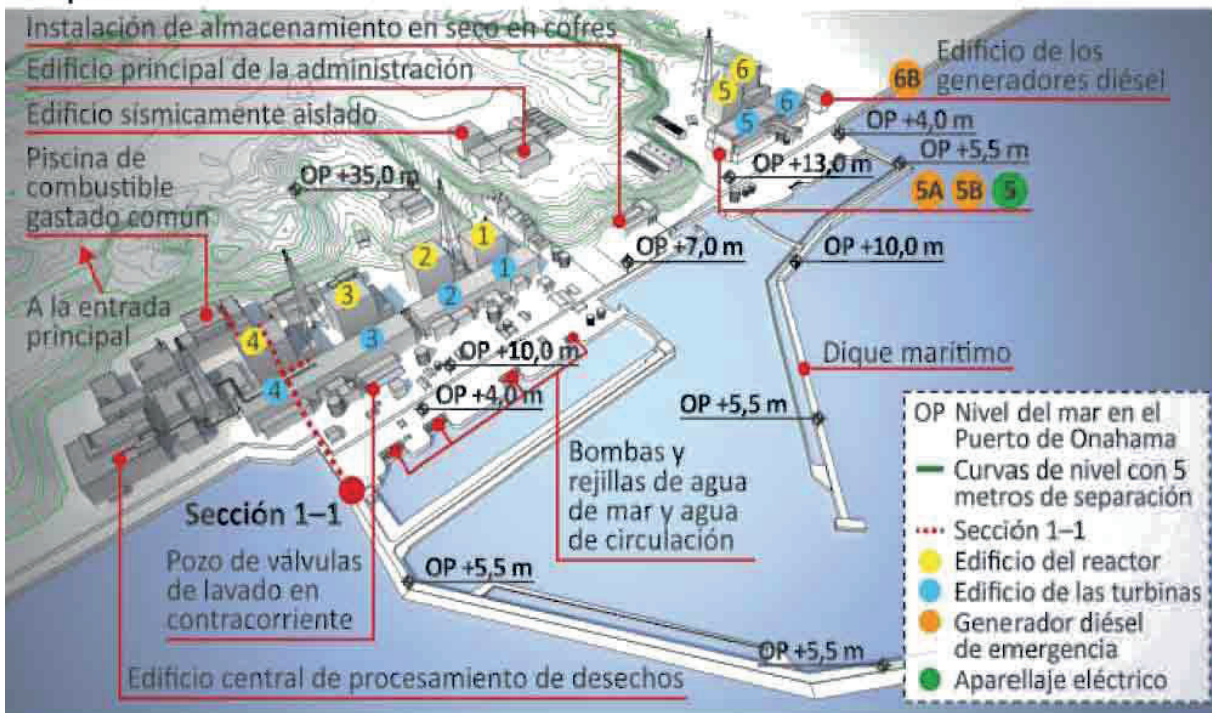
Algunas lecciones para la seguridad nuclear

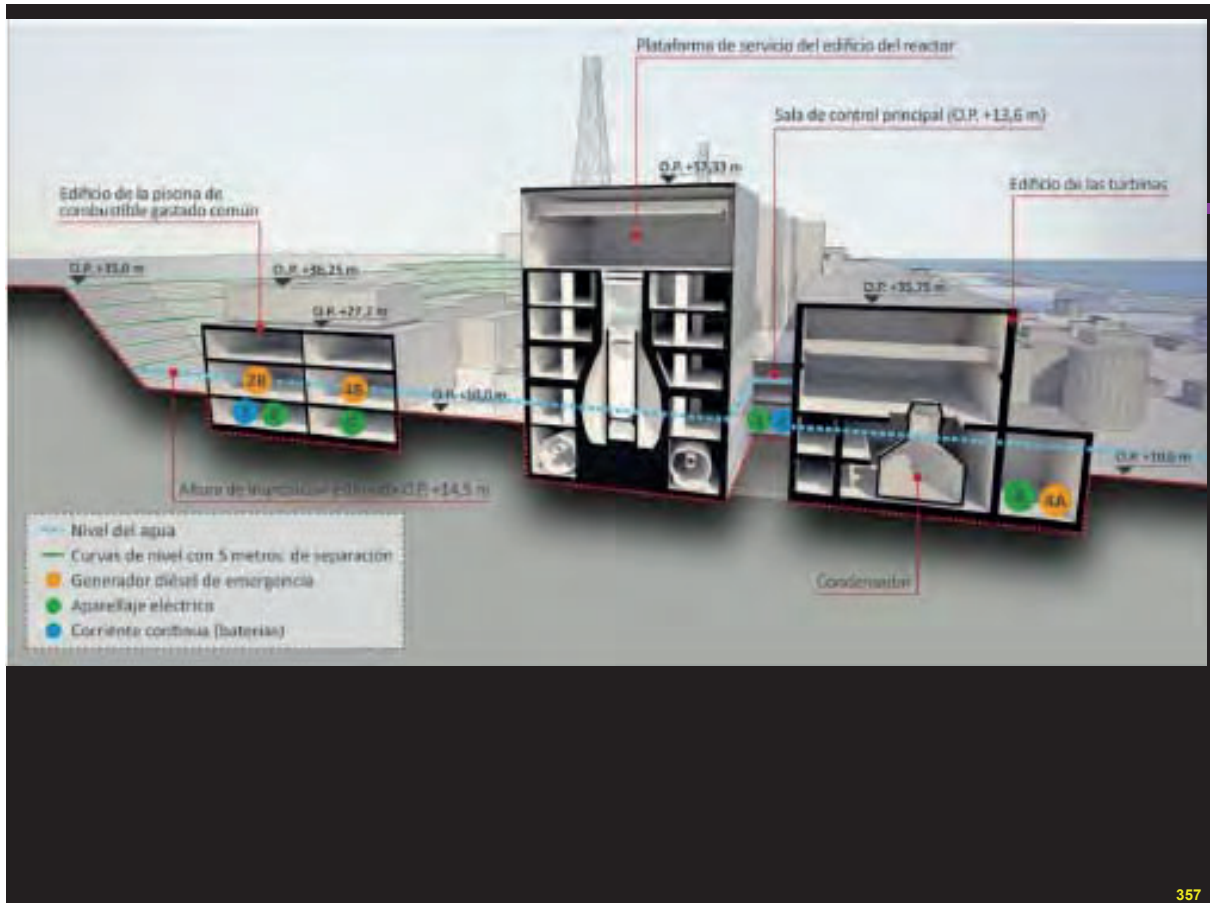
- 1. Emplazamiento**
- 2. Alimentación eléctrica de emergencia**
- 3. Contención**
- 4. Preparación para emergencias**
- 5. Análisis probabilísticos**
- 6. Independencia de la autoridad nuclear**

Lección 1

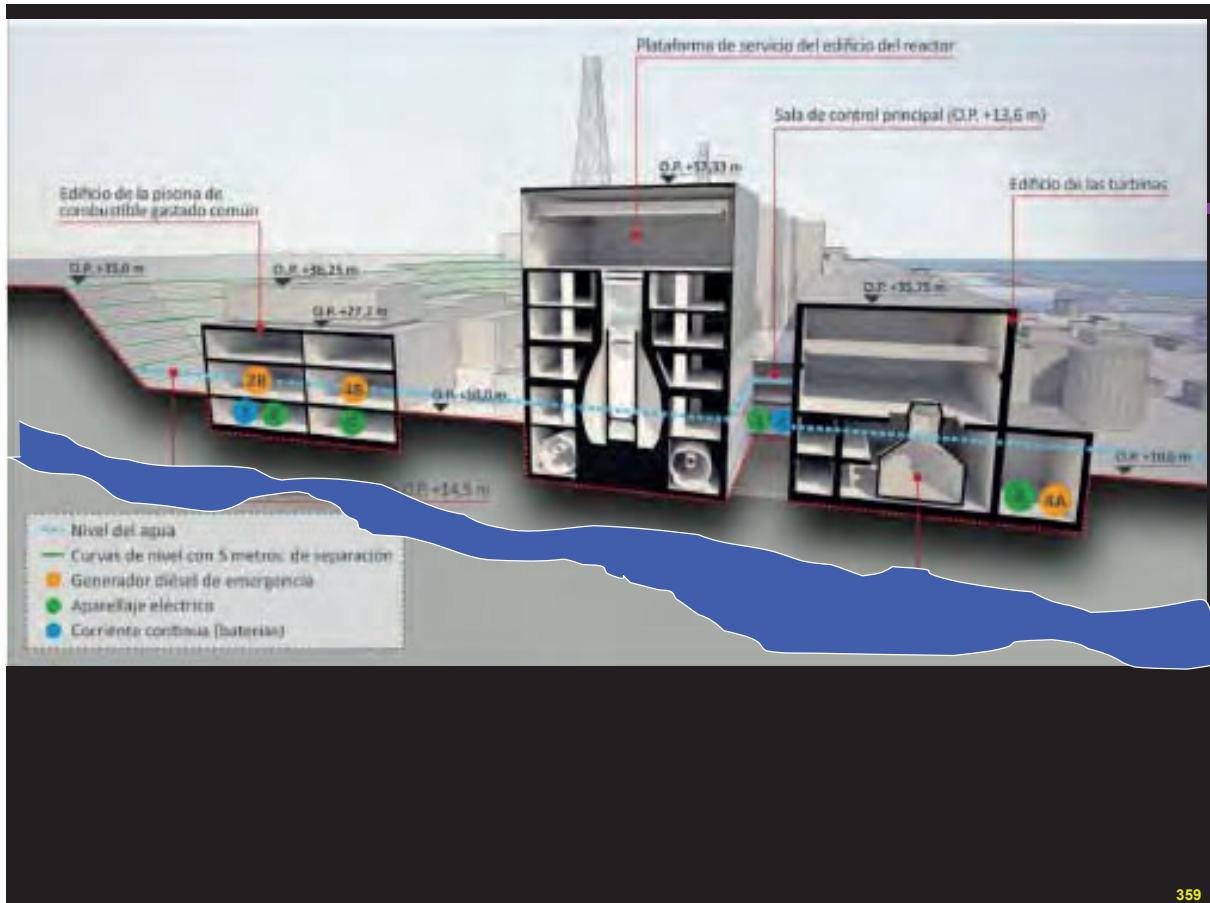
Emplazamiento

Perspectiva



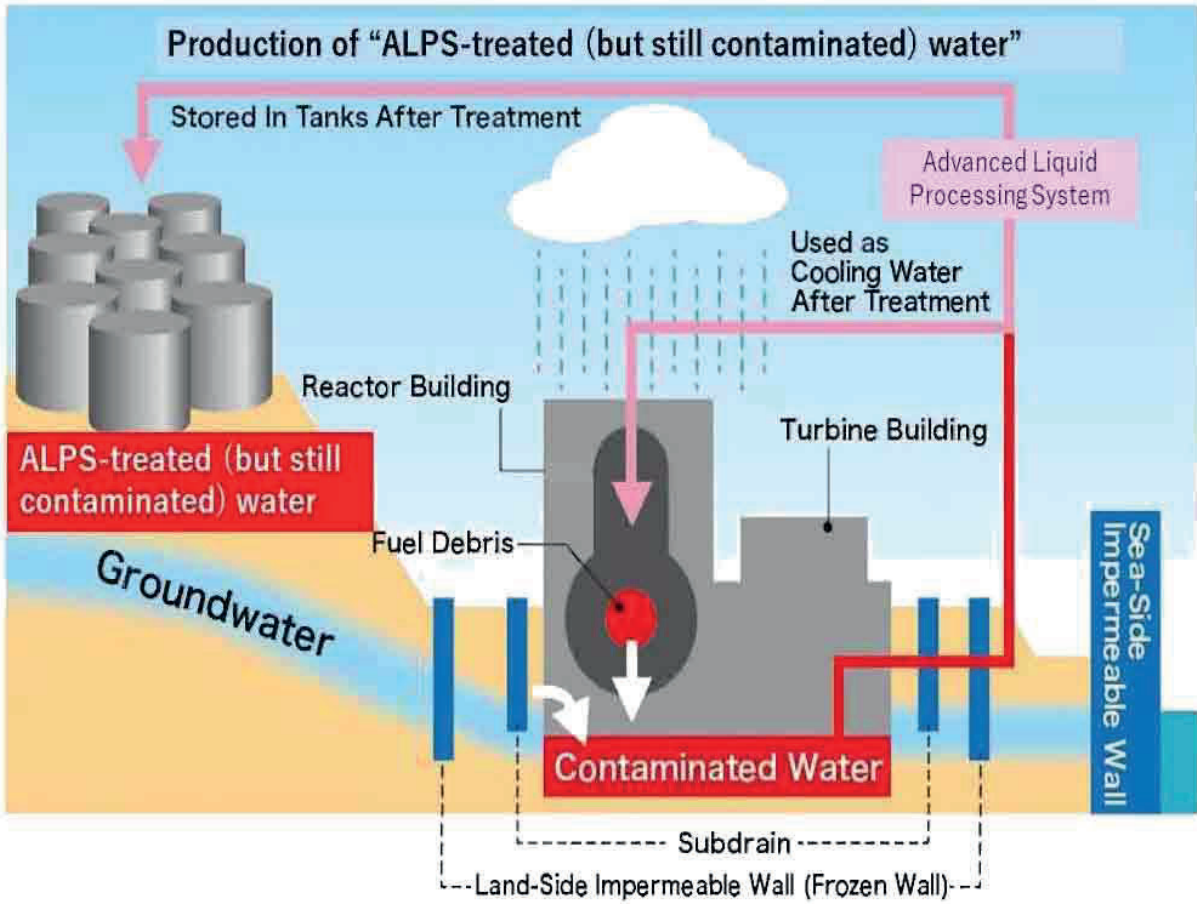


**El error de emplazamiento
 fue la causa del
 accidente,
 pero además dejó una
 secuela:
 el problema del agua**



Se generó mucha agua residual y la estrategia decidida por Japón fue acumularla.

¡Y la capacidad de acumulación se ha agotado!





Política de Japón → Respuesta OIEA

- En abril de 2021 el Japón anunció su Política para la gestión del agua almacenada en la central nuclear de Fukushima Daiichi:
 - tratarla mediante el un **Sistema Avanzado de Procesamiento de Líquidos (ALPS)**; y luego
 - descargarla en el mar que rodea la central, con sujeción a las aprobaciones reglamentarias nacionales.
- Poco después de tomada esa decisión, el Japón solicitó al OIEA **provisiones para la aplicación de las Normas internacionales a la descarga**, con el fin de garantizar que se respeten.
- El OIEA esta llevando a cabo esa aplicación

La respuesta del OIEA

- El OIEA en respuesta al requerimiento de Japón hizo un examen técnico y hace un seguimiento continuo para evaluar si la operación de descarga del agua tratada mediante el ALPS durante las próximas décadas respeta las normas de seguridad del OIEA.

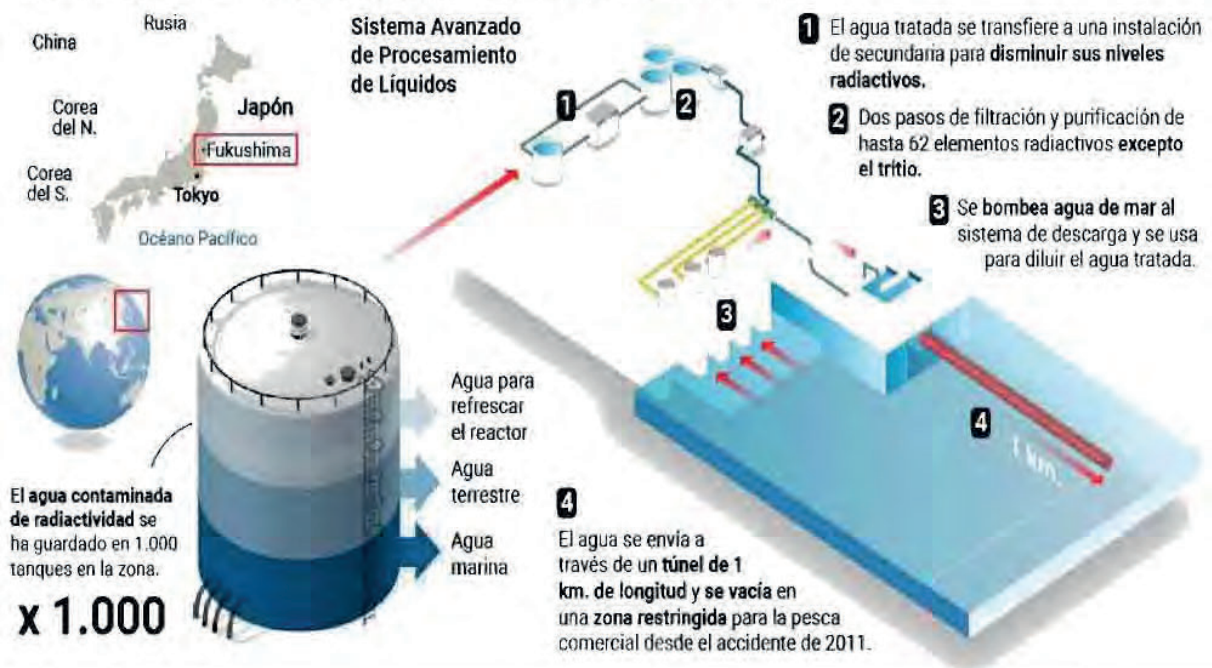
365

El Grupo de Tareas del OIEA compuesto por expertos de:

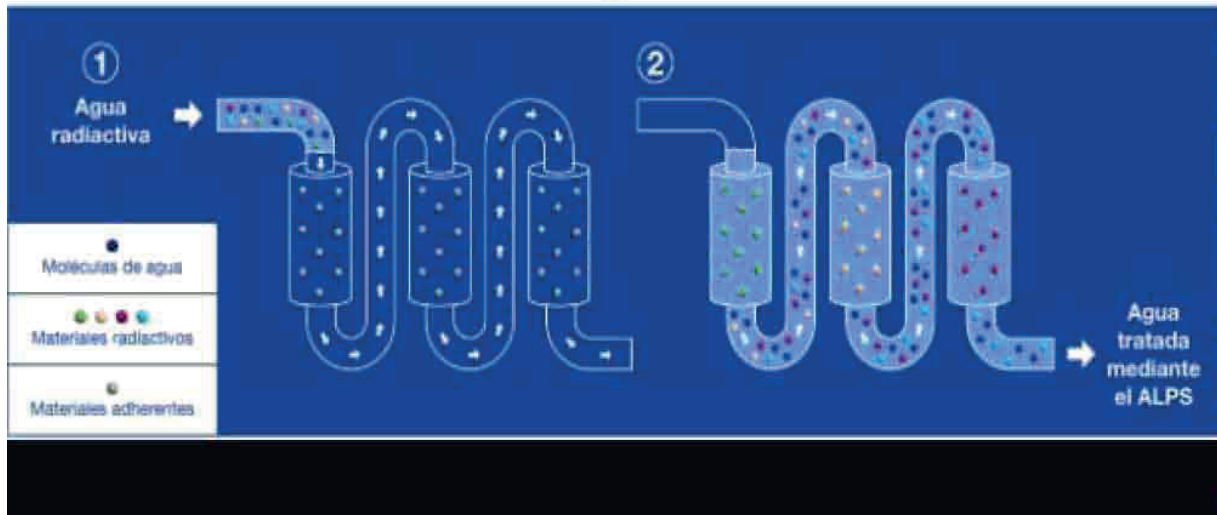
- Argentina,
- Australia,
- Canadá,
- China,
- Estados Unidos,
- Rusia,
- Francia,
- Islas Marshall,
- Reino Unido,
- Corea y
- Viet Nam

366

SE VERTIRÁN AL PACÍFICO 1,32 MILLONES DE TONELADAS DE AGUA RESIDUAL



Descarga del agua de Fukushima Daiichi tratada mediante un Sistema Avanzado de Procesamiento de Líquidos (ALPS)



El problema mayor desde el punto de vista de la comunicacion

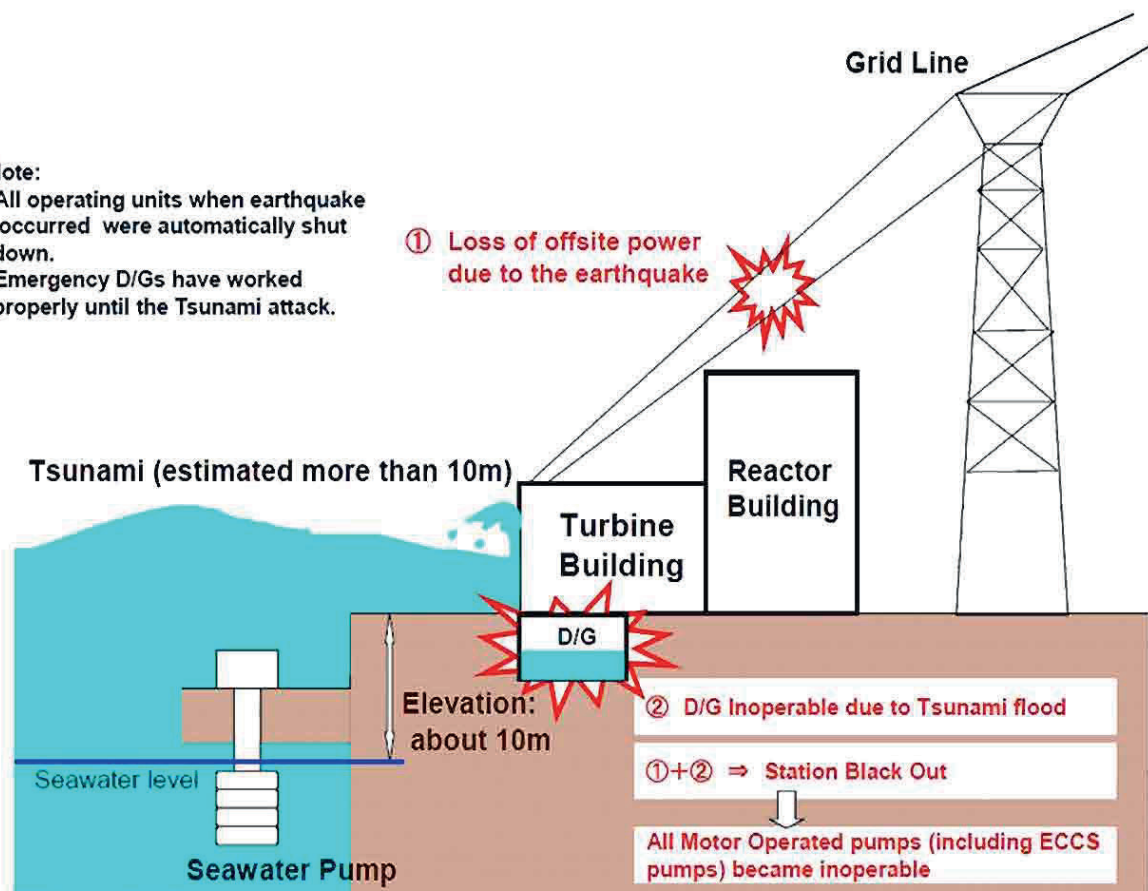
¡El ALPS no remueve el tritio!

Lección 2

Alimentación eléctrica de emergencia

Note:

- All operating units when earthquake occurred were automatically shut down.
- Emergency D/Gs have worked properly until the Tsunami attack.



Pérdida de energía externa debida al terremoto

- Unidades 1 y 2: Interruptores automáticos en la subestación dañados.
- Unidad 4: Fallo de tierra de la línea de transmisión.
- Unidad 5 y 6: Torre de la línea de transmisión se derrumbó.
- Transformadores de la subestación Fukushima: dañados.
- Las estaciones del servicio de suministro de energía dañadas por inmersión de agua de mar por el tsunami.

373

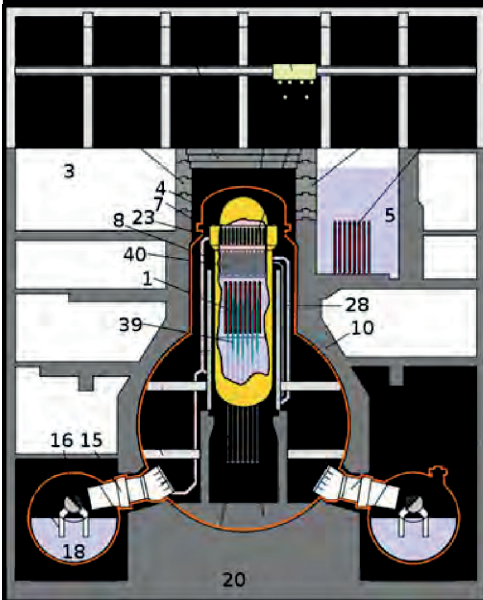
Confianza excesiva

- Frecuencia de pérdida de energía externa $< 0.01/\text{año}$.
- Recuperación de la fuente de alimentación externa: 30 minutos.
[En Fukushima fueron necesarios 9 a 11 días para reiniciar la recepción de energía externa en las unidades 1 a 4, y 11 - 18 días para la sala de control]
- Probabilidad de no recuperación en 8 horas $< 10^{-3}$.
- Probabilidad de falla de la puesta en marcha de los generadores diesel de emergencia $< 5,5 \times 10^{-4}/\text{demanda}$.

374

Lección 3

Contención

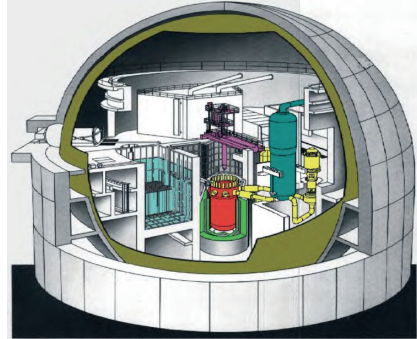


Contención Mark I

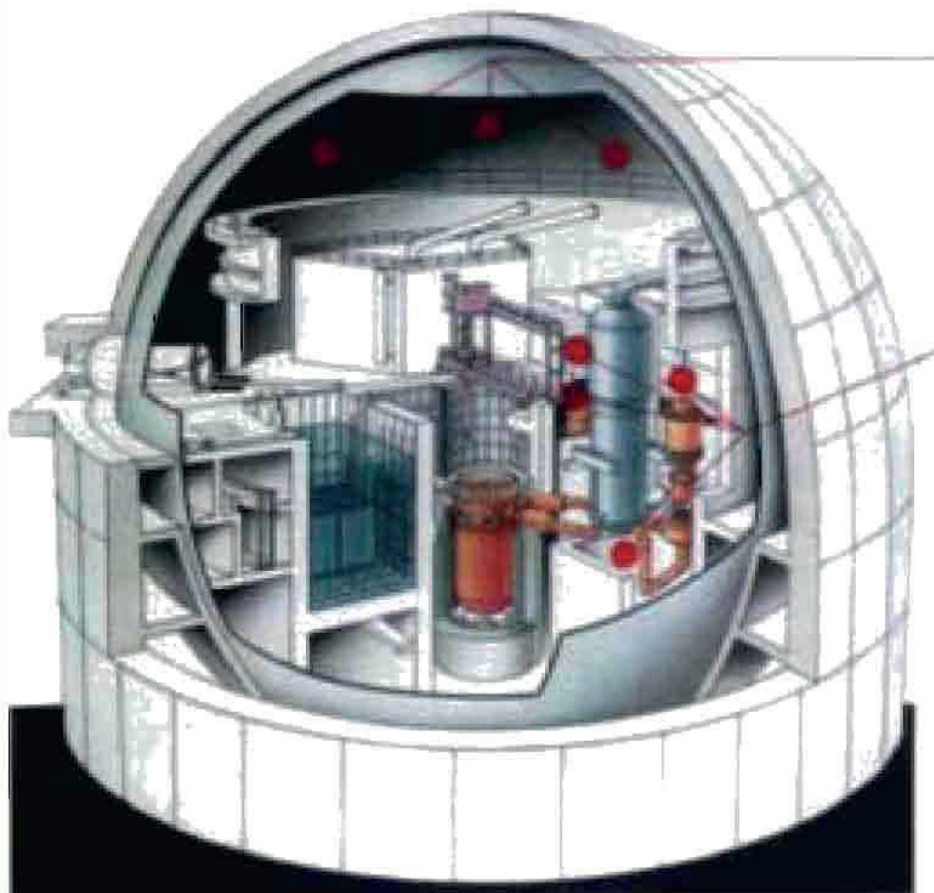
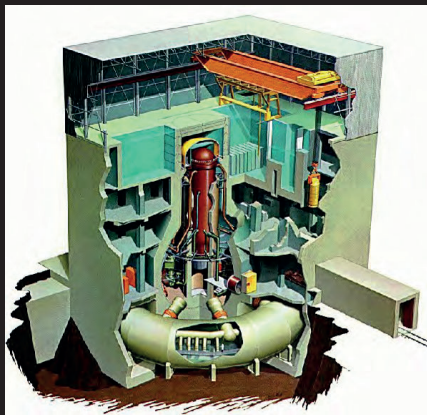
- Núcleo del reactor (1); barras de combustible y barras de moderador (39). Se mueven dentro y fuera del recipiente hacia abajo (31).
- Alrededor del recipiente (8), hay una contención exterior (19) que está cerrada por un tapón de hormigón (2).
- La grúa (26) mueve el tapón a la piletta (3) para sacar las barras de combustible.
- El combustible utilizado (27) se almacena en la piletta de combustible gastado (5).
- El vapor de agua se mueve desde el pozo seco (11) hacia el húmedo (24) a través de toberas (14) para condensarse (18).

**CONTENCION DE ATUCHA
vis-à-vis
FUKUSHIMA DAIICHI**

ATUCHA



**Fukushima Daiichi – Unidad 1
BWR – Boiling Water Reactor**



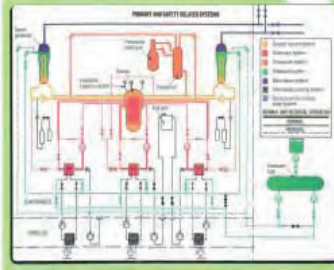
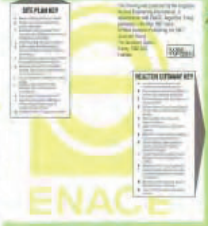
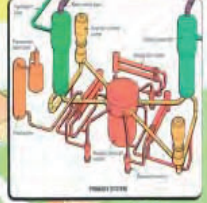
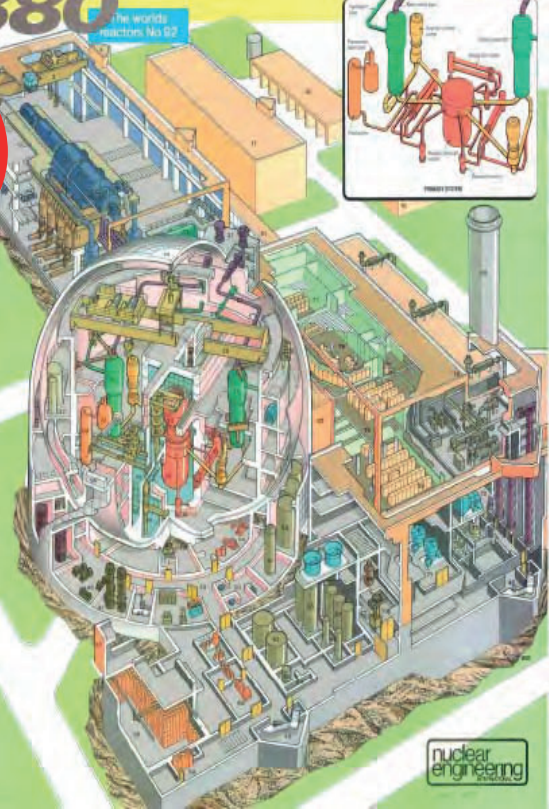
ARGOS PHWR-380

ARGentine Offer of a Safe
Pressurized Heavy Water Reactor
of 380 MWe

ARGENTINE OFFER OF A SAFE
PRESSURIZED HEAVY WATER REACTOR

NO. OF REACTORS	NO. OF CANDIDATE SITES	NO. OF CANDIDATE REACTOR SITES
1	1	1
2	2	2
3	3	3
4	4	4
5	5	5
6	6	6
7	7	7
8	8	8
9	9	9
10	10	10
11	11	11
12	12	12
13	13	13
14	14	14
15	15	15
16	16	16
17	17	17
18	18	18
19	19	19
20	20	20
21	21	21
22	22	22
23	23	23
24	24	24
25	25	25
26	26	26
27	27	27
28	28	28
29	29	29
30	30	30
31	31	31
32	32	32
33	33	33
34	34	34
35	35	35
36	36	36
37	37	37
38	38	38
39	39	39
40	40	40
41	41	41
42	42	42
43	43	43
44	44	44
45	45	45
46	46	46
47	47	47
48	48	48
49	49	49
50	50	50
51	51	51
52	52	52
53	53	53
54	54	54
55	55	55
56	56	56
57	57	57
58	58	58
59	59	59
60	60	60
61	61	61
62	62	62
63	63	63
64	64	64
65	65	65
66	66	66
67	67	67
68	68	68
69	69	69
70	70	70
71	71	71
72	72	72
73	73	73
74	74	74
75	75	75
76	76	76
77	77	77
78	78	78
79	79	79
80	80	80
81	81	81
82	82	82
83	83	83
84	84	84
85	85	85
86	86	86
87	87	87
88	88	88
89	89	89
90	90	90
91	91	91
92	92	92
93	93	93
94	94	94
95	95	95
96	96	96
97	97	97
98	98	98
99	99	99
100	100	100

NO. OF REACTORS	NO. OF CANDIDATE SITES	NO. OF CANDIDATE REACTOR SITES
1	1	1
2	2	2
3	3	3
4	4	4
5	5	5
6	6	6
7	7	7
8	8	8
9	9	9
10	10	10
11	11	11
12	12	12
13	13	13
14	14	14
15	15	15
16	16	16
17	17	17
18	18	18
19	19	19
20	20	20
21	21	21
22	22	22
23	23	23
24	24	24
25	25	25
26	26	26
27	27	27
28	28	28
29	29	29
30	30	30
31	31	31
32	32	32
33	33	33
34	34	34
35	35	35
36	36	36
37	37	37
38	38	38
39	39	39
40	40	40
41	41	41
42	42	42
43	43	43
44	44	44
45	45	45
46	46	46
47	47	47
48	48	48
49	49	49
50	50	50
51	51	51
52	52	52
53	53	53
54	54	54
55	55	55
56	56	56
57	57	57
58	58	58
59	59	59
60	60	60
61	61	61
62	62	62
63	63	63
64	64	64
65	65	65
66	66	66
67	67	67
68	68	68
69	69	69
70	70	70
71	71	71
72	72	72
73	73	73
74	74	74
75	75	75
76	76	76
77	77	77
78	78	78
79	79	79
80	80	80
81	81	81
82	82	82
83	83	83
84	84	84
85	85	85
86	86	86
87	87	87
88	88	88
89	89	89
90	90	90
91	91	91
92	92	92
93	93	93
94	94	94
95	95	95
96	96	96
97	97	97
98	98	98
99	99	99
100	100	100



Nuclear Engineering and Design, 109 (1988) 55-64

379

Lección 4 Preparación para emergencias

En la época del accidente, en Japón había disposiciones separadas para responder a las emergencias nucleares y a los desastres naturales a nivel nacional y local.

No existían disposiciones coordinadas para responder a una emergencia nuclear y un desastre natural que se produjeran simultáneamente.

Base jurídica nacional

Ley Básica de Contramedidas en Caso de Desastre*	Ley de Medidas Especiales relativas a la Preparación para Emergencias Nucleares
--	---

Base de la planificación nacional

Plan Básico de Gestión de Desastres*	Orden para la aplicación de la Ley de Medidas Especiales relativas a la Preparación para Emergencias Nucleares	Ordenanza sobre la aplicación de la Ley de Medidas Especiales relativas a la Preparación para Emergencias Nucleares	Guía de Reglamentación sobre la Preparación para Emergencias en Instalaciones Nucleares
--------------------------------------	--	---	---

Planes y manuales operacionales

Nacionales	Plan de Operaciones para la Gestión de Desastres*	Manual para la Respuesta a una Emergencia Nuclear
De las prefecturas/ ciudades/pueblos/aldeas	Planes de gestión de desastres de las prefecturas/ ciudades/pueblos/aldeas*	Manuales nucleares de las prefecturas/ciudades/ pueblos/aldeas
De los explotadores	Planes de acción de emergencia de los explotadores de centrales nucleares	Manuales de respuesta a emergencias de los explotadores de centrales nucleares



- 1. CENTRAL NUCLEAR DE FUKUSHIMA DAIICHI**
 - Centro de respuesta a la emergencia en la central nuclear
- 2. CENTRAL NUCLEAR DE FUKUSHIMA DAINI**
 - Centro de respuesta a la emergencia en la central nuclear
- 3. CENTRO EXTERNO**
 - CGREN Local - Cuartel General Local de Respuesta a la Emergencia Nuclear
 - CCREN - Consejo Conjunto de Respuesta a la Emergencia Nuclear
 - CGREN Local de la Prefectura - Cuartel General Local de Respuesta a la Emergencia Nuclear de la Prefectura
- 4. OFICINA DE LA ADMINISTRACIÓN DE LA PREFECTURA DE FUKUSHIMA**
 - Cuartel General de la Prefectura de Fukushima para el Control de Desastres

ENTIDADES CLAVE EN DIVERSAS LOCALIDADES DEL JAPÓN

Tokio

- JNES - Organización de Seguridad de la Energía Nuclear del Japón
- MEXT - Ministerio de Educación, Cultura, Deportes, Ciencia y Tecnología
- Ministerio de Salud, Trabajo y Bienestar
- Ministerio de Agricultura, Silvicultura y Pesca
- Ministerio de Medio Ambiente
- Ministerio de Defensa (Fuerzas de Autodefensa)
- Agencia Meteorológica del Japón

Ibaraki

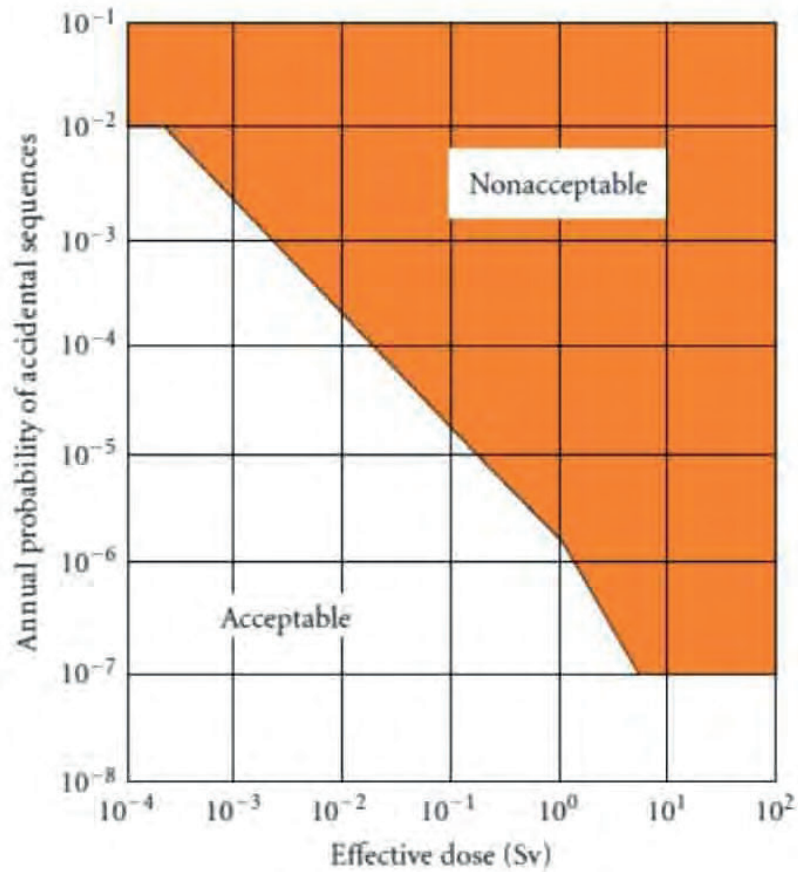
- Organismo de Energía Atómica del Japón

Chiba

- Instituto Nacional de Ciencias Radiológicas

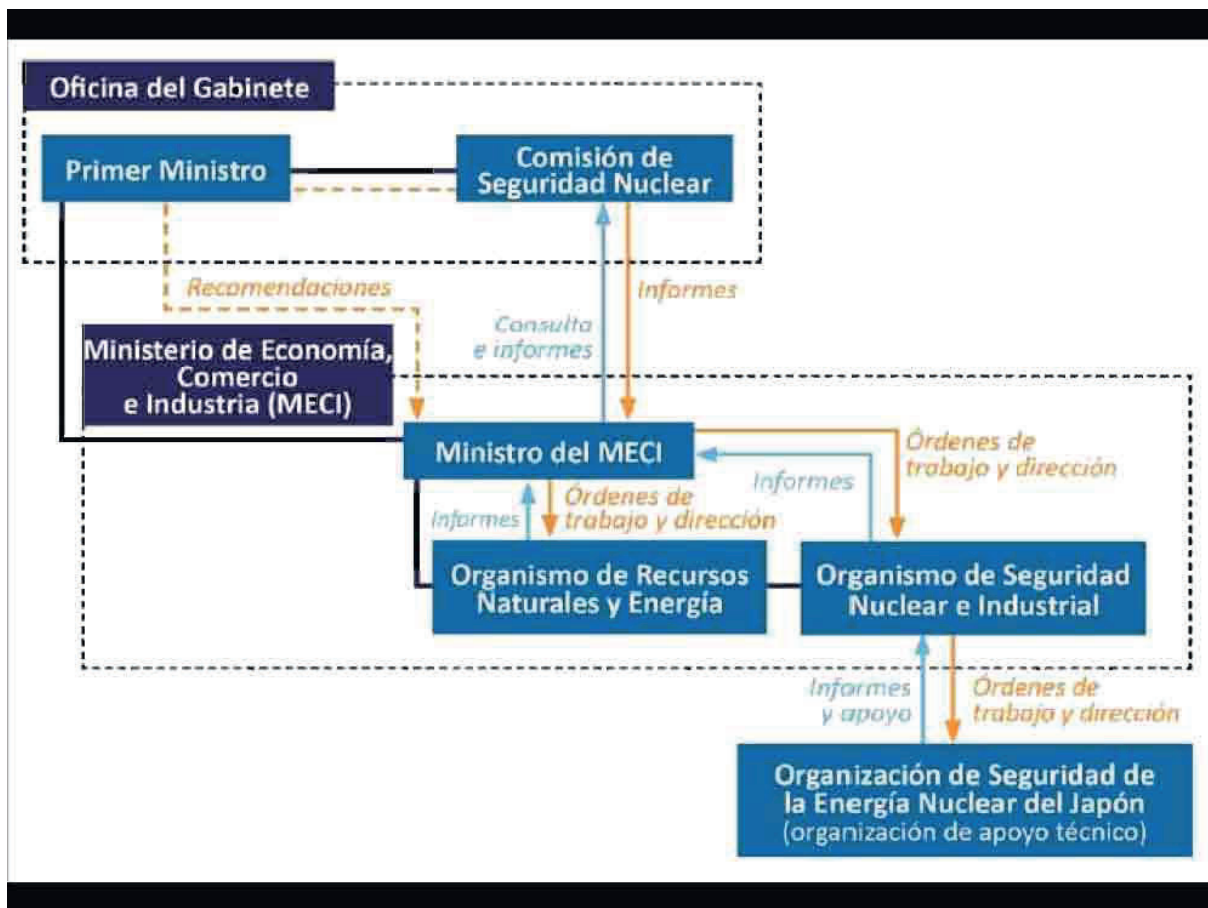
Lección 5

Análisis probabilísticos



Lección 6

Independencia real de la autoridad regulatoria nuclear



Nueva Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Japón

- En septiembre de 2012 se estableció la ARN de Japón.
- En 2013 entraron en vigor las nuevas prescripciones reglamentarias para las centrales nucleares.

Quinta Parte

Devenir

¿Hacia un futuro mejor?

**Convención
de
Seguridad Nuclear**

El dilema de Fukushima...

- ...ó el Japón violó sus compromisos con la Convención de Seguridad Nuclear....
- ...ó la Convención debe ser reforzada.

391



¡Suiza sacude el tablero!

Propuesta de enmienda de la Convención

"Las centrales nucleares deben ser diseñadas y construidas con los objetivos de prevenir accidentes y, en caso de que ocurran, de mitigar sus efectos evitando emisiones de radionucleidos que causen contaminación a largo plazo fuera de las instalaciones.

Con el fin de identificar e implementar mejoras de seguridad apropiadas, estos objetivos se aplicarán también a las plantas existentes"

392

Negociación....
....a cargo de Argentina....
....y....
Conferencia Diplomática

La preside Argentina
Negociación exitosa



DECLARACIÓN DE VIENA SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR

**Acerca de los principios para el cumplimiento del objetivo
de la Convención sobre Seguridad Nuclear de prevenir
accidentes y mitigar las consecuencias radiológicas**

**Aprobada por las Partes Contratantes de
la Convención de Seguridad Nuclear
reunidas en la
Conferencia Diplomática de la
Convención**

**en Viena (Austria)
el 9 de febrero de 2015**

Principio 1

El diseño, la selección del emplazamiento y la construcción de las centrales nucleares nuevas serán consecuentes con el objetivo de prevenir accidentes durante la puesta en servicio y la explotación y, si se produjese un accidente, de mitigar las emisiones de radionucleidos que puedan causar contaminación a largo plazo fuera del emplazamiento, así como de **evitar emisiones radiactivas tempranas o emisiones radiactivas suficientemente grandes como para requerir acciones y medidas protectoras a largo plazo.**

397

Principio 2

A lo largo de la vida útil de las instalaciones existentes se llevarán a cabo de forma periódica y ordinaria evaluaciones de la seguridad exhaustivas y sistemáticas a fin de determinar **mejoras de la seguridad orientadas al logro del objetivo antes indicado [del Principio 1].**

Las mejoras de la seguridad que sean razonablemente factibles o alcanzables se implementarán de manera oportuna.

398

Principio 3

Los requisitos y disposiciones nacionales para abordar este objetivo a lo largo de la vida útil de las centrales nucleares **tendrán en cuenta las normas de seguridad del OIEA pertinentes** y, según proceda, otras buenas prácticas que se determinen en las reuniones de examen de la Convención o en otras instancias.

399

Séxta Parte Epílogo

Una nueva generacion de reactores nucleares esta apareciendo!

Nuevos reactores

- the gas-cooled fast reactor (GFR);
- the high-temperature gas-cooled reactor (HTGR);
- the lead-cooled fast reactor (LFR);
- the molten-salt reactor (MSR);
- the sodium-cooled fast reactor (SFR);
- the supercritical-water-cooled reactor (SCWR);
- the very-high-temperature reactor (VHTR); and,...
- ...a large variety of reactors known as SMR.
- el reactor rápido refrigerado por gas (GFR);
- el reactor de alta temperatura refrigerado por gas (HTGR);
- el reactor rápido refrigerado por plomo (LFR);
- el reactor de sales fundidas (MSR);
- el reactor rápido refrigerado por sodio (SFR);
- el reactor refrigerado por agua supercrítica (SCWR);
- el reactor de muy alta temperatura (VHTR); y,.....
- una gran variedad de reactores conocidos como SMR.

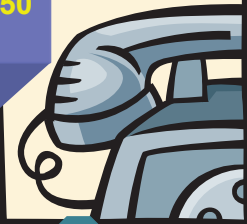
**....¡antes de que ocurra otro
gran accidente!**

**La comunidad de la seguridad nuclear
tiene el deber ético de aprender de las
lecciones de los accidentes pasados,
resolver los desafíos identificados...**

**...¡y aplicar los
Principios de la Declaración de Viena!**



Av. del Libertador 8250
Buenos Aires



+541163231306

*Gracias por la
atención!*

abel_j_gonzalez@yahoo.com



4/5

Raising Awareness on the Use of Technological Resources that Contribute to Cybersecurity in the Regulatory Field

Gordillo, M.E.; Rodríguez, C.; Menossi, S. and Sadañowski, I.

RAISING AWARENESS ON THE USE OF TECHNOLOGICAL RESOURCES THAT CONTRIBUTE TO CYBERSECURITY IN THE REGULATORY FIELD

Gordillo, M.E; Rodríguez, C.; Menossi, S. and Sadañiowski, I.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

mgordillo@arn.gob.ar ; crodriguez@arn.gob.ar; smenossi@arn.gob.ar;
isadañiowski@arn.gob.ar

Summary

Nowadays; *there is a lack of awareness, both at the level of regulators and operators*, of the basic measures to be taken to prevent Cybercrime from infiltrating on the environment of nuclear organizations. This can cause potential damage, to the point of unleashing incalculable cost, as well as exposing extremely sensitive information.

The aim of this paper is to mention several resources that can be used to raise awareness among users about the correct use of technological tools and preventive measures that can help keep our computers and operating systems safe.

It is necessary to recognize cybersecurity as an essential part of the traditional "Security Culture" practiced in the nuclear field for many years, taking into account the safety-security interface is in close contact with cybersecurity, since it interacts all the time with both, creating ties with IT (Computer Technology) and OT (Operational Technology), and each are key pieces in the Physical Protection systems of Facilities and nuclear and radiological material.

The main goal of the presentation is to provide some suggestions on practical measures that should be taken in terms of cybersecurity and to share some experiences that have been implemented within the Argentine regulatory system, as well as those that have been carried out by facility operators.

1. Current situation

Nowadays, new information technologies are constantly advancing and improving, covering more and more areas of life and generating a growing dependence on them, in which the field of Nuclear Security is not exempt.

Faced with this situation, the predominant idea among technicians, experts, and managers is to endorse and respond to the systems installed. In this way they can offer services and benefits in accordance with the quality standards in force.

But even in these circumstances, unexpected events occur that end up affecting the security of the information and equipment of these systems with disruptive and unpredictable results; these are contingencies that had not been foreseen by the different actors that interact daily with these technologies and many of them involve the human factor.

Today it is feasible to identify a wide variety of events related to this kind of eventualities, such as:

- Unauthorized access.
- Theft of e-mail accounts.
- Denial of services.
- Illegal copies of software.
- International claims.
- Change of HW characteristics.
- Unwanted chain mails (such as Spam and Hoax).
- Identity fraud.
- Use of systems and networks to commit crimes such as fraud, espionage, theft, human trafficking or pornography.
- Illicit economic activities.
- Modification of transit and routing tables.
- Malicious programs (considerable damage to systems and information).
- Political and ideological subversion (such as terrorism).

It is true that important steps have been taken to combat this type of activity in this area at the State level, such as the signing of treaties worldwideⁱ, the issuance of guidelinesⁱⁱ or protocolsⁱⁱⁱ for computer security, the creation of specialized structures or offices, etc. But unfortunately, on many occasions, this is insufficient, since the rapid advance of these criminal figures, the complexity of the means in which they are carried out, the development of information technology and telecommunications, and the global nature of the origins of this emerging crime, pose a challenge to the State and its institutions.

Although the nuclear sector has a long tradition in issues related to nuclear safety and security, it is necessary to increase efforts to include cybersecurity as part of the good practices within a robust Security Culture, in order to be prepared to overcome existing threats.

Throughout this paper we will try to expose some resources that can be used when implementing a good cybersecurity system in which all stakeholders are involved. Finally, by way of conclusion, we will share some thoughts and suggestions.*

1. Cybersecurity as part of security culture

According to NSS N° 7, security culture is;

"The set of characteristics, attitudes, and behaviors of individuals, organizations and institutions that constitutes a means to support and engage nuclear security." ^{iv}

And it is intended to ensure that the implementation of nuclear security measures receives the attention it deserves given its importance, in the same way it is believed that cybersecurity issues should be addressed to contribute to the construction of a more efficient and comprehensive Nuclear Physical Security System.

Some national institutions around the world, such as the National Institute for Standards and Regulations of Technology (NIST) in the United States, provide a description of security awareness^v, explaining that awareness is not just about providing a training program; its main purpose is to sensitize people to understand and respond appropriately to cyber threats.

It is often thought that the main targets of cyberattacks are industrial systems or through intrusions; however, this is not the most serious threat.

Protecting technological equipment is not enough, as people end up being the critical target of the cyberattack and, most of the time; this is not taken into account. Therefore, it is imperative to establish an information security policy to protect the security of the information and assets, providing a framework as well as laws, regulations and best practices for the proper use of information technology to be included within the *Security Culture* programs in order to be seriously incorporated by the staff.

The main objective of any policy or program designed to protect information should be to gradually change people's behaviors. The protection strategy must be able to identify the critical behaviors that potentially drive behavioral change.

While there are several methods for increasing Cybersecurity awareness, including security awareness posters displayed throughout the organization, security awareness content on the intranet website, information on a screensaver, classroom training, videos, simulations and quizzes; according to a study carried out by Saudi scientists, awareness via the intranet is the most effective of the methods listed.^{vi} In addition, a new security awareness method of sending an email containing fake malware to test user's awareness has recently attracted the attention of the public. The use of games to raise awareness is another effective method; however, the way in which video games are used is less so.^{vii} Raising security awareness requires users to understand the organization's security policy. The clearer the vision, the easier it is for key stakeholders to ensure a comprehensive, consistent and coherent approach. A clear vision also facilitates coordination, cooperation and implementation.^{viii}

It is important to note that prevention and awareness can not only prevent material damage to physical assets, instrumentation and control operating or technology systems,

but proactive actions can prevent large economic losses resulting from the consequences of affecting the aforementioned systems.

According to a study conducted by the Center for Strategic and International Studies (CSIS), in collaboration with McAfee, focused on the significant impact that cybercrime has on global economies, it is estimated that close to \$600 billion dollars is lost each year due to cybercrime.^{ix}

On the other hand, Cybersecurity Ventures expects global cybercrime costs to grow by 15% annually over the next five years, reaching \$10.5 trillion dollars annually by 2025, up from \$3 trillion dollars in 2015.^x

Given the above estimates, should be focus on all possible prevention procedures to avoid losses that could affect nuclear activity in multiple ways.

2. Issues to consider

Key recommendations in NSS Publication No. 13 include the following:

According to 4.10 and 5.19... computer systems used for physical protection, nuclear security, and nuclear material accounting and control must be protected against compromises (e.g., cyberattacks, tampering or forgery) consistent with the assessment of threats or the design basis threat.^{xi}

Because many functions in a nuclear facility are performed, supported, or dependent on IT systems (eg, technology/digital assets) all of these functions are sensitive to cyberattacks.

Digital assets should be divided into two categories:

-Information technology: whose protection requirements should be based on the classification of the information associated with the sensitive digital asset. Within this category, personnel must have the skills to manage such systems. Physical assets to be protected include documents and equipment, and in the digital domain, networks, communications, data storage and digital control systems must be monitored.

To cite a few examples, information such as nuclear materials location and handling, policies, procedures, access control permits lists, response plans, system design, sensor network system configuration, material inventories, facility configuration, CCTV and motion sensors must be considered as highly sensitive material.

-Operational Technology (OT): Protection requirements of these technologies should be based on the importance of the role played by the operational component within the technical process.

This technology, in contrast to Information Technology (IT), is a generic term used in many industries for technology that requires computer support to interact with the physical world. It includes instrumentation and control systems within the nuclear safety regime, as well as technologies not directly related to nuclear safety or security, such as industrial control systems (ICS) and supervisory control and data acquisition systems (SCADA)^{xii}.

In order to apply the Defense in Depth principle within the cybersecurity system architecture, to establish multiple layers of protection, tiers should be established with groups of systems that share similar protection needs and requirements. In this sense, restricting access to certain networks or data such as connection limitation makes it possible to limit the latent threats that can affect a department or company, establishing access privileges to the people in charge of data protection for each team regardless of the hierarchy they hold in the organization's structure.

According to NSS No. 17-T and the International Electrotechnical Commission (IEC) 62645^{xiii}, they provide guidance on the assignment of each nuclear security function to security levels between 1, 2 or 3 according to the importance of the function that each performs in the group.

The less complex the functions performed by the system, the lower the security level, the more complex the functions involved in the system, the higher the security level.

As for the Physical Protection system, Operational Technology (OT) is an integrated set of measures aimed at preventing the commission of a malicious act. These measures encompass deterrence, detection, delay, response and mitigation of malicious acts.

The OT system specifically within the SPP should include:

- . Access control
- . Video surveillance
- . Intrusion detection
- . Metal detection
- . Explosives detection
- . X-ray systems

The objectives of a potential adversary could include:

- The collection of sensitive information about physical protection systems and/or how to access the disabling of digital components of that system to effect the unauthorized removal of nuclear materials.
- The compromise of nuclear security systems to initiate malicious operation of a nuclear process causing sabotage of the nuclear facility with possible radiological consequences.
- * The sabotage of the alarm structure that could leave the detection system completely vulnerable and prevent the response force from acting.

We must keep in mind that adversary objectives include reconnaissance, attack on computers or control systems, and compromise of computers or control systems (and/or a combination with other modes of attack).

During the design of a cybersecurity system, it is important to have a thorough understanding of the installation, as well as potential personal behaviors that could be harmful or create loopholes in it.

Conclusion

It is clear there are issues that still need to be resolved in order to address practical solutions in the field of cybersecurity within the nuclear sector. The implementation of preventive measures is an active way to avoid being at the mercy of adversaries and waiting for attacks or intrusions that trigger the reaction mechanisms to the situations raised. It is important to draw clear lines for implementing security measures without affecting user's privacy, using current regulations to avoid problems that could lead to unforeseen future situations.

It is essential to create a regulatory framework with basic premises to which regulators and operators must adhere.

On the other hand, an active training system must be implemented that covers all the components of the institution, organization or facility regardless of the status or hierarchy they hold (whether managers, directors, operators or assistants), to avoid underestimating the importance of the employees to whom the training is addressed, aware that any subordinate, regardless of the role they play, can compromise the security of the information and data of the organization where they work with or without intention.

As we have seen, many times cybersecurity awareness training is insufficient because it is only based on theoretical concepts, which are not sufficient to be able to deal with cyberattacks or cyberthreats.

That is, along with a training program, it is important that employees and management experience real cyber incidents, similar to a fire drill, which are called cyber drills. Cyber drills are used as training processes that simulate a cyberattack to employees or individuals whose work is related to cyber incidents response.

These drills familiarize people more thoroughly with the threats. In addition, cyber drills can determine whether an employee is at high risk of being a victim of a cyber threat. A rapid response to an incident leads the organization to efficient resilience, demonstrating that it has a robust system in place to deal with the potential impacts of attacks.

In turn, training beyond preventing inaccurate practices should focus on incorporating a work ethic that helps identify inappropriate or illegal behavior. In addition, these training activities should be constantly updated to incorporate knowledge of new types of crime affecting society and the nuclear sector in particular.

The exchange of information and training received from other specialized intergovernmental agencies such as the Specialized Response Forces or Interpol should also be considered as an enriching element that can provide new tools due to the high level of specialization and updating in the field of these agencies.

From the above reflections we can extract that a good cybersecurity system within the field of Nuclear Physical Protection must have at least:

- High degree of organization and assignment of responsibilities
- Adequate management of digital assets
- Accurate risk and vulnerability assessments and compliance with periodic evaluations
- Good security system design

- Operational security procedures
- Incident response procedures
- Proper personnel management

Finally, it is clear that a balance must be sought between all the aspects that encompass cybersecurity, because if the measures are not implemented together they are ineffective for practical purposes and this leads to difficulties that may surprise us when it comes to taking countermeasures.

Nowadays these issues cannot be minimized and this is fundamental in both the private and public spheres, so all possible edges must be considered in order to adapt response plans to the needs of each place. It is clear that there are problems that must be solved in order to face practical solutions in the field of cybersecurity, such as taking preventive measures and not waiting for attacks or intrusions to occur, reacting to situations that arise, for which it is important to draw clear lines to implement security measures without affecting the privacy of users using the current regulations in an effective manner and thus avoid problems that lead to unpredictable situations.

References

ⁱBudapest Convention on Cybercrime, November 23, 2001 (entered into force on July 1, 2004), OAS, https://www.oas.org/juridico/english/cyb_pry_convenio.pdf

ⁱⁱGuidelines of the Central Bank of the Argentine Republic on Cybersecurity, BCRA, <http://www.bkra.gov.ar/SistemasFinancierosYdePagos/lineamientos-de-ciberseguridad.asp>

ⁱⁱⁱRESOL-2020-144-APN-MSG - "General Protocol for police crime prevention on the use of open digital sources" (May 31, 2020), Official Gazette of the Argentine Republic, <https://www.boletinoficial.gob.ar/detalleAviso/primera/230060/20200602>.

^{iv}NSS N° 7page 3- IAEA-2021-Nuclear physical security: The prevention and detection of theft, sabotage, unauthorized access, illegal transfer or other malicious acts related to nuclear substances or other radioactive substances or their related facilities, and the response to such acts. It should be noted that "nuclear security" encompasses "physical protection", as is apparent from the study of the Fundamental Principles and Objectives of Physical Protection, the CPFNM and the CPFNM Amendment.

^vNIST Special Publication (SP) 800-16 USA, <http://csrc.nist.gov/publications/nistpubs/800-137/SP800-137-Final.pdf>

^{vi}Alarifi, A.; H. Tootell; P. Hyland; "A Study of Information Security Awareness and Practices in Saudi Arabia," 2012 International Conference on Communications and Information Technology (ICCIT), 27 August 2012, <https://ieeexplore.ieee.org/document/6285845>

^{vii}Cone, B.; M. Thompson; C. Irvine; T. Nguyen; "Cyber Security Training and Awareness Through Game Play," 2006, <https://apps.dtic.mil/dtic/tr/fulltext/u2/a484730.pdf>

^{viii}Guide to developing a national cybersecurity strategy - Strategic engagement in cybersecurity; 2018 https://www.itu.int/pub/D-STR-CYB_GUIDE.01-2018

^{ix}Economic Impact of Cybercrime—No Slowing Down - Center for Strategic and International Studies (CSIS) and McAfee Copyright © 2018 McAfee, LLC. 3728_0108 JANUARY 2018. <https://www.csis.org/analysis/economic-impact-cybercrime>

^xCybercrime will cost the world \$10.5 trillion annually by 2025, Steve Morgan; Cybercrime Magazine; November 13, 2020 <https://cybersecurityventures.com/cybercrime-damages-6-trillion-by-2021/>

^{xi}IAEA Nuclear Security Series No. 13 Nuclear Security Recommendations (INFCIRC/225/Revision 5) pp.18 y pp. 32 https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1481_web.pdf

^{xii}SCADA (Supervisory Control and Data Acquisition, that is, Supervision, Control and Data Acquisition) is not a specific technology but a type of application. Any application that obtains operational data about a "system" for the purpose of controlling and optimizing that system is a SCADA application.

xiii IEC 62645:2020 - Nuclear power plants - Instrumentation, control and electrical power systems - Cybersecurity requirements (IEC 62645:2019) 5.2 pp.30
<https://standards.iteh.ai/catalog/standards/clc/9adeb08e-c891-4ca7-998c-e967deb81e73/en-iec-62645-2020>

**The opinions expressed in this document are of a personal nature and do not necessarily reflect the institutional policy of the Nuclear Regulatory Authority (ARN) of Argentina.*

Presentación del Noveno Informe Nacional de Seguridad Nuclear

Ibarra, V.

En la [Octava y Novena Reunión de Revisión de la Convención sobre Seguridad Nuclear](#) la República Argentina presentó su Noveno Informe Nacional de Seguridad Nuclear y se sometió al proceso de revisión por parte de otros países.

Esta presentación brinda información básica sobre el programa nuclear nacional, da respuesta a las sugerencias planteadas en la Séptima Reunión de Revisión y expone los principales puntos del Noveno Informe.



The Joint 8th and 9th Review Meeting of the Convention on Nuclear Safety

ARGENTINA

ARN – NA-SA – CNEA



Country Group: 3
Vienna, March 2023

1



Argentine Delegation

- **Argentine Embassy in Austria**
 - Holger Federico MARTINSEN
- **Nuclear Regulatory Authority (ARN)**
 - Adriana POLITI
 - Víctor IBARRA
 - Nicolás TORANO
- **Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NA-SA)**
 - Mariana GUALA
 - Analía BONELLI

2



Presentation Outline (1/2)

- Summary of basic information on the national programme
- Changes in the national programme since the last Review Meeting
- Safety improvements for existing Nuclear Power Plants
- Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting
- Response to international peer review missions results
- Vienna Declaration (Principles 1 – 3)
- Fukushima Follow up since the 7th CNS Review Meeting
- Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management



Presentation Outline (2/2)

- Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture
- Current and future Challenges
- Good Practices and Areas of Good Performance
- Responses to Questions and Comments Raised from Peer Review of National Report
- Updates to National Report to the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting
- Response to COVID-19 Situation
- Conclusions



Summary of basic information on the national programme (1/7)

Overview of national nuclear activities

Act No 24,804, 1997 "National Law of the Nuclear Activity",

- Regulation and Control through the Regulatory Body (RB) **Nuclear Regulatory Authority (ARN)**
- **Atomic Energy National Commission (CNEA)** is in charge of Research and Development in nuclear issues, decommissioning and radioactive waste management
- Nuclear generation through **Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NA-SA)**, with prime responsibility for operation ensuring safety



Summary of basic information on the national programme (2/7)

3 NPPs in Operation



EMBALSE NPP (CNE)
CANDU - 656 MW
110 km S Cordoba City
Operation 1984 – LTO 2019



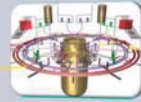
ATUCHA I NPP (CNA I)
PHWR - 362 MW
100 km N Buenos Aires City
Operation 1974 - LTO since 2018



ATUCHA II NPP (CNA II)
PHWR - 745 MW
Same location as Atucha I
Operation 2016



Summary of basic information on the national programme (3/7)



1 SMR Under Construction

CAREM 25

Integr. PWR - 32 MW
100 km N Buenos Aires City
Under construction



Summary of basic information on the national programme (4/7)

Fourth Nuclear Power Plant Project

- The Fourth Nuclear Power Plant Project will be a HPR-1000 PWR unit (or Hualong I) designed by China National Nuclear Corporation (CNNC).
- In November 2018, a Memorandum of Understanding was signed between ARN and NA-SA defining the licensing basis.
- The contract between NA-SA and CNNC was signed in February 2022 although some items are still under discussion (deadline by end of 2023).



Summary of basic information on the national programme (5/7)

- Fuqing unit 5 in China (in commercial operation since January 2021) is taken as a reference plant. The project will include design changes according to relevant updates of Argentine and IAEA Safety Standards.
- NA-SA will be the Responsible Entity, holding the Design Authority and the plant operator roles.



Summary of basic information on the national programme (6/7)

Embalse Life Extension

The plant life was extended for another 25 years of full power operation and the electric power was increased by about 35 MW. During the refurbishment outage, different design changes were introduced to improve safety, including post Fukushima requirements for severe accidents.

The refurbishment shutdown started in December, 2015 and the start-up began in January 2019, reaching full power for the realization of commissioning tests in April 2019.

Operating License was issued in August 2019.



Summary of basic information on the national programme (7/7)

Long Term Operation of Atucha I

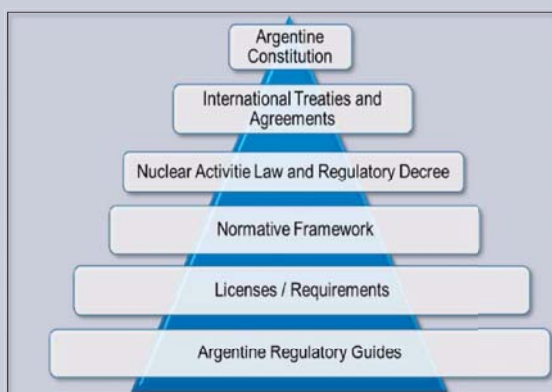
Currently, NA-SA is working in the second phase of this project, i.e. the analysis and justification of the activities and modifications in order to update the licensing basis by increasing (as far as practicable) the Plant safety level.

In 2018 the stage A of Long Term Operation started.

In July 2022 a License Basis Document was signed between ARN and NA-SA. It includes the tasks of phase B.



Changes in the national programme since the last Review Meeting (1/2)



Revisions to the Regulatory Framework.

- **AR 10.1.1 Rev. 4:** "Basic Standard of Radiological Safety"
- **AR 10.6.1 Rev. 0:** "Management system for safety in facilities and practices".
- **Guides.**
- **AR 6 Rev. 1:** "Generic levels of exemption"
- **AR 8 Rev. 1:** "Generic Exemption Levels".
- **AR 1 Rev. 2:** "Dosimetric factors for external exposure and internal exposure, guide levels of radionuclides in food and water, and recommendations for the control of exposure to radon gas".



Changes in the national programme since the last Review Meeting (2/2)



Issued and renewed Licenses:

- Resolution ARN No.157/2018 issued an addendum to the Operating License authorizing the Phase A of the Long Term Operation of Atucha I.
- Resolution ARN No. 333/2019 by which ARN granted NA-SA the Operating License for Embalse so this NPP has returned to service for another 30 years of operation following completion of upgrade work.
- RESOL-2021-162-APN-D#ARN Extensión de la vigencia de la Licencia de Operación de la Central Nuclear “PRESIDENTE DR. NÉSTOR CARLOS KIRCHNER” - CENTRAL NUCLEAR ATUCHA UNIDAD II.



Safety improvements for existing Nuclear Power Plants (1/8)

NPP	Safety Improvements
Atucha I	<ul style="list-style-type: none"> • Results from Ageing Management Review. (As part of preparation for Safe LTO) • Construction of Dry Storage for spent fuel. • Installation of temporary Emergency Control Room .
Atucha II	<ul style="list-style-type: none"> • Improvement of Ageing Management. • Review and improvement of emergency procedures. • Alternative water sources . • New design of the Upper Guide of Neutron Flux Probes .



Safety improvements for existing Nuclear Power Plants (2/8)

NPP	Safety Improvements
Embalse	<ul style="list-style-type: none">· Reactor re-tubing.· Steam Generators (SG) replacement.· Trip coverage's improvement of the Reactor's Shutdown Systems.· Emergency Core Cooling System (ECCS) reliability improvement.· Improvement of seismic capacity of Emergency Power Supply and Emergency Water Supply systems.· Replacement of the Moderator Heat Exchanger's new design.



Safety improvements for existing Nuclear Power Plants (3/8)

Atucha I - Construction of Dry Storage for Spent Fuel

- New building integrated into the existing building of the spent fuel pool building.
- No need of dedicated systems: The facility uses the systems and services that are already in operation in the spent fuel bay building.
- House capacity of 2,754 spent fuel elements.
- Wet or dry storage.
- Additional use to store irradiated reactor internal components or other elements.

[VIDEO NA-SA](#)



Safety improvements for existing Nuclear Power Plants (4/8)

Atucha II - New design of the Upper Guide of Neutron Flux Probes.

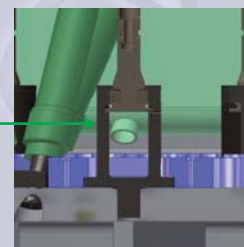
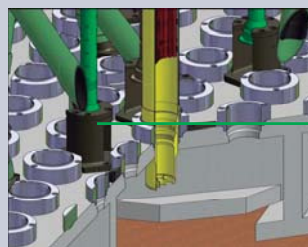
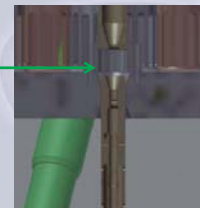
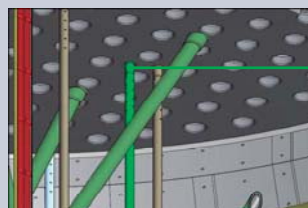
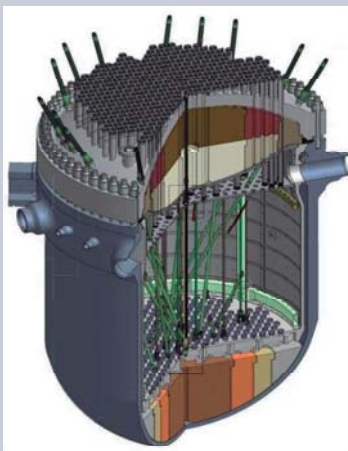
During the moderator tank inspections in the Atucha II Reactor, buckling was observed in the Guide Tubes (GT) of the neutron flux probes.

The upper part of the GT, called upper guide, got stuck during the transition from hot shutdown to cold shutdown.

Stuck was due to clogging between the upper bushing of the GTs and their respective housings in the tank lid of the moderator.



Safety improvements for existing Nuclear Power Plants (5/8)





Safety improvements for existing Nuclear Power Plants (6/8)

Corrective Measure

To address this issue, NA-SA developed a new design for the upper guide reducing the friction force during the traction/compression cycles.

For the new design, the friction force does not cause buckling loads.

NA-SA has already replaced the GT of the neutron flux probes.

Upper guide Modification



Safety improvements for existing Nuclear Power Plants (7/8)

Embalse – Life Extension – Reactor Re-Tubing.

- Removal and replacement of fuel channels, including pressure tubes (PTs), calandria tubes, end-fittings, feeders and other components like calandria tube inserts, improvements in the design of some components addressing the degradation mechanisms and ageing effects as shown through the operating experience.
- For example, design changes for PTs included dimensional changes to accommodate thickness reduction due to creep, increase of resistance against brittle fracture, changes in material specification to improve corrosion resistance.



Safety improvements for existing Nuclear Power Plants (8/8)

Embalse – Life Extension – SGs replacement

- SGs of new design were installed. The basis for the new design were three: plant repowering, seismic re-qualification and the operational experience.
- Design changes from operational experience includes new design and material of the TSPs and the U-Bend supports. The new TSP design is "flap bar" type and the adopted material is stainless steel.

[VIDEO NA-SA](#)



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (1/16)

CHALLENGE 1: *The regulatory authority to prepare and host the IRRS Mission in 2018.*

- ARN attended National Workshop on Methodology tool for SARIS.
- Conducted the self-assessment, completing the Respondent phase.
- Identified regulatory policies issues. From self-assessment identified issues and developed an initial action plan.
- Submitted the Advance Reference Material.





Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (2/16)

- The IRRS mission, originally set to October 2018, was postponed due to programmatic reasons to May 2020 and then, postponed due to the COVID pandemic.
- The IRRS mission took place in August, 2022.

Proposed Status of the Challenge:
CLOSED



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (3/16)

CHALLENGE 2: *The country to prepare and conduct relevant activities related to Atucha I Life Extension with respect to the SALTO mission.*

Argentina has selected for the methodological ordering of the Long Term Operation (LTO) project for Atucha I to follow the approach established in the applicable IAEA safety standards and guides.



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (4/16)

SALTO	Relevant Activities with Respect to SALTO Mission
Area A	<ul style="list-style-type: none">• ARN Selected the approach stated in IAEA SSG-48 and SRS-82 Rev. 1.• ARN required to enlarge the scope SF-2/3/4 from the last Periodic Safety Review in order to consider LTO period.• ARN required to developed a Program for LTO updating the current Licensing Bases of the plant.
Area B	<ul style="list-style-type: none">• The utility updated the methodology for Scope Setting and performed confirmation walkdown activities.• The utility revised the Plant Programs (Maintenance, ISI, Surveillance, etc.) against the 9 attributes for effective ageing management.

25



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (5/16)

SALTO	Relevant Activities with Respect to SALTO Mission
Area C/D/E	<ul style="list-style-type: none">• The utility performed AMR including condition assessment, TLAAs, development of AMR Table for all in scope SSCs.• The utility reviewed / revised existing AMPs and developed new ones that were missed.
Area F	<ul style="list-style-type: none">• The utility issue Human Resources Policy and Strategy to support LTO.• The utility established strategy for Knowledge Management and Knowledge Transfer for LTO.

26



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (6/16)

Atucha I received:

- PRE-SALTO mission in October 2018
- Pre-SALTO Follow-up (FU) mission in November 2021.

The results of FU mission concluded that the plant had progressed in resolving most of the issues: out of 15 issues from Pre-SALTO mission, 2 are resolved and 12 issues were assessed as “satisfactory progress to date”.



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (7/16)

The plant communicated to IAEA, the decision to invite a full scope SALTO mission in first quarter of 2024.

Proposed Status of the Challenge: CLOSED



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (8/16)

CHALLENGE 3: *Resolution of issues with Atucha I and II, in-vessel retention and external cooling arising from FORO stress tests.*

The RPV external side cooling was required by the ARN as a means for retaining the corium in scenarios with extensive core damage.

The strategy and its effectiveness were under analysis between 2012-2019 with increasing level of complexity and detail.



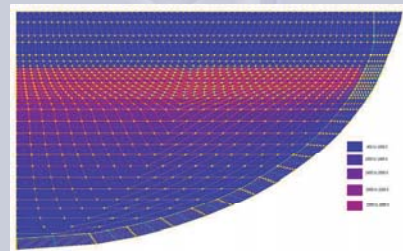
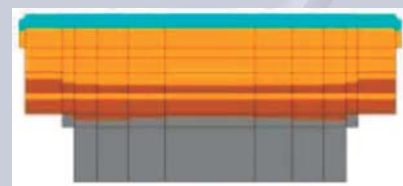
Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (9/16)

2012 – MELCOR Model:

- Showed promising results.
- Need for further analysis was underlined.

2013/2016 – RELAP5/SCDAP Model.

- Modifications needed to the code to assess Atucha type reactor.
- The model was more detailed.
- Results indicated that RPV wall could be cooled.

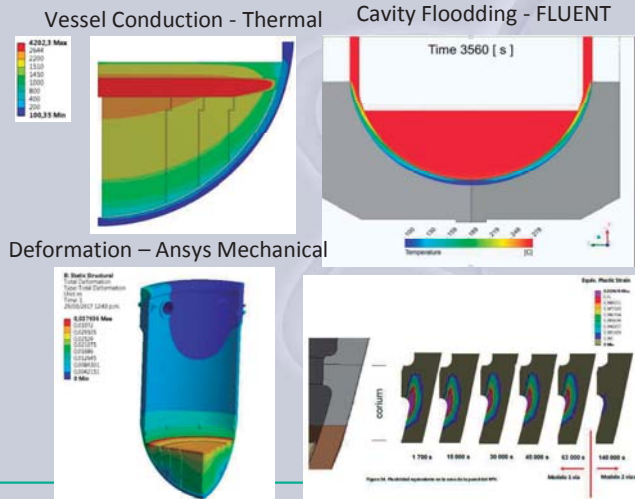




Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (10/16)

2016/2019 ANSYS-CFD Model

- More complex analysis were performed, first for Atucha II.
- The analysis was performed in increasing level of complexity, from thermal only-analysis up to coupled thermal-mechanical calculations, including creep failure and metal ablation considerations.
- Conservative assumptions for decay heat and relocation history to lower plenum.



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (11/16)

2016 – 2019 ANSYS/CFD Model:

- 2D Finite Elements Analysis Structural Model, coupling thermal and mechanical behaviour was performed.
- Results showed that wall thickness is highly reduced. Most damage occurs due to ablation, though there is some damage due to creep and deformation.
- Remaining thickness is such that it cannot be assured that RPV will remain intact in the long term.

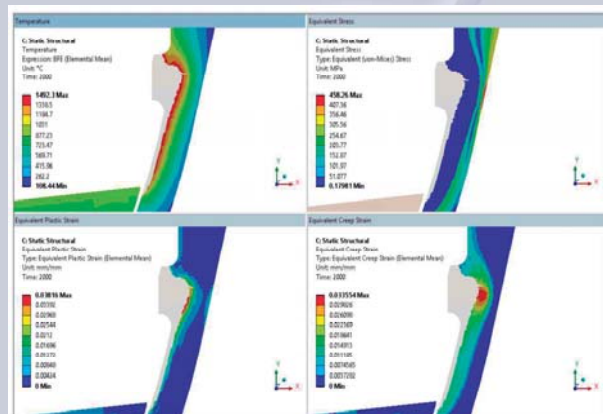


Figura A12. Resultados de temperatura, tensión, deformación plástica y de creep en el tiempo 2000 s.



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (12/16)

It was finally concluded that the success of the External Reactor Vessel Cooling strategy cannot be assured in Atucha reactors.

The reason for this is that, even though the decay heat associated with relocated material in the lower plenum is low, Atucha reactors have a higher heat flux in RPV wall than PWR reactors.

Due to the presence of “filling bodies”, the corium acquires a flat cylindrical shape that favors this phenomenon.

Since both Atucha I and Atucha II share the design, the results were considered valid for both reactors.

Proposed Status of the Challenge: CLOSED



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (13/16)

CHALLENGE 4: *The regulatory authority to conduct licensing activities on CAREM 25 small modular prototype reactor under construction following principle 1 of the VDNS.*

ARN is conducting the CAREM 25 Prototype Reactor licensing process, which is currently under construction stage.

ARN performs its regulatory functions of, review & assessment, inspections and audits, following a proactive approach accompanying the project realization and in accordance to a safety oriented graded approach.



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (14/16)

In accordance to construction status, ARN performs on site inspections of the Containment civil works.

ARN is preparing activities to face the following Licensing Stage: Commissioning.

It is worth mentioning that ARN is actively participating in workshops and other meetings for exchange of experiences, knowledge and lessons learnt about SMR licensing.

Proposed Status of the Challenge: OPEN



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (15/16)

CHALLENGE 5: *External emergency control centre located far from Embalse NPP.*

Different sites around Embalse were analyzed, and Almafuerite City, located 15 km away from the NPP, was selected as the most suitable place to install the External Emergency Control Centre due to access suitability, availability of basic services and natural conditions.



Response to the Challenges and Suggestions of the 7th CNS Review Meeting (16/16)

The Municipal Emergency Control Center was set up in Almafuerite Firefighter's Station.

The Center has been fully equipped.

Proposed Status of the Challenge: CLOSED



Response to international peer review missions results (1/7)

IRRS Mission.

An IRRS Mission took place in August 2022.

It concluded that Argentine regulator has demonstrated:

- A long-standing commitment to enhancing and promoting nuclear safety.
- The Regulatory System for nuclear and radiation safety is comprehensive and robust.
- That has been successfully implementing a comprehensive education and training programme in radiation and nuclear safety for more than 40 years for countries in the region.



Response to international peer review missions results (2/7)

The IRRS team also identified a number of areas of Good Performance that could be shared, including:

- ARN's capability to make its regulatory decisions based on measurements and radiological safety evaluations carried out in its own laboratories.
- The certification awarded by an independent certification organization of the provisions of ARN's action plan to continue effectively discharging its responsibilities and maintain credibility during the COVID-19 pandemic.

(cont)



Response to international peer review missions results (3/7)

- The systematic and innovative way ARN communicated about a new safety regulation to the public and licensees in order to ensure its effective implementation.

Results of the Mission

40 findings were identified, including Recommendations (R), Suggestions (S) and Good Practices (G), covering the 10 assessment areas of the IRRS mission.



Response to international peer review missions results (4/7)

Action Plan resulting from IRRS

As a consequence of the Self-assessment carried out by the ARN and the results of the IRRS mission, an Integrated Action Plan is being developed.

The implementation of the Integrated Action Plan is being analyzed with the purpose of prioritizing the recommendations and suggestions.

Some preliminary results of this prioritization are the following:



Response to international peer review missions results (5/7)

		Implementation Difficulties				
		Very Low	Low	Medium	High	Very High
Impact on Safety	Very High			R5, R8	R3, R10	
	High			R7, R9	R6, S2	
	Medium	R4	R11, R13	R2, S1		
	Low	R12		R17	R1	
	Very Low					



Response to international peer review missions results (6/7)

Recommendation / Suggestion / Action	2023	2024	2025	2026	2027
R3, R4, R5, R8, R10, R12	2023				
R2, R6, R7, R9, R11, R13, S1, S2		2024			
R17			2025		
R1				2026	
					2027



Response to international peer review missions results (7/7)

Peer Review and Follow Up Missions hosted by NA-SA

2019:

WANO Peer Review Follow Up at Atucha I-II.

2021:

WANO Peer Review at Embalse.

WANO Peer Review at Atucha.

IAEA SALTO Follow Up Pre Meeting .

2022:

WANO Corporate Peer Review at NA-SA Headquarters.

IAEA PROSPER Mission at NA-SA Headquarters.

CANDU OWNERS GROUP Excellence through collaboration (Operation Optimization Assistance Team Support).



Vienna Declaration (1/5)

Principle 1

CAREM 25 design features have an enhanced implementation of the Defence in Depth (DiD) concept, and can therefore be considered as an example of how the basic objective in the Vienna Declaration could be implemented in future projects.

Regarding the design requirements for the IV NPP are also in line with the Vienna Declaration.



Vienna Declaration (2/5)

Principle 2

Since 2003, ARN requires a Periodic Safety Review (PSR) as a condition for renewing the operating license, every 10 years.

The scope is defined based on IAEA SSG-25.

ARN and NA-SA already agreed on the general scope and requirements for Atucha II PSR and its expected outcome were documented.

The PSR for Atucha II is under development.



Vienna Declaration (3/5)

Operating Experience Feedback Programs take into account internal and external events, as well as research findings.

The results of the implementation of these programs have to be submitted to the Regulatory Body, who evaluates them and controls that every necessary corrective or preventive actions are undertaken or planned.

The LTO for Atucha I is also an example of application of this principle.



Vienna Declaration (4/5)

Principle 3

ARN is in an on-going process of harmonization between the Argentine Regulatory Standards and the IAEA Safety Standards.

Nevertheless, Argentine Regulatory Standards are already consistent with IAEA standards in general terms, taking into account that ARN has adopted a performance or goal oriented approach.

Argentina participates actively in the IAEA standards committee's activities with the aim to strengthen the nuclear safety.



Vienna Declaration (5/5)

Argentina is participating in the **Nuclear Harmonization and Standardization Initiative (NHSI)** promoted by IAEA. The initiative aims to facilitate the safe deployment of advanced nuclear reactors, with a particular focus on SMRs (Small Modular Reactors).

The initiative comprises two complementary workflows in parallel: one for regulators and one for industrial companies, developers and operators, in order to cover all possible approaches and streamline the implementation process.



Fukushima Follow up since the 7th CNS Review Meeting (1/7)

- Argentina made (and continue doing) great effort to strengthen nuclear safety, achieving the objectives of the **IAEA Action Plan**, the **Convention on Nuclear Safety (CNS)** and the **Vienna Declaration**, as well as to maximize the benefit of the lessons learned from the Fukushima-Daiichi accident.
- Member states having NPPs of the Ibero-American Forum of Radiological and Nuclear Regulatory Agencies (**FORO**), decided to conduct a **Stress Test** in each one of their NPPs similar to the one implemented by the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), with the objective to detect weaknesses in facing more extreme events and to propose the corresponding safety improvements.



Fukushima Follow up since the 7th CNS Review Meeting (2/7)

- The results of the Stress Test were formalized by the Regulatory Body in 96 regulatory requirements
- The regulatory requirements were issued for the implementation of safety improvements that resulted from the Stress Test.



Fukushima Follow up since the 7th CNS Review Meeting (3/7)

List of Safety Improvements

Implementation of Emergency Mitigating Equipment

Portable water pumps/generators/ lighting (all NPP)

Improvement to systems

Shutdown systems coverage (Embalse)

ECCS reliability (Embalse)

Fire Protection System (Atucha-I; Embalse)

External power supply switch yard protections (all)

Replacement of EPS generators (Embalse)

Replacement/addition of EWS pumps (Atucha-I; Embalse)

Replacement of Class III DGs (Embalse)

Alternative cooling mode of Diesel Generators (Atucha-II)



Fukushima Follow up since the 7th CNS Review Meeting (4/7)

List of Safety Improvements (cont.)

Enhancement of battery supply after SBO (all)
New seismic instrumentation (Atucha-I / Atucha-II)
New Emergency Power Supply System (Atucha-I)
Electrical Inter-connection between normal bars (Atucha-I / II)
Alternative water reservoir to SGs water supply (Atucha-I / II)
Increase Diesel Generators autonomy
Additional pump to the Secured Water Cooling System (Atucha-I)
RPV external side cooling (Atucha-I; Atucha-II)
System connection and piping to add makeup water to (Embalse):
Moderator system
Shield tank (or calandria vault)

53



Fukushima Follow up since the 7th CNS Review Meeting (5/7)

List of Safety Improvements (cont.)

Provisions of relief capacity to calandria vault (Embalse)
I&C improvements to provide information for Severe Accident Management (all)
Severe Accident Management Guidelines (all)
Installation of Containment Filtered Venting System (all)
Installation of Passive Autocatalytic Recombiners (all)
Installation of instrumentation to measure hydrogen level (all)
Enhancing Emergency Response (all):
Emergency centres, equipment and response organization

54



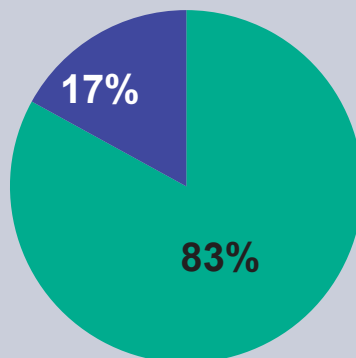
Fukushima Follow up since the 7th CNS Review Meeting (6/7)

List of Safety Improvements (cont.)

- Improvements of emergency control internal center regarding seismic aspects (Embalse)
- System connection and piping to add makeup water to Spent Fuel Pool (SFP) (all)
- Addition of an alternative water source to the SFP (all)
- Update the instrumentation to measure SFP water level and temperatures (all)



Fukushima Follow up since the 7th CNS Review Meeting (7/7)



- Requirements already addressed.
- Requirements under implementation or in study.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (1/13)

Measures taken to address ageing management

In Argentina, one of the mandatory documentation for granting a License is the Ageing Management Manual (Plant Level Ageing Management Program, as per IAEA SSG-48).

This Manual lists (among other items) the policy, objectives, organizational arrangements and the set of Ageing Management Programs that are needed for managing physical ageing of all in-scope SSCs throughout the entire lifetime of the NPP.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (2/13)

The management of non- physical ageing (obsolescence) is done separately, and is described in the Obsolescence Manual and the Proactive Obsolescence Management Program, as well.

The effectiveness of ageing management is periodically reviewed with the purpose to maintain, not only plant safety, but also to ensure feedback and continuous improvement of the activities.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (3/13)

Typically, this is done as part of the Periodic Safety Review process by which it is required every ten years to review all the activities performed for the plant Safety Factors related to ageing, like:

- SF 2 - “Actual Condition of SSCs important to Safety”
- SF 3 – “Equipment Qualification”
- SF 4 - “Ageing”



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (4/13)

In the case of Embalse and Atucha I, the preparation phase for a safe long term operation was used as an opportunity to comprehensively review and improve the activities related to ageing management.

Also, it was decided to transfer the lessons learned from Atucha I review to Atucha II and unify the ageing management activities for both units.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (5/13)

As requested by ARN, the review and improvement of ageing management activities were done (and continue to be done) following the guidelines stated in:

- IAEA SSG-48 – “Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants”
- IAEA SRS-82 – “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned”

For the Scope Setting, Ageing Management Review (AMR), Time Limited Ageing Analyses (TLAAs) and, the revision of existing Ageing Management Programs and development of new ones.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (6/13)

For the review and improvement of ageing management, special attention was paid to identifying the effects of ageing and degradation mechanisms on the basis of “Understanding Ageing”.

Besides that, ARN has requested the following items:

- To develop a comprehensive AMR database (review table) containing relevant results of the condition assessment reports, technical data of the evaluated structures and components and the linkage with other plant databases of relevance for AMR.

(Cont)



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (7/13)

- To review consistency of the existing AMPs with the nine attributes of an effective ageing management programme.
- To verify the completeness of the current set of AMPs by checking the latest table of International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL – AMPs).



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (8/13)

As an example, the case of Atucha I can be mentioned:

A comprehensive ageing management review was done encompassing a total of 83 condition assessment reports corresponding to 60 systems (SC1, SC2 and some SC3 systems).

From these 83 reports, 576 recommendations were identified.

Most of the recommendations were improvements in plant programs like maintenance, in-service-inspection and water chemistry and some others were related to replacement or refurbishment of components.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (9/13)

In addition, the lack of some AMPs was identified.

Examples of missed AMPs are the following:

- An AMP based on AMP110 “PWR Boric Acid Corrosion” in order to address problems related to re-crystallization of boric acid.
- An AMP based on AMP125 “Buried and Underground Piping and Tanks”.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (10/13)

In the case of Embalse, the review of ageing management has been focused in ensuring the implementation of a systematic approach to managing the effects of ageing.

In this sense, all the activities that were performed for the life extension project (this is 114 condition assessment reports, 22 life assessment reports, development of AMPs, etc.) are being revised and integrated into the “Plan – Do – Check – Act” cycle.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (11/13)

In Argentina, it is required to manage non-physical ageing (like technological obsolescence of SSCs) with a stand-alone Manual and Programme and to use it in a way that proactively identifies obsolete equipment, prioritizes obsolescence issues and enables proactive development of replacement solutions.

Atucha I, Atucha II and Embalse, have recently updated the Obsolescence Program using as a main reference the document IGALL, TOP401 “Technological Obsolescence Program” – IAEA.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (12/13)

Finally, it is worth mentioning that Argentina has the benefits of being an active member of IAEA regional technical cooperation projects in the field of ageing management.

In particular, Argentina receives the international support from the following regional Latin America and the Caribbean projects:



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Ageing Management (13/13)

- RLA 9083 “Enhancing Nuclear Power Plant Life Management and Safety Culture Practices”
- RLA 9089 “Supporting Nuclear Power Plant Ageing Management for Safe Long Term Operation and Safety Culture Practices”
- ARG 2016 dedicated to enhance CNEA capability in the field of environmental qualification of equipment.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (1/11)

Safety Culture

ARN and the Licensee are continuously involved in fostering a strong Safety Culture (SC):

- By promoting SC from top managers to all the staff. Promotion is based on diffusion, training and re-training, providing all personnel with the benefits of applying the SC key aspects to all activities carried out at the plants.
- By fostering a questioning attitude, a rigorous approach in regulatory actions, and transparency in information access to the stakeholders.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (2/11)

ARN defined the attributes of the Safety Culture in the standard AR10.6.1 "Management system for safety in facilities and practices".

In addition, NA-SA follows WANO 2013-1 Principle "Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture".



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (3/11)

Licensee's Safety Culture

NA-SA has developed a Programme of Consolidation of Safety Culture (PRACS) to enhance the concept of SC as main value of personnel.

The goal of PRACS is to create a bridge between the concepts of Nuclear Safety Culture and actual performance in the plant by:

- Sharing information and knowledge to improve and unify processes.
- Working in teams including leaders and highly experienced personnel.
- Including safety issues in accordance to the traits and attributes defined in guidelines and technical documents at an international level.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (4/11)

One of the tools to assess and improve SC is Safety Culture Monitoring Report.

- The SC monitoring report is prepared every six months.
- It has a "soft part" based on surveys
- And a "hard part" called Safety Culture Matrix, that comprise different inputs depending on the evaluated period, such as:
 - Internal events
 - Overdue corrective actions
 - Out of range indicators
 - Trends of managers-in-the-field programme
 - External evaluation and independent oversight reports

73



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (5/11)

The final report describes the features that require greater attention, as well as those features that are found to be strengths.

This report is presented at the inter-PRACS Forum, once a year.

74



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (6/11)

Within NA-SA, SC is also evaluated by Self-assessments according to the methodology set in IAEA SRS-83 "Performing Safety Culture Self-assessments".

In 2022 the SC Self-assessment was performed using different techniques interactive and non interactive to collect cultural insights. Descriptive and normative approaches were used to analyze the collected data.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (7/11)

The assessment team was staffed by 15 collaborators.
Activities performed in the Self-assessment:

	ACTIVITIES
INTERVIEWS	79
FOCUS GROUPS	10
FIELD OBSERVATIONS	30
SURVEY	643

As a result, areas for improvement were identified.
Definition of corrective actions to address the findings are in progress.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (8/11)

Evaluation of Licensee's SC by the Regulator

- SC is included in the training program for renewal of Personnel Specific Authorizations (AR 0.11.3).
- Evaluation of trends in Operating Experience event reports, safety performance indicators, corrective action effectiveness and measures implemented to prevent safety problems and to detect organizational weaknesses and inadequacies.
- Evaluation of SC attitudes during ARN inspections. (cont.)



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (9/11)

- Rationale for decision making, for example by the use of PSA.
- Improvement in the relationship between ARN and NA-SA using simple approaches such as:
 - Polite and professional attitude in verbal communications.
 - Honest dialogue particularly focused on accomplishing safety objectives reached by on-the-job coaching of personnel.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (10/11)

Oversight of the Licensee's Safety Culture is defined as one attribute in the ARN Annual Inspection Plan. Insights of the SC could be revealed during inspection activities such as:

- Verification of management's commitment to fostering a strong safety culture (resources, management system, training, communication, etc.)
- Verification of compliance with operating limits and conditions.
- Interviews with staff.
- Observation and verification of compliance with procedures (operation, tests, maintenance, etc).
- Supervision of tasks and housekeeping in radiologically controlled areas.



Themes of Topical Sessions for the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting: Safety Culture (11/11)

Regulatory body's Safety Culture

As a part of the self-assessment activities in preparation for IRRS mission, ARN identified an area for improvement related to Safety Culture.

Self-reflection and self-assessment activities will be included in the action plan.



Current and future Challenges (1/3)

- **Challenge 1:** The Regulatory Authority to conduct licensing activities on CAREM 25 under construction following principle 1 of VDNS (current).
- **Challenge 2:** Activities to design and commissioning of Atucha-II Dry Spent Fuel Storage Facility.
- **Challenge 3:** Regulatory Body to conduct the action plan that resulted from the IRRS mission.
- **Challenge 4:** Assess alternative means to delay containment by-pass (considering corium barriers as an alternative).

81



Current and future Challenges (2/3)

Atucha I – Means to delay Containment bypass

During the last years, NA-SA has been assessing possible stabilization of molten material inside sump, to avoid or delay Containment breach due to bypass through safety injection pumps suction lines.

The objective is to delay Containment bypass and therefore minimize the probability of a Large Early Release. This is in line with WENRA requirements.

The project is in the basic engineering phase.

82



Current and future Challenges (3/3)

Atucha II – Means to delay Containment bypass

The same principle of possible stabilization of molten material inside the sump applied for Atucha I is being studied for Atucha II.

Atucha I and Atucha II reactor cavity and sump design are not equal, and therefore each Plant requires a specific assessment.

The project in Atucha II is in the conceptual design stage.



Good Practices and Areas of Good Performance (1/4)

Good Performance 1:

The promotion of the new standard AR 10.6.1 rev. 0 "Management system for safety in facilities and practices" to the intended users and the public made in a systematic and innovative way, supporting the effective understanding and implementation by the licensees.

The standard was issued in January 2020 and came into force in April 2021. In the meantime, ARN organised nine information meetings for interested parties aimed at promoting and facilitating the introduction of this standard.



Good Practices and Areas of Good Performance (2/4)

These meetings were recorded and made available to potential users via email and internet. In addition, a video presentation was produced that is available on the website of ARN and on its YouTube Channel:



<https://www.youtube.com/watch?v=2HMsjj6MOIM>



Introducing the concept of an integrated management system and highlighting the main contents to the interested public.

85



Good Practices and Areas of Good Performance (3/4)

Good Performance 2:

The creation of a peer oversight system called “Latin American Independent Nuclear Oversight (Lat-iNOS)” between NA-SA, Federal Electricity Commission (CFE) of Mexico, and the Brazilian Electricity Company Eletronuclear.

This project is sponsored by IAEA RLA9089.



86



Good Practices and Areas of Good Performance (4/4)

The purpose of Lat-iNOS is to conduct Latin America regional independent oversight in NPPs and corporate support areas, focused on safety, reliability and emergency preparedness, contributing to continuous improvement of safety.

The three parties signed a Memorandum of Understanding and Cooperation to materialize the lines of action oriented to increase relations, improving plant operation in a reciprocal manner and continuing with the independent evaluations established in the 2021-2030 Strategic Plan of NA-SA.



Responses to Questions and Comments Raised from Peer Review of National Report (1/7)

Article	N° Qs	CP	Important Topics
General	14	Australia Austria France Hungary India Sweden	<ul style="list-style-type: none"> Licensing of CAREM Methodology for assessment of overall plant risk based on Integrated Implementation Plan
6	6	Austria France Pakistan Spain	<ul style="list-style-type: none"> Safety improvements in the frame of Embalse Life Extension Construction of Dry Storage for spent fuel



Responses to Questions and Comments Raised from Peer Review of National Report (2/7)

Article	N° Qs	CP	Important Topics
7	7	Austria France India Italy South-Africa	<ul style="list-style-type: none"> Actual state of the process of reviewing national normative framework
8	5	Austria France Italy Slovakia	<ul style="list-style-type: none"> Relationship between TSOs and ARN Independence of the regulatory authority

89



Responses to Questions and Comments Raised from Peer Review of National Report (3/7)

Article	N° Qs	CP	Important Topics
9	3	Slovakia South-Africa	<ul style="list-style-type: none"> Provisions/rules/procedures of the Licensee's responsibility for the activity of the contractors with impact on nuclear safety
10	1	Austria	<ul style="list-style-type: none"> Flow of documents associated with PRACS

90



Responses to Questions and Comments Raised from Peer Review of National Report (4/7)

Article	N° Qs	CP	Important Topics
12	6	Bulgaria China France Italy	<ul style="list-style-type: none">· Human errors related events· Embalse human performance simulator
13	1	South-Africa	<ul style="list-style-type: none">· ISO certification



Responses to Questions and Comments Raised from Peer Review of National Report (5/7)

Article	N° Qs	CP	Important Topics
14	8	Austria Brazil France India	<ul style="list-style-type: none">· Implementation of next PSR· Safety assessment of old NPPs
15	8	Austria France Italy South-Africa	<ul style="list-style-type: none">· Improvements to reduce the release of tritium from operating NPPs· Differences between the authorized values and the guidelines levels



Responses to Questions and Comments Raised from Peer Review of National Report (6/7)

Article	N° Qs	CP	Important Topics
16	6	France Italy	<ul style="list-style-type: none">· Evacuation plan for the UPZ· NPP emergency plan / National Plan
17	2	France South-Africa	<ul style="list-style-type: none">· Risk of the break of Embalse Rio Tercero dam and the consequences of this break to Embalse NPP



Responses to Questions and Comments Raised from Peer Review of National Report (7/7)

Article	N° Qs	CP	Important Topics
18	6	Austria China France Hungary India USA	<ul style="list-style-type: none">· CAREM's modifications and the impact on safety· Passive components control for spent fuel storage pool system
19	4	France Hungary Spain	<ul style="list-style-type: none">· Operating Manuals for Atucha I and II. Differences



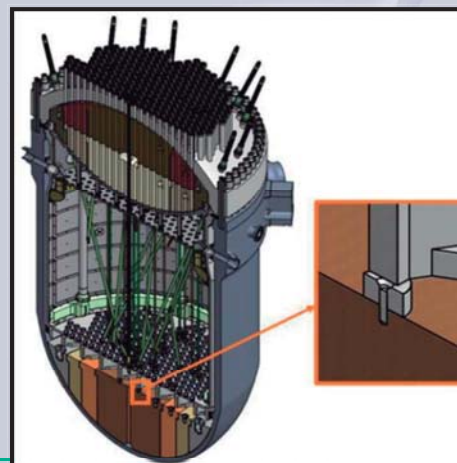
Updates to National Report to the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting (1/3)

- **IRRS mission.** Took place from 22 August to 2 September, 2022.
- **Atucha II Event:** Loosen Separator located in the RPV lower plenum.



Updates to National Report to the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting (2/3)

Description: After Atucha II restarted following a planned outage, it was identified that the empty fuel channel AD 13 had less flow than the design flow rate. This was identified by the “Early Alert” monitoring system when introducing a fuel element. Due to this, it was decided that the channel to remain empty. Visual inspections were performed, to determine the reasons for the blockage.





Updates to National Report to the Joint 8th and 9th CNS Review Meeting (3/3)

As per the result of the inspections, it was found that the blockage was due to an object corresponding to a separator that is located between the bottom part of the moderator tank and the reactor filling bodies.

According to the design, there are 4 separators installed in the central part of the filling bodies. The other 3 remain in their original position by design.

Corrective actions to address this event are currently under study.



Response to COVID-19 Situation (1/5)

In the context of the COVID-19 pandemic, the National Government implemented different measures to deal with the emergency and ordered the “Social, Preventive and Mandatory Isolation (ASPO)” since 20 March, 2020.

In November 2020, more relaxed rules were established for some areas named “Preventive and Mandatory Social Distancing (DISPO)”.





Response to COVID-19 Situation (2/5)

Measures taken by ARN

- ARN adjusted its activities by defining alternative forms of work allowing to continue fulfilling its functions and mission.
- For example, several strategic processes (Authorization, Inspection, Review & Assessment, Enforcement, Emergency Preparedness and Response, and Communication to interested parties) were amended with the purpose to reduce the impact of the pandemic on their development.



Response to COVID-19 Situation (3/5)

- To sustain regulatory control, some of these inspections were carried out in person and others in remote form, with interviews and monitoring by video camera.



Response to COVID-19 Situation (4/5)

Measures taken by NA-SA

- An ad-hoc Committee was created to address the situation and define the actions to follow in order to maintain the safe operation of the stations.
- A specific Hygiene and Safety Protocol was developed for all the activities, including contractors and suppliers activities.
- General measures were implemented to prevent, and eventually identify and follow all the COVID-19 positive cases. Specific protocols were delivered to take care of physical and psychological health of the nuclear workers considered essential. The protocols were progressively updated according to the changes in the situation.

101



Response to COVID-19 Situation (5/5)

- Plant operations and activities at the nuclear power plants were carried out in accordance with the established protocols. For instance: there was a scheme of minimum guards for 14 days each one; operation personnel was transported in exclusive vehicles provided by the company, etc.
- In the case of scheduled and unscheduled shutdowns, a guide of complementary recommendations was developed

102



Conclusions (1/2)

Argentina assumes the commitment to strengthen nuclear safety within the framework of the Convention on Nuclear Safety and the Vienna Declaration.

Regulatory standards are being reviewed and developed to continue harmonization with IAEA safety standards.

Fukushima lessons learned and application of Stress Tests helped to increase safety level.

In the framework of IAEA, Argentina will continue to participate in the development of Safety Standards including SMR topics.



Conclusions (2/2)

As part of continuous safety improvements, Argentina has addressed current challenges and proactively identified new ones.

Argentina fulfilled the obligations of the Convention:

- Submitted a National Report
- Reviewed reports from other countries and posted questions
- Answered questions from other countries
- Delivered the National Presentation in this meeting



Thank you for your attention

ARGENTINA

ARN - NA-SA - CNEA



<https://www.argentina.gob.ar/arn>

<https://www.argentina.gob.ar/cnea>

<https://na-sa.com.ar/en>

Decommissioning of a Uranium Dioxide Production Facility in Argentina

López Canton, F.

DECOMMISSIONING OF A URANIUM DIOXIDE PRODUCTION FACILITY IN ARGENTINA

López Canton, F.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Email: fcanton@arn.gob.ar

Abstract

Argentina has a nuclear fuel cycle facility that performs the purification of uranium concentrate and its conversion to UO_2 and then transfers the product to other facilities for further processing. This plant is planning to end its operations in the medium-term because of the current construction of a new facility at another site. Hence, it will have to implement the corresponding decommissioning of the former facility. The Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN), as an independent regulatory body, must oversee the decommissioning process and ensure that it is carried out under acceptable radiological safety conditions. ARN began the planning and preparation of the activities for the control of the decommissioning process and evaluated the necessary changes associated with the transition of the plant from operation to decommissioning. The paper focuses on some of the aspects that should be taken into account, such as the technical documentation to be requested to the operator, the specific personnel training requirements, the human resources management plan, the granting of the corresponding authorization, the possible adaptation of the current personnel licensing scheme, the re-evaluation of the frequency and scope of inspections to be carried out, the training of inspectors on decommissioning issues, among others.

1. NUCLEAR FUEL CYCLE IN ARGENTINA

Argentina has currently three nuclear power plants in operation: Atucha I (362 MW), Atucha II (745 MW) and Embalse (656 MW). The three reactors are of the pressurized heavy-water reactor (PHWR) type. Atucha II and Embalse use natural uranium (0.71% of ^{235}U) as fuel. In contrast, Atucha I uses slightly enriched uranium (0.85% of ^{235}U) as nuclear fuel [1].

The consumption for the three reactors at full power is approximately 250 tonnes of uranium per year. Of these 250 tonnes, 220 are natural uranium and 30 are enriched uranium [1].

The current nuclear fuel cycle in Argentina starts with the import of uranium concentrate from abroad. Then, it is transported to a uranium conversion plant where it is purified and converted to uranium dioxide. Next, the product is transferred to another facility where the manufacturing of the fuel elements is carried out. Then, they are transported to the different power reactors for power generation. Fig. 1 shows the nuclear fuel cycle in Argentina.

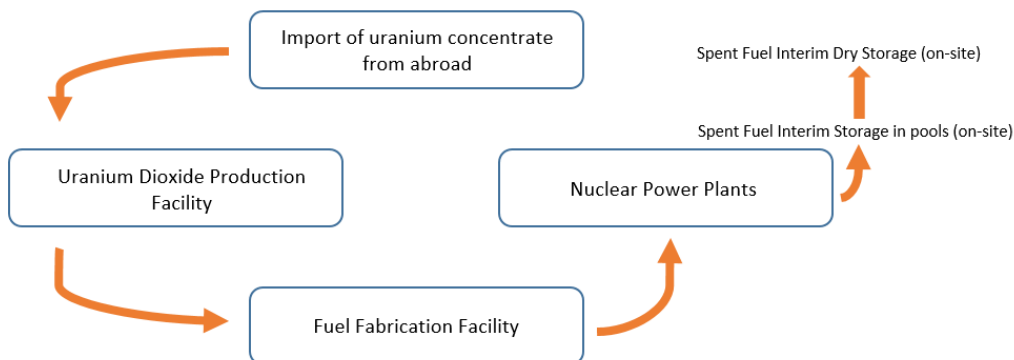


FIG. 1. Nuclear fuel cycle in Argentina (own work).

To manufacture the nuclear fuel for Atucha I nuclear power plant, 3-4% enriched uranium is imported and mixed with natural uranium to lower the enrichment to the desired level [1]. Since there is no enrichment step in the national nuclear fuel cycle, the conversion only proceeds to UO_2 and not to UF_6 .

2. LEGAL AND REGULATORY FRAMEWORK

In 1997, the National Law on Nuclear Activity (No. 24804) was enacted, creating the Nuclear Regulatory Authority (ARN) as an independent regulatory body, out of the already existing National Atomic Energy Commission (CNEA). This law establishes the functions of both ARN and CNEA, which kept the function of promoting the training of highly specialized human resources and the development of science and technology in nuclear matters, including the realization development programs and promotion of technological innovation projects.

In 1998, the National Law on Radioactive Waste Management (No. 25018) was enacted, establishing that it is CNEA, through its National Program on Radioactive Waste Management, who will be responsible for managing the radioactive waste from both state-owned and private nuclear activity, including those generated during the decommissioning of facilities, and those derived from uranium mining and milling facilities.

ARN, as the independent regulatory body, has the power to develop its own regulatory standards and guides. The Basic Standard on Radiation Safety establishes a classification of nuclear and radioactive facilities into Class I, Class II and Class III facilities, following a graded approach based on their radiological risks [2].

Class I facilities have a multi-stage licensing process (Construction, Commissioning, Operation, and Decommissioning), while Class II facilities only have an Operation License. For nuclear power plants, the Operating Licenses are valid for 10 years, while for the rest of the facilities they are valid for 5 years. These licenses contemplate the four fundamental aspects, when applicable: radiological safety, nuclear safety, safeguards and security.

When a facility requests authorization to do special activities that are not included in the scope of the Operation License, ARN may grant a Non-Routine Practice Authorization. These authorizations can have a variable validity (but typically 1 year of validity) and cover specific activities and processes performed by the operator.

Regarding the authorization of personnel, Class I facilities require a two-stage licensing. First, ARN grants an Individual License, and after an appropriate training period, ARN grants a Specific Authorization, intended to cover a specific position in the facility's operating organization scheme. Individual Licenses do not have an expiration date, while Specific Authorizations have a validity of 2 years. On the other hand, personnel of Class II and Class III facilities require only a one-stage licensing. In this case, ARN grants an Individual Permit, which has a validity of 5 years.

In the case of the nuclear fuel cycle facilities mentioned before, they are controlled by ARN through the Department of Control of Radioactive Class I Facilities and Nuclear Fuel Cycle Facilities.

3. DECOMMISSIONING

Decommissioning actions include the decontamination, dismantling and removal of structures, systems and components, including management of the resulting radioactive waste and radiation protection of workers carrying out the decommissioning, as well as the conduct of characterization surveys to support the decommissioning [3].

The operator shall select a decommissioning strategy that will form the basis for the planning for decommissioning. Two possible strategies are applicable: immediate dismantling and deferred dismantling. The operator should discuss with the regulatory body and should reach agreement on the timing of decommissioning and the proposed decommissioning actions. Early cooperation between the regulatory body and the operator improves the planning and implementation of decommissioning [3].

A strong safety culture is an important part of a decommissioning project, since actions are being performed that might not be routine and specialized personnel might be used to perform some of these actions [3].

In Argentina, Law No. 24804 establishes that CNEA shall determine the decommissioning strategy for nuclear power plants and any other relevant facility (Class I facilities).

Argentina has little experience regarding the decommissioning of facilities. For instance, it can be mentioned the decommissioning of the RA-8 small research reactor, operated by CNEA and located in the southern Province of Río Negro. This reactor stopped its operation in the 1990s [4]. CNEA submitted to the regulatory body a Final Decommissioning Plan.

Recently, in 2021 a Decommissioning License was granted to a research linear accelerator (Class I facility). This Decommissioning license has a validity of 5 years from the date of issuance or until release from regulatory control subject to compliance with the Final Decommissioning Plan, whichever occurs first.

4. URANIUM DIOXIDE PRODUCTION FACILITY

This facility is located in the city of Córdoba, Argentina's second largest city, capital of Córdoba Province in the central part of the country. It began its operation in 1982 and was operated by CNEA until 1997, when operation was transferred to a state-owned company.

It receives the imported uranium concentrate and processes it to obtain UO_2 of nuclear purity. It operates with natural uranium and eventually with scrap campaigns of slightly enriched uranium (^{235}U at 0.85%) coming from the fuel elements fabrication plant. The nominal capacity of the plant is 120 tonnes of UO_2 per year.

The facility consists of six main sectors, shown in Fig. 2.

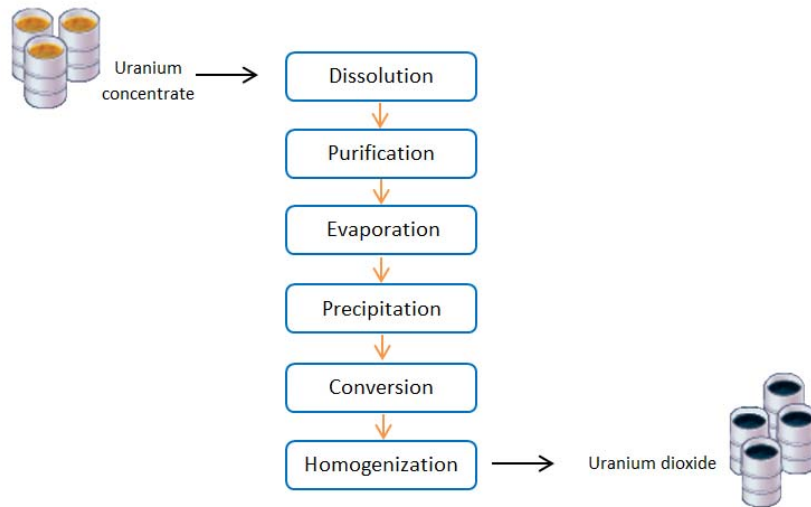


FIG. 2. Main sectors of the uranium dioxide production facility (own work).

The processes that take place in each step are the following:

- Dissolution: the uranium concentrate is dissolved in nitric acid and hydrogen peroxide. Once the reaction matures, an aqueous solution of low purity uranyl nitrate is obtained.
- Purification: the obtained solution is purified through the filtration, extraction and re-extraction processes and becomes a uranyl nitrate solution of high chemical purity.
- Evaporation: by evaporating the initial volume, a concentrated solution of high purity uranyl nitrate is obtained.
- Precipitation: the reaction of concentrated uranyl nitrate is produced by using ammonia, carbon dioxide and water, thus obtaining a precipitate ammonium uranyl tricarbonate (AUC). This precipitate is filtered, washed and transported to the next stage.
- Conversion: pneumatically transported AUC is converted to UO_2 in a fluidized bed furnace.
- Homogenization: a homogenizer is used to mix the different loads of uranium dioxide produced in the furnace to form a batch of uranium dioxide.

The plant does not have criticality risks, since it operates with uranium with an enrichment of less than 1% in ^{235}U . The main radiological risk is due to intake, particularly through the inhalation route, although there is also a risk of direct exposure, mainly by gamma and beta radiation. In addition, the plant has other non-radiological risks, such as the use of reagents such as hydrogen gas (H_2), nitric acid (HNO_3), ammonia (NH_3) and methanol (CH_3OH).

The facility is classified by ARN as a Class II facility, since it is a nuclear facility with no criticality potential. However, applying a graded approach based on the size of the facility and the associated radiological risks, it has some characteristics of a Class I facility, and is therefore considered a “special” Class II facility.

Regarding personnel, the facility currently has two licensable positions: one for Production and one for Radiation Protection Officer. In both cases, the workers who have these positions must obtain an Individual License [5].

5. DECOMMISSIONING OF THE URANIUM DIOXIDE PRODUCTION FACILITY

As the facility began operation in 1982, when the original technical documentation was submitted, the plant did not have a Preliminary Decommissioning Plan or an environmental baseline. Subsequently, ARN requested a Preliminary Decommissioning Plan to the operator.

The operator is currently building a new, more modern plant in another province, in the northern part of the country, so the UO₂ production plant in Córdoba would eventually be decommissioned. The cease of operations is expected to happen in the mid-term.

The operator will be responsible for the decommissioning of the plant. The decommissioning strategy is not yet confirmed, but it is expected to be immediate.

To carry out the decommissioning, the operator may have to adapt some of its current facilities. For example, construction of new buildings may be necessary for storage of the radioactive waste that will be generated in the decommissioning process.

The operator, as the generator of the radioactive waste, is responsible for the management of all the radioactive waste generated during the decommissioning process, including the characterization, segregation, temporary storage and treatment [6]. CNEA is responsible for the final disposal of the radioactive waste. At the request of the generator, CNEA may carry out the predisposal stages of the radioactive waste management.

In order to apply the clearance of materials, the operator should meet the criteria established by ARN, according to Guide 08 of Generic Clearance Levels [7].

The management of the radioactive waste generated during the operational stage of the facility includes actions that are subject to the operational license. Thus, these actions should not be considered part of the decommissioning project [3]. In the case of the UO₂ production plant, the main radioactive waste streams are process waste (solid waste and diatomaceous earth waste), compactable solid waste and contaminated empty uranium concentrate drums.

6. PLANNING FOR DECOMMISSIONING BY THE REGULATORY BODY

6.1. Authorization of the facility

ARN began to evaluate alternatives to authorize the decommissioning process of the plant. The main challenge for ARN is that it has little experience in decommissioning. The research reactor mentioned earlier had a Final Decommissioning Plan and the linear accelerator is a facility that did not process uranium. The UO₂ production facility is the first nuclear fuel cycle facility to be decommissioned. On the other hand, not being a Class I facility, the challenge of how to authorize this decommissioning arises.

There are mainly two alternatives. First, an alternative is to grant a Decommissioning License (even if it is a Class II facility and not a Class I), due to the size of the facility and the condition of being a “special” Class II, and to authorize the entire process within that license. On the other hand, the other alternative is to authorize the decommissioning through Non-Routine Practice Authorizations, within the framework of the current Operation License. These authorizations could be more than one, have a narrower scope, and thus authorize successive stages or specific processes.

6.2. Authorization of personnel

The plant currently has two licensable positions. One position is for Production and the other one is the Radiation Protection Officer. Workers who want to occupy any of these positions must obtain a Class II Individual Permit for the Nuclear Fuel Cycle and pass an exam before the Nuclear Regulatory Authority [5].

When the facility begins the decommissioning process, the nature of the tasks will change substantially and ARN is evaluating how to modify the current personnel licensing scheme. One possible alternative is to keep the

Radiation Protection Officer and to replace the Production position with a Decommissioning Operator, putting special emphasis on the generation and management of radioactive waste.

6.3. Technical documentation submitted by the operator

The main technical documentation that the operator must submit consists of a Final Decommissioning Plan. This plan shall include the description of the complete project, the assignment of responsibilities, radioactive waste management, financial resources, radiological protection aspects, the safety assessment for workers and the public, among other aspects.

To carry out the safety assessment, the doses to workers and the public must be calculated by the operator and approved by ARN, both in normal situations and in incidental situations. The exposure during decommissioning shall be considered to be a planned exposure situation [8].

In this regard, ARN prepared a document in 2019, which is available on its website [9], which details the content of a facility decommissioning plan. This document is based on the International Atomic Energy Agency (IAEA) GSR Part 6 and the IAEA Safety Guide WS-G-2.1 (now superseded by SSG-47). As this document is intended for a nuclear power plant, ARN adapted it for the decommissioning of the uranium dioxide production facility, using a graded approach. ARN has already requested the operator to update the Preliminary Decommissioning Plan taking into account this document.

As the human resources of the operator have to go through a stage of many changes during decommissioning, it is essential to have a human resources management plan. This plan shall include the identification and development of the competencies of the workers, the workforce planning, and appropriate change management, a staff rotation, the consideration of possible transfers to the new plant in the north of the country, and the retirement management, in accordance with what is established by the IAEA [10].

Additionally, there is current technical documentation of the plant that needs to be modified and/or adapted for the decommissioning stage, among which the Radiological Monitoring Plan, the Code of Practices and the Maintenance Plan were identified.

Regarding the training of the personnel that will intervene, the operator is responsible for ensuring that a sufficient number of trained and qualified workers are available for safely conducting decommissioning actions [3].

In the particular situation that the operator needs to hire contractors to perform certain tasks, they must receive adequate training. Training requirements should be identified, documented and communicated to contractors by the operator, and, before a specific decommissioning activity is performed, it should demonstrate to ARN that the contractor's personnel are adequately trained [3].

6.4. Inspections

The regulatory body should develop an inspection program based on a graded approach, which should include the following key elements: a system for prioritizing inspections, on-site visits by inspectors, the review of safety assessments made by the operator, investigation and follow-up of events, and submission of information on compliance with safety criteria by the operator [3].

Currently, during the operation of the facility, inspections are carried out by two inspectors twice a year. Due to the dynamic and changing nature of a decommissioning project, ARN began to assess the necessary changes to implement while planning its inspection activities.

Firstly, as the inspections may be different to each other and may also be different to normal inspections, ARN considered the raising of the number of inspectors up to three per inspection (or even four), in order to cover all the activities needed and even distribute the tasks.

Secondly, ARN should try to encourage that many inspectors participate in the whole process of overseeing the decommissioning of the facility, in order to take advantage of the experience and train inspectors for future decommissioning projects, mainly due to the lack of previous experience in decommissioning of facilities. This could be accomplished by rotation of inspectors. It is important that there are inspectors who are always involved in the inspections, so that they keep track of the entire process. The proposed scheme is for two permanent inspectors plus one (or two) inspectors who rotate.

Thirdly, as the inspections are carried out by the Department of Control of Radioactive Class I Facilities and Nuclear Fuel Cycle Facilities, this department may call certain specialists from other areas of ARN in order

to participate in the inspections. For example, radioactive waste specialists may be convened. This could complement and enhance the performance of ARN.

In addition, regarding the inspection frequency, it will be necessary to have a more flexible scheme according to the schedule presented by the operator, with more than two inspections per year needed. ARN must re-evaluate the objective and scope of the inspections, directing them to control specific tasks or activities, for example, the decontamination of equipment, the demolition of structures, the characterization of radioactive waste, among others.

It is essential that the regulatory body should maintain communication with the operator to determine future decommissioning timelines and schedules, as well as changes in schedules [3].

Regarding the training of inspectors, it is very important to train properly the inspections who will participated in the inspections, taking into account the review of past experiences in the country and the consultation with the available IAEA bibliography.

6.5. Regulatory standards

The regulatory body is required to establish safety criteria and regulations for all aspects of decommissioning [3].

In terms of regulation by ARN, there is currently only one standard for the decommissioning of nuclear power plants, which requires updating and extension of its scope to include other types of facilities [11]. In this regard, ARN has already identified this issue as a point for improvement and is beginning to develop specific regulations for the licensing of the decommissioning stage, from the cease of operations of a facility until the achievement of the end state and later release of the site from regulatory control. For example, ARN is currently working on the development of a specific standard on decommissioning of research reactors.

All these issues have also been identified in the Integrated Regulatory Review Service (IRRS) mission to the country by the IAEA, which took place during August 2022.

The regulatory body should inform the public and other interested parties about the key decisions with regard to regulations on decommissioning of facilities for the purpose of transparency and to address public concerns relating to the safety of decommissioning [3]. Bearing this in mind, all the standards developed by ARN must go through an instance of consultation with the public before obtaining their final approval.

6.6. Sampling and measurements

The Department of Control of Radioactive Class I Facilities and Nuclear Fuel Cycle Facilities has its own equipment. In order to quickly identify mixed radioactive surface contamination in the facility and make measurements on dose rate and direct surface contamination, the department has handheld Geiger counters and solid scintillators.

Besides this, ARN has its own specialized laboratories in different areas to carry out measurements, calibrations and evaluations to support the regulatory work. These laboratories are organized under a quality management system and the most relevant laboratory techniques are accredited by the Argentine Accreditation Organism, under ISO/IEC 17025:2017 [12].

During the decommissioning of the uranium dioxide production facility, in the case that the inspectors need to take its own samples, such as indirect surface contamination samples (swipe tests), uranium content in soil or water, ARN has the capacity to carry out its own determinations without having to contract external laboratories. This represents an operational advantage when it comes to correctly monitoring and auditing the decommissioning activities of the plant.

The available techniques that can be applied to this type of facility are shown in Table 1.

TABLE 1. LIST OF TECHNIQUES AVAILABLE AT ARN LABORATORIES

Technique	Determination
Fluorimetry	Uranium mass
KPA (Kinetic Phosphorescence Analysis)	Uranium mass
Alpha spectrometry	Uranium isotope ratios
Activity measurement	Gross Alpha or Gross Beta activity

The matrices where uranium can be measured are air, soil, water or surface (swipe test). Additionally, ARN can take samples of urine of workers involved in the decommissioning actions, in order to determine uranium excreted in urine, for example if an intake of uranium is suspected.

7. CONCLUSION

ARN has the challenge of licensing and controlling the decommissioning of a UO₂ production facility, taking into account that there are only few precedents in Argentina which can serve as experience.

Although the uranium dioxide production facility is not classified as a Class I facility, this plant is large and complex enough to pose significant challenges during its decommissioning. Therefore, ARN should apply a graded approach to the licensing and control of the facility according to its risks.

ARN has already started planning and preparing for the control of the decommissioning of the plant, including the alternatives of authorization of the facility, the authorization of personnel, the technical documentation submitted by the operator, the changes and modifications in the inspections to be carried out, the associated sampling and measurements and the improvement in regulatory standards.

As the transition from operation to decommissioning approaches, more definitions are expected to emerge. Therefore, good communication and dialogue between ARN and the operator is essential, in order to improve the decommissioning process.

REFERENCES

- [1] MINISTERIO DE ENERGÍA Y MINERÍA DE ARGENTINA, Mercado de uranio: situación actual y perspectivas (2016).
- [2] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Norma AR 10.1.1. Básica de Seguridad Radiológica (Rev.04) (2019).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, IAEA Safety Standards Series No. SSG-47, IAEA, Vienna (2018)
- [4] COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y Sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos, Séptimo Informe Nacional (2020).
- [5] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Norma AR 0.11.4. Licenciamiento de personal de instalaciones Clase II y Clase III del Ciclo de Combustible Nuclear (Rev. 0) (2013).
- [6] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Norma 10.12.1. Gestión de residuos radiactivos (Rev. 03) (2016).
- [7] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Guía AR 8, Niveles genéricos de dispensa (Rev.01) (2019).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Facilities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, IAEA, Vienna (2014)
- [9] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Contenido del plan de retiro de servicio de una instalación (available in <https://www.argentina.gob.ar/arn>) (2019).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Training and Human Resource Considerations for Nuclear Facility Decommissioning, IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-2.3 (Rev.1), IAEA, Vienna (2022)
- [11] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Desmantelamiento de reactores nucleares de potencia (Rev. 02) (2001).
- [12] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Informe Anual 2021 (2022).

Remediaciones ambientales en Complejos Minero Fabriles y control regulatorio

López Cantón, F.

Presentado en: Primer Taller de Bioindicadores para Control Institucional y de Procesos de Remediación
Ambiental de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA).
Buenos Aires, Argentina, 4 al 6 de septiembre de 2023

REMEDIACIONES AMBIENTALES EN COMPLEJOS MINERO FABRILES Y CONTROL REGULATORIO

López Cantón, F.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La presentación “Remediaciones ambientales en complejos minero fabriles y control regulatorio” fue realizada durante el tercer día, 6 de septiembre de 2023, del Primer Taller de Bioindicadores para Control Institucional y de Procesos de Remediación Ambiental organizado por la Comisión Nacional de Energía Atómica. En esta presentación se describió brevemente el marco legal y regulatorio nuclear argentino en lo que respecta a los residuos radiactivos y los complejos mineros, se describió la clasificación de ARN de las instalaciones nucleares y la documentación técnica típica a presentar por cada operador para el caso de las instalaciones Clase I.

Adicionalmente, se realizó una descripción de los complejos minero fabriles que operaron en Argentina, los principales residuos radiactivos que generaron y los riesgos que presentan dichos residuos. Se describieron luego los procesos de remediación ambiental que lleva adelante la CNEA haciendo especial hincapié en los casos del Complejo Fabril Malargüe y el Complejo Minero Fabril San Rafael.

Finalmente, se explicó el control regulatorio que realiza la ARN a estas instalaciones, en especial las inspecciones rutinarias realizadas por la Gerencia Seguridad Radiológica, Física y Salvaguardias y los monitoreos radiológicos ambientales realizados por la Gerencia Mediciones y Evaluaciones en Protección Radiológica.

Remediaciones ambientales en Complejos Minero Fabriles y control regulatorio

Facundo López Canton

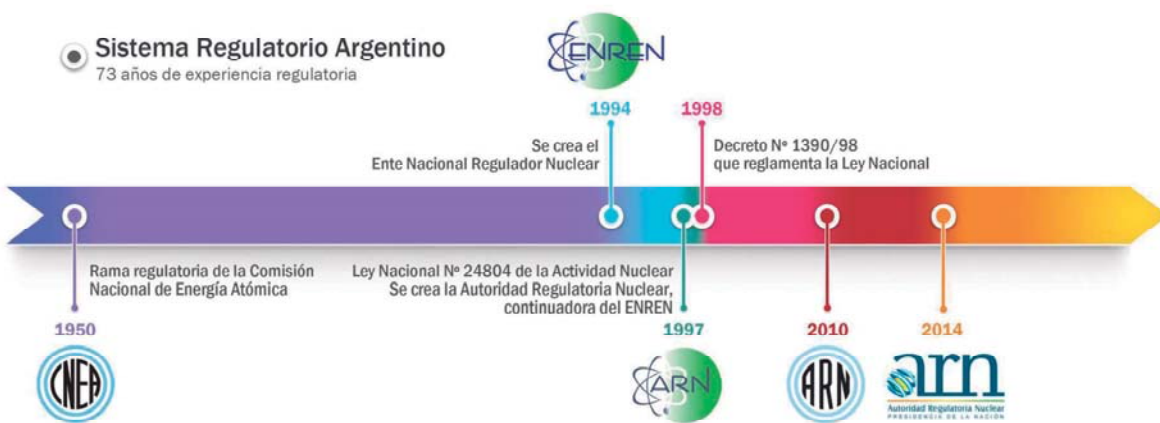


Contenidos

1. Marco legal y regulatorio.
2. Instalaciones minero fabriles en Argentina.
3. Remediaciones ambientales.
4. Control regulatorio.

1. Marco legal y regulatorio

Sistema Regulatorio Argentino 73 años de experiencia regulatoria



ARN organismo regulador independiente.



En concordancia con el Principio 2 de los Fundamentos de Seguridad del OIEA.

IAEA Safety Standards

for protecting people and the environment

Fundamental Safety Principles

Jointly sponsored by
Euratom FAO IAEA ILO IMO OECD/NEA PRHO UNEP WHO



Safety Fundamentals
No. SF-1



Ley de Gestión de Residuos Radiactivos (1998).



Creación del Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos dependiente de la CNEA.



CNEA debe realizar la remediación ambiental de los sitios afectados por la minería del uranio.



En 2000 la CNEA crea el Programa de Restitución Ambiental de la Minería de Uranio (PRAMU).

Qué hacemos en la ARN?



Establecemos y elaboramos normas y guías regulatorias



Licenciamos instalaciones y personal



Fiscalizamos y controlamos



Intervenimos en situaciones de emergencia

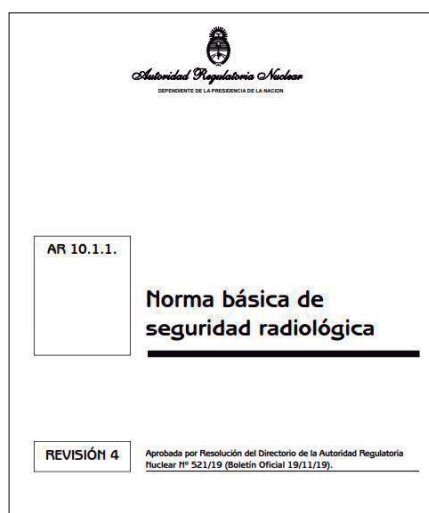


Monitoreamos el ambiente y evaluamos impactos radiológicos



Capacitamos y entrenamos

Marco regulatorio



- Instalaciones Clase I
- Instalaciones Clase II
- Instalaciones Clase III

Etapas del ciclo de vida de una instalación (OIEA)

- Emplazamiento.
- Diseño.
- Construcción.
- Puesta en Marcha.
- Operación.
- Retiro de Servicio (Cierre)


Licenciamiento de instalaciones en Argentina

- Clase I: múltiples licencias
- Construcción
- Puesta en Marcha
- Operación
- Retiro de Servicio
- Clase II: única licencia
- Operación
- Clase III: registro de operación

Documentación técnica que presenta el operador

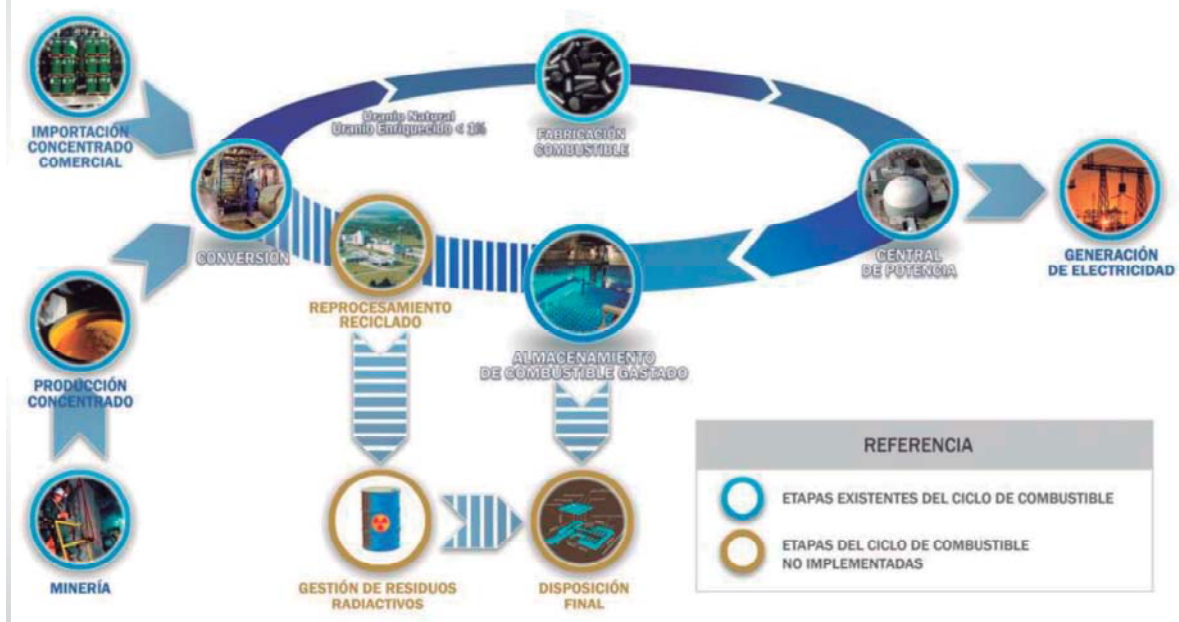
- Informe de Seguridad.
- Manual de Operaciones.
- Manual de Mantenimiento.
- **Plan de Monitoreo.**
- Código de Prácticas.
- Plan de Emergencias Radiológicas.
- Plan Preliminar de Retiro de Servicio.
- Informe de Diseño de Protección Física.
- Informe Cuestionario de Diseño (salvaguardias).

Documentación técnica que presenta el operador

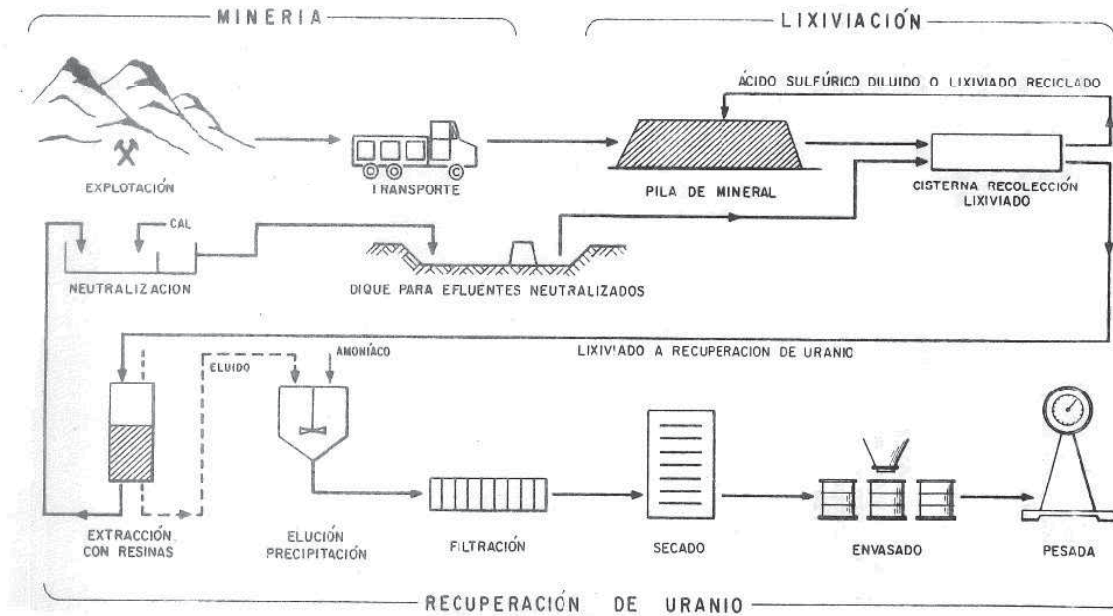
- Informe de Seguridad.
 - Manual de Operaciones.
 - Manual de Mantenimiento.
 - **Plan de Monitoreo.**
 - Código de Prácticas.
 - Plan de Emergencias Radiológicas.
 - Plan Preliminar de Retiro de Servicio.
 - Informe de Diseño de Protección Física.
 - Informe Cuestionario de Diseño (salvaguardias).
- Monitoreo de Área.
 - Monitoreo Personal.
 - **Monitoreo Radiológico Ambiental.**
- 

2. Instalaciones Minero Fabriles en Argentina

Ciclo del combustible nuclear



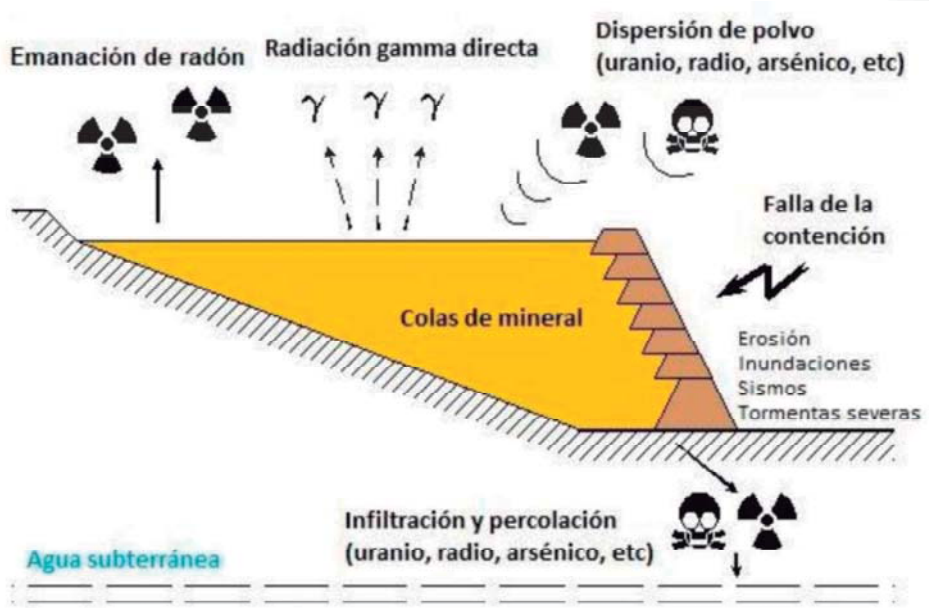
Cómo operaba un Complejo Minero Fabril?



Residuos generados durante la operación

- Colas de mineral.
- Minerales marginales.
- Minerales estériles.
- Efluentes líquidos radiactivos.
- Barros/lodos radiactivos.
- Agua de mina.
- Residuos de operación de planta.

Complejos Minero Fabriles en Argentina

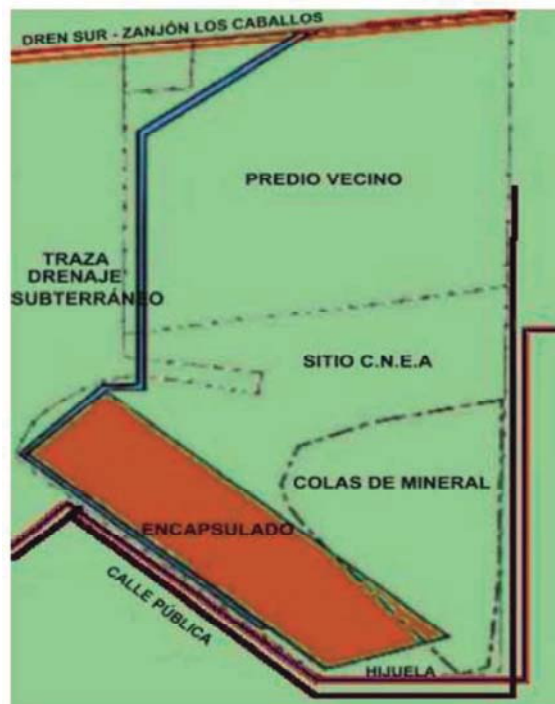


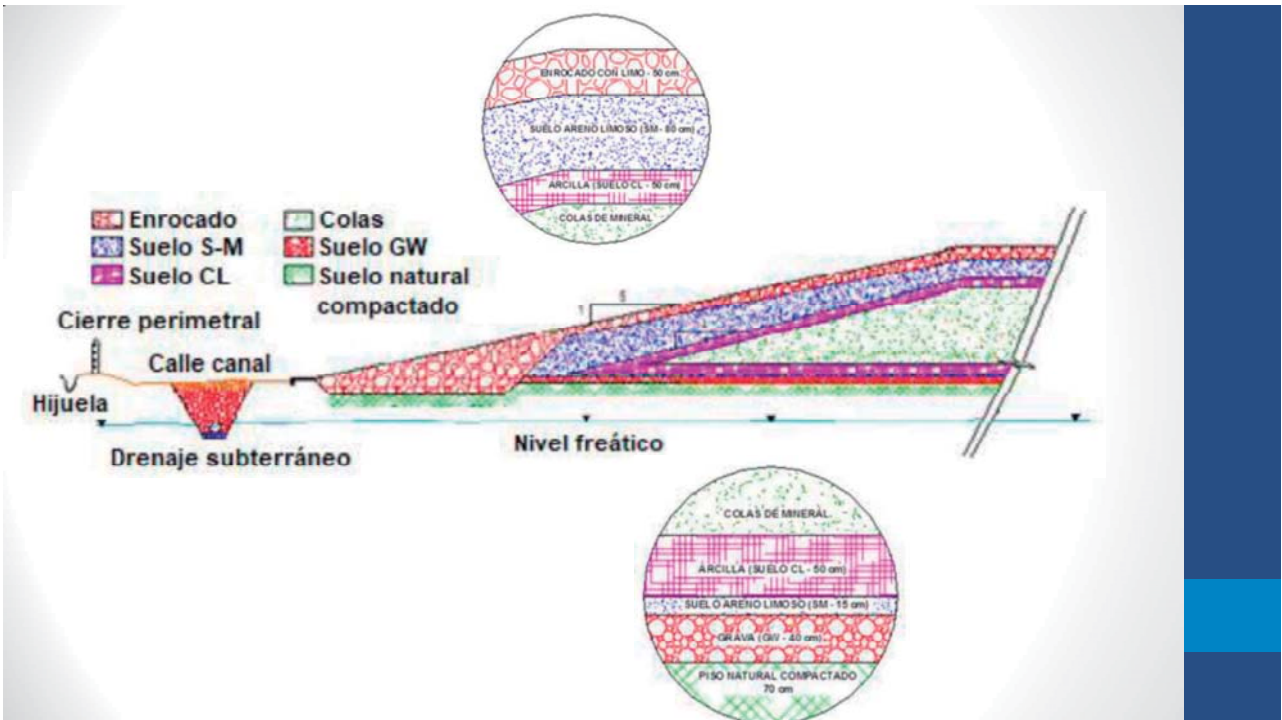
3. Remediaciones ambientales

Instalación	Situación a 2023
Sitio Córdoba/Chichón	Realizado el proyecto parcial de remediación (no está definido sitio de disposición final de colas).
Complejo Fabril Malargüe	Complejo Fabril desmantelado y remediado (1997-2017). Falta cerrar la Mina Huemul.
Complejo Minero Fabril Tonco	Remediación proyectada.
Complejo Fabril Pichiñán	Remediación proyectada.
Complejo Minero-Fabril San Rafael	Remediación Fase 1 aprobada por Provincia de Mendoza (sin comenzar, actividades preliminares). Fases siguientes de remediación proyectadas.
Complejo Minero-Fabril Los Gigantes	Proyecto de cierre y remediación presentado a la Provincia de Córdoba.
Complejo Minero-Fabril La Estela	Remediación proyectada.
Complejo Minero-Fabril Los Colorados	Remediación proyectada.

Complejo Fabril Malargüe (1954-1986)

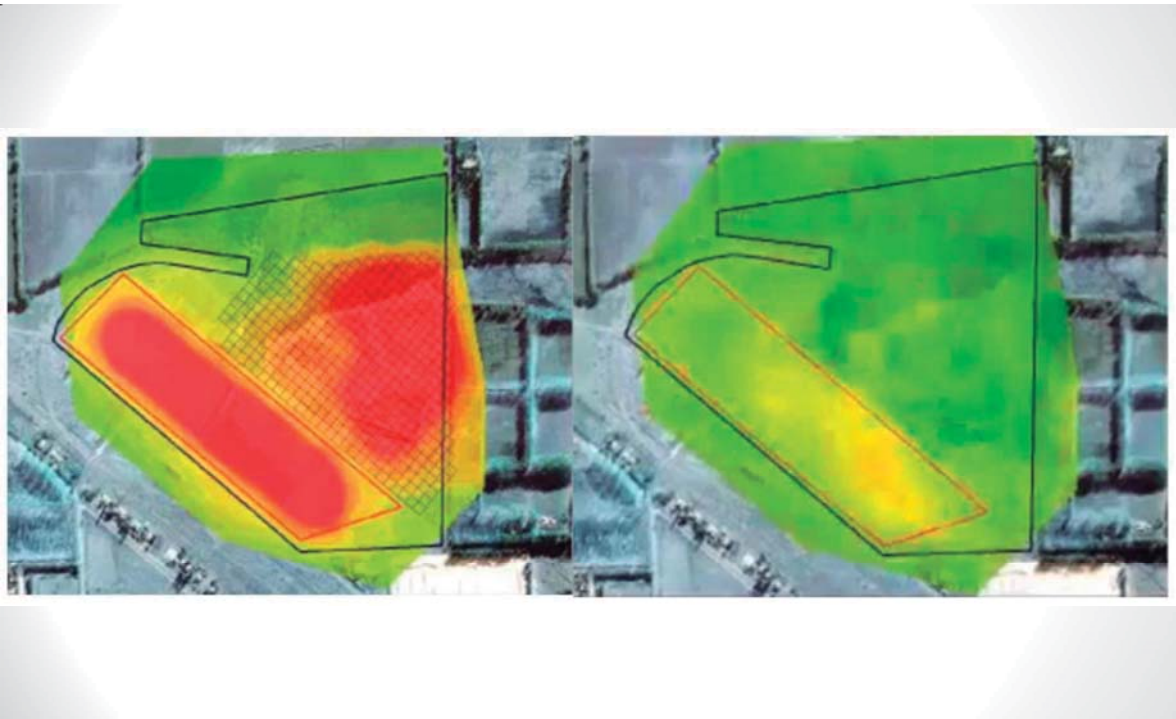




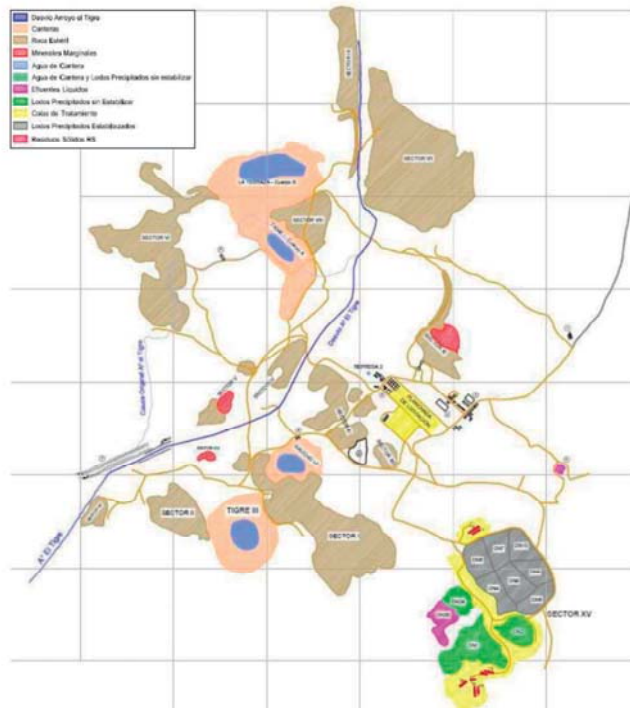








**Complejo Minero
Fabril San Rafael
(1976-1997)**

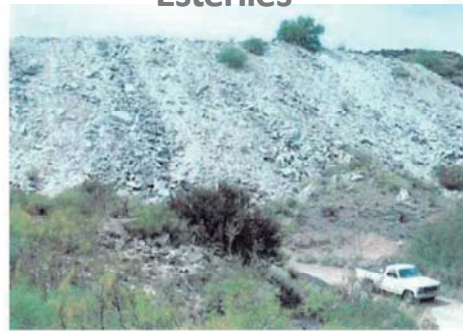




Colas de mineral



Estériles



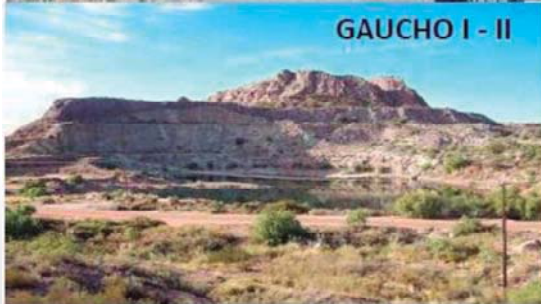
Marginales



LA TERRAZA



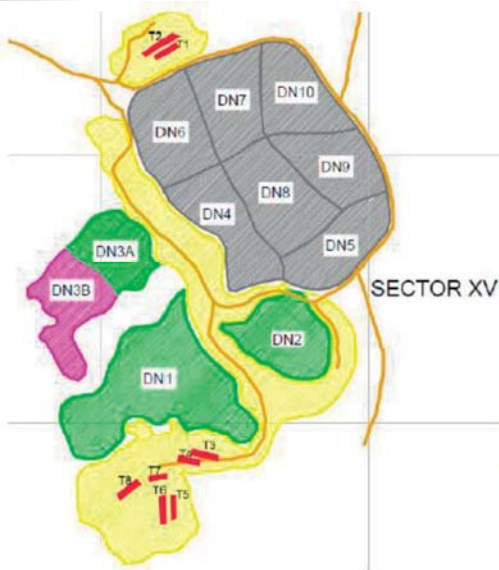
TIGRE I



GAUCHO I - II



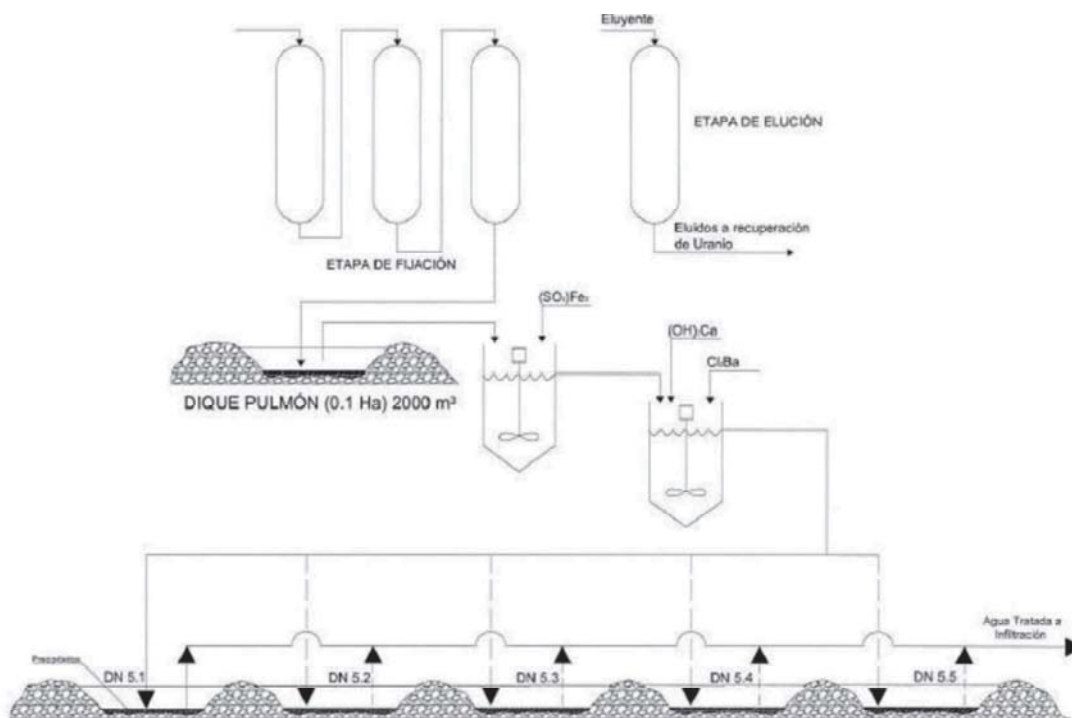
TIGRE III



Trinchera	Cantidad de tambores
1	673
2	939
3	736
4	575
5	568
6	796
7	462
8	474
Total	5223

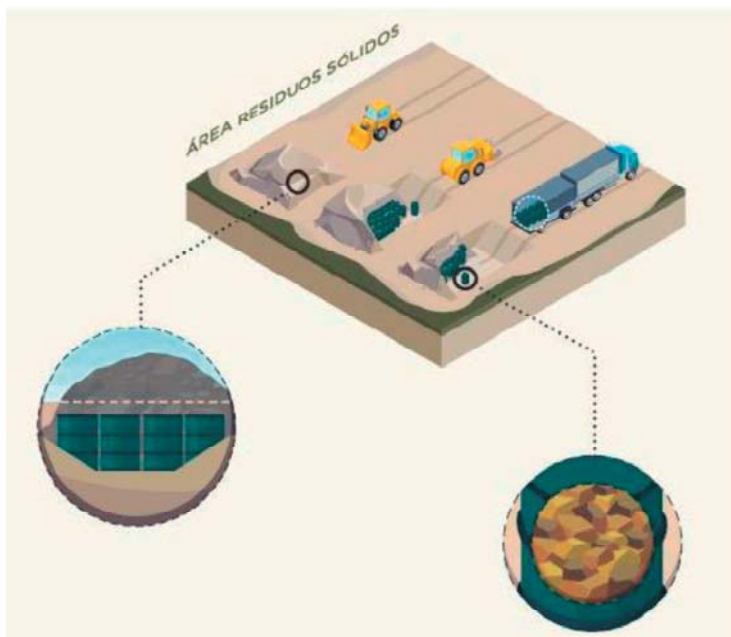
Remediación

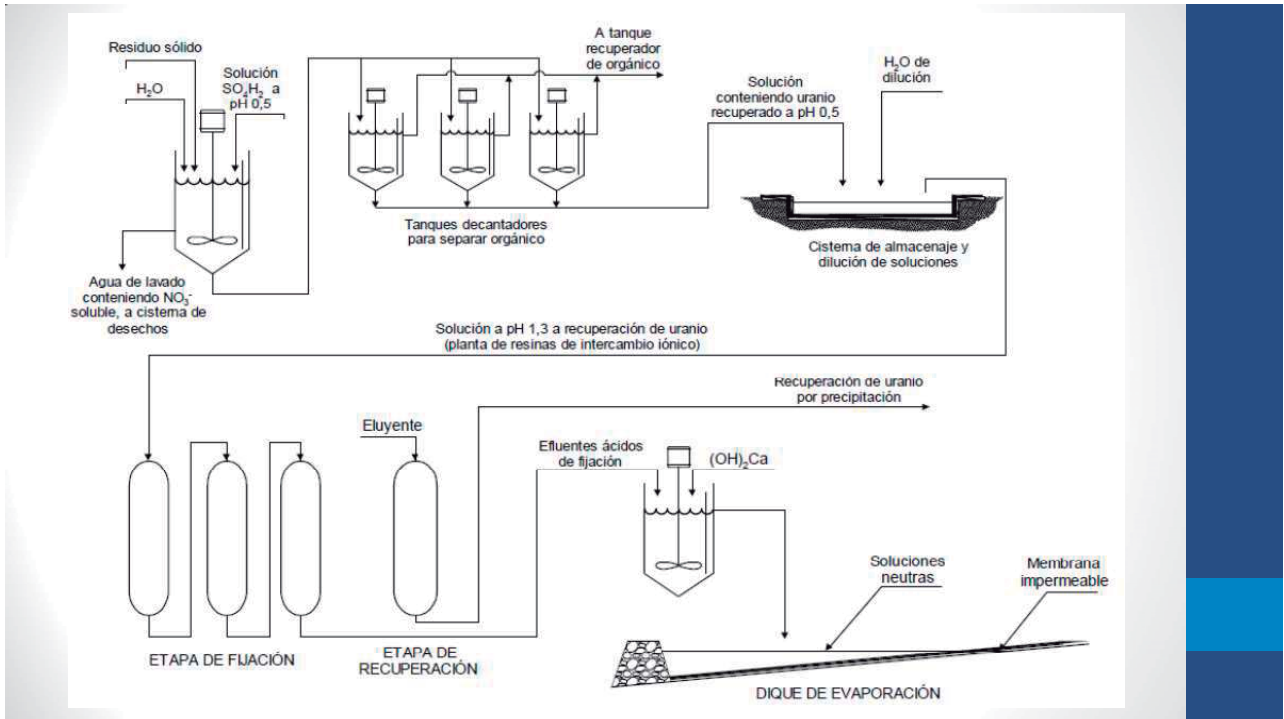
Pasivo ambiental	Prioridad
Agua de cantera	1
Residuos sólidos (RS)	1
Colas de tratamiento	2
Minerales marginales	2
Precipitados sólidos	2
Escombreras de areniscas (estériles)	3
Canteras	4
Escombreras de tobas (estériles)	5





A.C.R.E.







Estudios realizados CNEA-ICES

- **Objetivo:** Capacidad fitorremediadora de *Senna aphylla* en el Complejo Minero Fabril de San Rafael.
- Análisis multielemental por activación neutrónica.
- 6 parcelas muestreadas en distintos puntos del sitio (3 de pasivos ambientales).
- Parámetros calculados:

Factor de Bioconcentración: concentración en raíz/concentración en suelo

Factor de Translocación: concentración en parte aérea/concentración en raíz

Algunos hallazgos

- Las concentraciones de los metales pesados en las raíces fueron superiores a las medidas en la parte aérea, casi en todas las parcelas y para todos los elementos.
- Alto potencial de extracción del Zn del suelo hacia la planta.
- El Zn, K, Cs, La, Sc, Rb, Ba, Ca, Co, Cr, Eu, Fe, Na, Sr y Sm son elementos que se transfieren desde la raíz a la parte aérea.
- U, Th y Co, a pesar de no ser transferidos, debido a FT muy por debajo de 1, se encuentran estabilizados en las raíces.

Contacto: Ana Rosa Castaño Gañán aganan@cnea.gov.ar

4. Control regulatorio

Gerencia de
Seguridad Radiológica,
Física y Salvaguardias
(Sede Central – Núñez)



- Inspecciones.
- Licenciamiento.

Gerencia de
Mediciones y Evaluaciones
en Protección Radiológica
(Centro Atómico Ezeiza)



- Monitoreos radiológicos ambientales propios.
- Evaluaciones específicas de documentación.

Inspecciones regulatorias

- Revisión de registros de monitoreos radiológicos realizados por el operador.
- Revisión de calibración de equipos.
- Verificación de estabilidad de colas de mineral y escombreras de estériles y marginales.
- Verificación de condiciones seguras de gestión de residuos radiactivos.
- Verificación de niveles de seguridad en diques de efluentes y canteras.
- Mediciones de tasa de dosis en $H^*(10)$ y $H'(0,07)$.
- Toma de muestras de sedimentos/precipitados, efluentes y/o agua de canteras.
- Requerimientos.
- Acta de inspección.

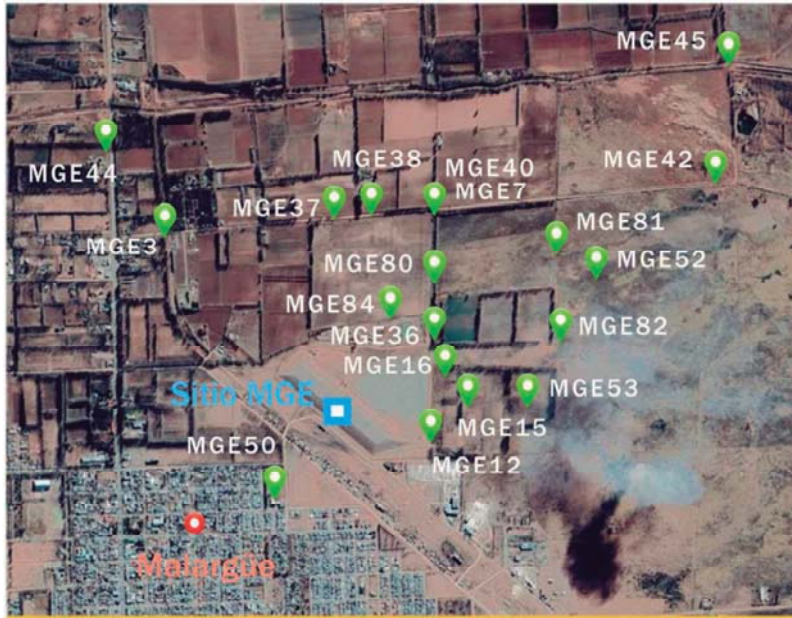
Monitoreos radiológicos ambientales

- Tasa de emanación de **radón** (Bq/m²/s).
- Concentración de **radón** en aire (Bq/m³).
- Progenie de **radón**.
- Tasa de dosis ambiental, H*(10) (μSv/h).

Monitoreos radiológicos ambientales

- Concentración de **uranio** en aguas superficiales (μg/L), en aguas subterráneas (μg/L), en suelos (μg/g) y en sedimentos (μg/g).
- Concentración de **radio** en aguas superficiales (pCi/L), en aguas subterráneas (pCi/L), en suelos (pCi/g) y en sedimentos (pCi/g).

Red de puntos Malargüe



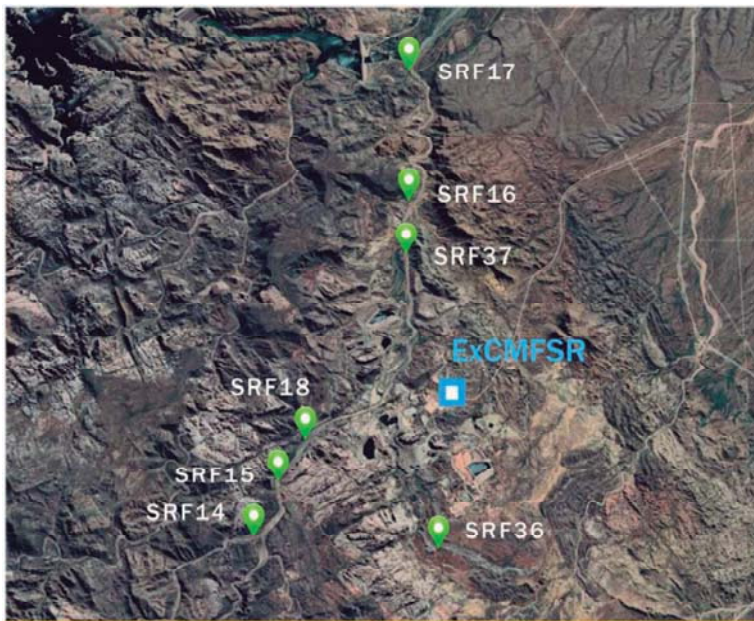
Red de puntos Malargüe



Red de puntos Malargüe



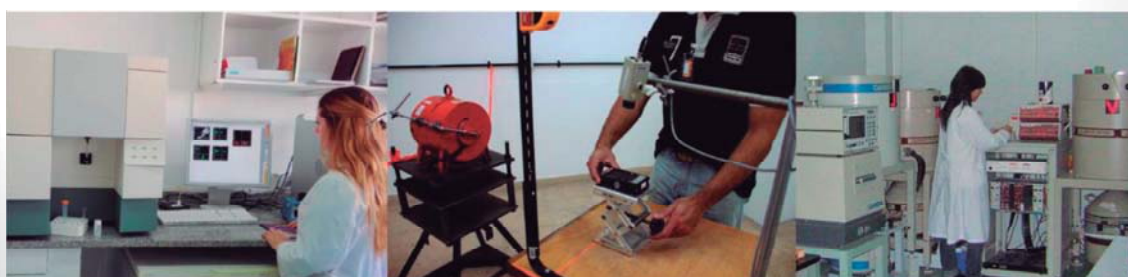
Red de puntos San Rafael



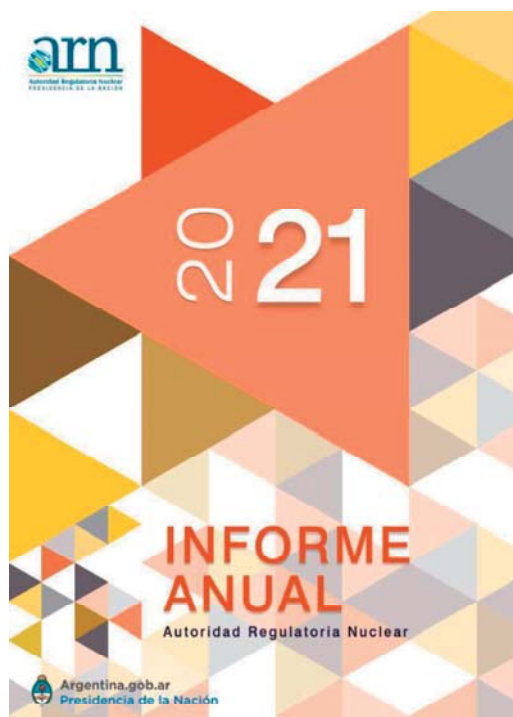
Red de puntos San Rafael



Laboratorios de ARN (Centro Atómico Ezeiza)



Informes Anuales



Información para la comunidad

Acerca de ARN

Elaboración participativa de normas

Informes sobre sucesos notificados

Vigilancia radiológica ambiental

• Plan de monitoreo radiológico ambiental

• **Resultados del Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental**

• Principales instalaciones bajo vigilancia radiológica ambiental

Laboratorios

Sitios web de interés

Resultados del Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental

Compartir en redes sociales     

Los resultados del [Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental \(PMRA\)](#) que la ARN lleva a cabo anualmente permiten evaluar el **impacto radiológico de las instalaciones** controladas y verificar los resultados de los planes de monitoreo informados por los responsables de estas instalaciones.

La evaluación de los resultados se realiza conforme lo establecido por el artículo 16 de la [Ley Nacional Nº 24804 de la Actividad Nuclear](#), en su capítulo II, inciso "m", y tiene por objetivo verificar que las instalaciones nucleares y radiactivas controladas operan de acuerdo a las regulaciones y requerimientos vigentes, y cumplen con los valores autorizados de descarga de radionucleidos al medio ambiente de manera tal que no se superen los límites y restricciones de dosis establecidos para el público.

Accedé a los resultados del PMRA:

[Período 2021](#)

[Período 2020](#)

[Período 2015-2019](#)

<https://www.argentina.gov.ar/arn>

Muchas gracias!

Preguntas?

fcanton@arn.gov.ar



Dynamic Application of a Systematic Graded Approach for the Development of a Regulatory Inspection Plan

Martiri, L.D.

Presentado en: International Conference on Effective Nuclear and Radiation Regulatory Systems:
Preparing for the Future in a Rapidly Changing Environment del
Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).
Abu Dhabi, Emiratos Árabes Unidos, 13 al 16 de febrero de 2023

DYNAMIC APPLICATION OF A SYSTEMATIC GRADED APPROACH FOR THE DEVELOPMENT OF A REGULATORY INSPECTION PLAN

Martiri, L.D.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Email: martirilucas@gmail.com

Abstract

The graded approach is an excellent tool to optimize regulatory resources without compromising safety, satisfying key regulatory functions on a risk-informed basis. While presently the concept is well understood and its importance recognized, there is still room for improvement in its implementation. Specifically, there is a lack of procedures and guidelines to facilitate the application of a graded approach in a structured manner. In this paper, we propose a dynamic application of the graded approach for the development of an inspection plan for nuclear fuel cycle facilities, which takes into consideration facility-specific safety factors, as well as organizational and operational factors. This holistic approach aims to offer regulatory bodies the flexibility to adapt to changing environments and deal with potential resource limitations.

Introduction and history of the graded approach in Argentina

The ARN (Nuclear Regulatory Authority of Argentina) is in charge of the regulation and controlling of all nuclear activities in Argentina, being responsible for more than 1280 facilities under its regulatory control (Fig. 1). This large number of facilities, which is distributed over a large area, together with the diversity of risks, impose the use of a graded approach.

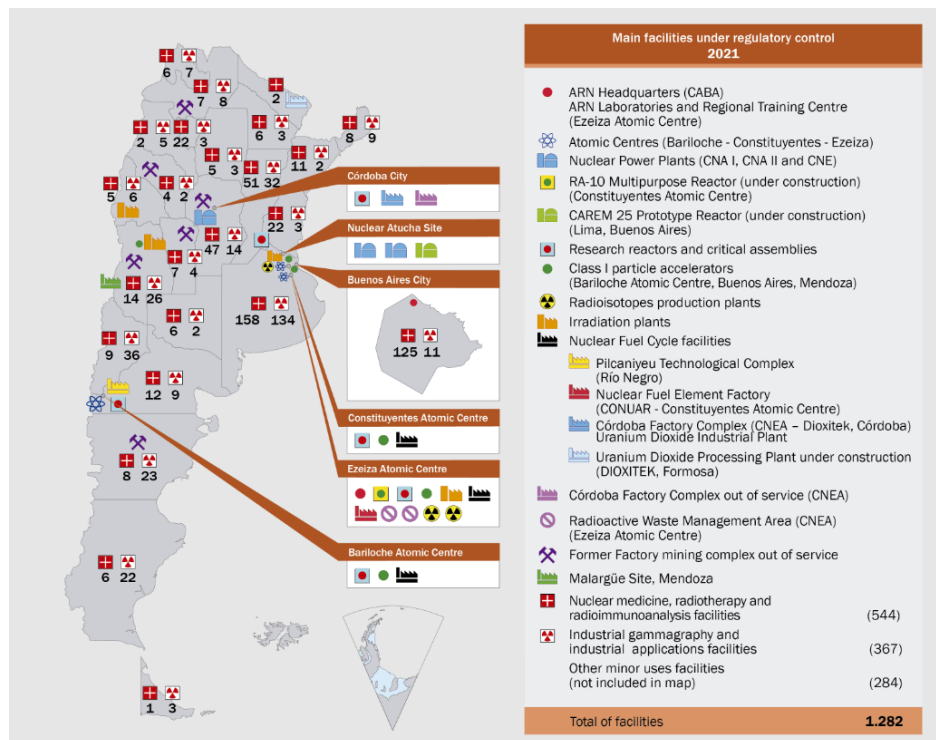


Fig. 1: Facilities under regulatory control of the ARN

This paper will detail the application of the graded approach in the development of an inspection plan in nuclear fuel cycle facilities. These include uranium conversion and purification, fuel fabrication, waste management, and spent fuel interim storage. In addition, the country has several research and development facilities, as well as uranium enrichment activities such as the reactivation of a gaseous diffusion mock-up and advancements in enrichment by laser technologies. The country also operates a radiochemical laboratory that processes irradiated uranium. Finally, uranium mining production sites, although not currently in operation, are under regulatory control and considered within the fuel cycle for the Argentine regulatory framework, with ongoing remediation and licensing plans.

Although in the absence of a formal definition, the basic principles of the graded approach have been applied in Argentina for a long time, for example through facilities classification. More recently, the concept was officially defined in the latest versions of our national regulatory standards, such as in the “Basic Radiation Safety Standard AR 10.1.1 (2019)” [1], as follows:

“Graded Approach: process or method in which the rigor of the control actions and the conditions to be applied are proportionate to the level of associated risk, that is, with the probability of occurrence and the possible consequences of the loss of control”

In addition, its use in the application of safety requirements has been encouraged. This introduction was an important first step towards a systematic, structured and unambiguous application of the graded approach. However, we still lack of guidelines for a practical implementation of it.

A regulatory scheme designed using a graded approach contributes to the optimization of resources for both the regulatory body and the operator, while also providing flexibility to adapt to changing conditions. External situations such as the Covid-19 pandemic or economic crises lead to resource limitations, making it necessary to carry out this optimization without compromising safety.

Application of the graded approach

The key step in the graded approach is establishing a systematic, objective method for grading, which ensures consistency. The core of the application of the graded approach is performing an adequate risk assessment, taking into account key determinant variables that are system-specific. This analysis must be carried out by experienced personnel with in-depth knowledge of the systems involved. Based on the risk assessment, the appropriate safety-related variables are selected for grading purposes. The next step consists of determining the number of grading levels, generally between 3 and 5. A low number of levels will lead to a loss of transparency, while too many levels may be overly complicated, discouraging the use of the system [2]. The final step consists in determining the relationship between each level and the controls to be applied.

Development of a dynamic regulatory inspection plan

On-site radiological safety inspections, one of the main duties of the regulatory body, are resource-intensive, requiring preparatory planning, coordinated travel, and the elaboration of technical and inspection reports. The main activities to be carried out during inspections include:

- Verification of records (personnel doses, monitoring)

- Verification of safety systems
- Dose rate and contamination measurements
- Verification of ventilation systems
- Verification of personnel

Historically, the number of inspections per year is determined by the type of facility. According to the Argentine regulatory framework [1], facilities are classified as Type I, Type II and Type III based on a graded approach after evaluation of each facility's safety report. In this paper, we propose further optimization of the number of inspections by considering additional factors.

This strategy was informally applied in Argentina during the Covid-19 pandemic in the nuclear fuel cycle facilities group. Social distancing measures heavily impacted the application of regulatory measures, leading to a reduced number of on-site inspections. Bearing safety in mind, a graded approach was applied in order to prioritize on-site inspections when most needed. Specifically, sites were prioritized for on-site inspections based on indicators such as radiological risk, the scale of operations, technological complexity and the specific regulatory experience accumulated by each facility.

Building upon the Argentine experience, we propose a method of systematisation of the graded approach, by grouping **individual determinant factors** into **four major determinant factors**:

1. **Type of facility:** The classification attributed during the licensing procedure, taking into account radiological risks and nuclear safety.
2. **Regulatory history and safety culture:** Review of pending regulatory requirements, recent events, and recent facility modifications of safety-relevant structures, systems and components. This factor also consider the past track-record of each facility's safety culture.
3. **Performance and scale of operations:** For this factor the workload of the facility and the scale of operation should be considered, along with the scale of the manufacturing process.
4. **Technological complexity:** Conventional risks and the complexity of different systems and processes.

For each installation, a working group with expertise in regulatory and technical affairs will jointly evaluate the perceived safety risk of each facility starting from the individual determinant factors. Each of the four major determinant factors will thus be ranked based on **the perceived safety risk**, on a scale from A to C, with "A" being the highest, and "C" being the lowest safety risk. In order to quantify the number of inspections per year for each facility, we have assigned a numeric value of 1 for level A, 0.5 for level B, and 0 for level C. These values were selected based on the experience of the nuclear fuel cycle group in Argentina, and they are chosen so that the final result is within the minimum and maximum range of inspections per year – which is between one inspection every two years for the facilities judged at the lowest risk, and up to a maximum of four inspections per year for those judged at the highest risk. Thus this simple scoring system can be summed up to give the total number of inspections per year for each facility.

For example, a Type I facility (A), with pending requirements (A), with continuous operation during the year (A) and with complex systems (A) would receive a score of 4, thus requiring four inspections per year. In the case of fractional final values, the number of inspections per

year can be rounded up or down by taking into account additional criteria, such as the sanitary situation of the country or availability of resources and/or inspectors. If the final value equals to 0, which would be a Type III facility, evaluated as a category C in “Regulatory history and safety culture”, “Performance and scale of operations” and in “Technical Complexity”, this facility would require the minimum number of inspections, meaning one every two years.

Practical examples

The following examples exemplify how the graded approach can be applied to specific facilities. Moreover, this method can be extrapolated to other types of facilities, or even to different procedures, and different factors can be considered.

1. Fuel manufacturing facility, which processes enriched uranium for the Argentinian nuclear power plants.

- **FACTOR 1** (*Type of facility*): Since the facility uses enriched uranium, by the Argentinian regulatory standards is classified as a Type I facility [3], so the scoring for the first factor will be A.
- **FACTOR 2** (*Regulatory history and safety culture*): A detailed review of previous inspection reports should be done: The facility has no pending requirements, but it had one incident during last year: large powder dispersion for an error in the procedure. The incident was reported immediately and the facility exhibited a strong safety culture. The scoring for the second factor will be B.
- **FACTOR 3** (*Performance and scale of operations*): The plant has had a heavy workload and the prospects for the following year are similar. The scoring will be A.
- **FACTOR 4** (*Technological complexity*): The plant blends UO₂ powders until reaching the desired enrichment, and then moves the powders through a pneumatic system to produce ceramic pellets which are sintered in a furnace. The process is well-known with medium complexity. The scoring for the last factor will be B.

The number of inspections for this specific facility in this particular year will be **3** (A, B, B, A).

2. Uranium mining complex.

- **FACTOR 1** (*Type of facility*): According to the argentine licensing process, this facility is a Type II facility. The scoring will be B.
- **FACTOR 2** (*Regulatory history and safety culture*): The facility has pending requirements from previous inspections such as the repair of a containment membrane in one of the dikes, and the segregation of certain contaminated material. The scoring for the second factor will be B.
- **FACTOR 3** (*Performance and scale of operations*): The complex is not extracting new material, with on-going remediation plans. The scoring will be C.
- **FACTOR 4** (*Technological complexity*): The planned remediation and maintenance processes are not complex nor do they present significant conventional risks. The scoring will be C.

The number of inspections for the next year for this facility will be **1** (B, B, C, C).

3. Uranium conversion plant (natural uranium).

- **FACTOR 1** (*Type of facility*): According to the Argentine licensing process, this facility is a Type II facility. The scoring will be B.
- **FACTOR 2** (*Regulatory history and safety culture*): The facility has pending requirements related to the repair of radioprotection equipment. Additionally, they made a modification in the controlled area that changed the work circuit and implied a modification in the ventilation system. The scoring for the second factor will be A.
- **FACTOR 3** (*Performance and scale of operations*): The plant has had a heavy workload and the prospects for the following year are similar. The scoring will be A.
- **FACTOR 4** (*Technological complexity*): Several productive processes and conventional risks along with radiological ones. The scoring for the last factor will be B.

The number of inspections for the next year for this facility will be **3** (B, A, A, B).

4. Gaseous diffusion uranium enrichment plant (mock-up)

- **FACTOR 1** (*Type of facility*): According to the Argentine licensing process, this facility is a Type II facility. The enrichment level stays below 1%, with no criticality risks. The scoring will be B.
- **FACTOR 2** (*Regulatory history and safety culture*): There was an incident of overpressure in a pipe and the facility is resuming operation after a period of shutdown. The scoring for the second factor will be A.
- **FACTOR 3** (*Performance and scale of operations*): The plant has had a medium workload. The scoring will be B.
- **FACTOR 4** (*Technological complexity*): The process uses uranium fluoride, which is an important conventional risk. Complex process with aging equipment. The scoring for the last factor will be A.

The number of inspections for the next year for this facility will be **3** (B, A, B, A).

5. Laboratory for uranium hydrology tests

- **FACTOR 1** (*Type of facility*): According to the Argentine licensing process, this facility is a Type III facility. The scoring will be C.
- **FACTOR 2** (*Regulatory history and safety culture*): The facility has no pending requirements from previous inspections, but they are about to renewing their license. The scoring for the second factor will be B.
- **FACTOR 3** (*Performance and scale of operations*): The laboratory workload and the scale are low. The scoring will be C.
- **FACTOR 4** (*Technological complexity*): The laboratory has simple systems. The scoring will be C.

The scoring equals **0.5** (C, B, C, C). To decide whether or not to assign an inspection the following year, the context must be analysed, for example considering when was the last inspection or the resources available.

Conclusions

A regulatory framework including a graded approach contributes to the optimization of resources for both the regulatory body and the operators. It also provides flexibility to adapt to changing conditions. The travel limitations during the Covid-19 pandemic have proven that such optimization is feasible without compromising safety standards.

Historically, the number of inspections per year has been determined by the type of facility. Although the facility classification is an important factor, there are operational and cultural variables that are relevant and that could be taken into account for further optimization.

Adoption of a systematic graded approach creates a consistent and unambiguous framework for a fundamentally dynamic methodology, capable of responding to future challenges.

References

- [1] Norma AR 10.1.1, Rev. 4: “Norma Básica de Seguridad Radiológica”.
- [2] IAEA-TECDOC-1740 “Use of a Graded Approach in the Application of the Management System Requirements for Facilities and Activities”.
- [3] Norma AR 0.11.1, Rev.3: “Licenciamiento de personal de instalaciones Clase I”.

BACKGROUND

Restrictions during the Covid-19 pandemic impacted several aspects of the nuclear and radiation regulatory systems. Social distancing measures, staff limitations, and restrictions imposed on travel impacted safety inspections and personnel licensing, requiring special considerations. Such issues were particularly problematic in Argentina, as the country experienced one of the longest lockdowns globally. Nevertheless, energy production and nuclear fuel fabrication continued without interruption as both were declared essential activities in Argentina.



Commercial flights on 8 May 2020. Argentina maintained strict restrictions on travel. Source: Flightradar24

This poster presents the work in the Nuclear Fuel Cycle group of the Nuclear Regulatory Authority of Argentina during these challenging times.

REGULATORY APPROACH DURING RESTRICTIONS

A strong regulator must remain present and active to ensure that operators are fulfilling their obligation to ensure optimal safety standards, which prompted the development of a strategy adapted to the COVID-19 context by the Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN).

The ARN is in charge of the regulation and controlling of all nuclear activities in Argentina, being responsible for more than 1280 facilities under its regulatory control. The Nuclear Fuel Cycle in Argentina is composed of approx. 50 facilities, divided into Class I, II and III. The size of the country, together with the strict quarantine and the number of facilities under regulatory control made the task challenging.



During the first two year of the Covid-19 pandemic, most of ARN's personnel worked remotely or in a hybrid way, maintaining in-person activities for support laboratories, environmental sampling and safety inspections under a reduced workload.

INSPECTION PLAN

On-site radiological safety inspections were strongly impacted by social distancing measures, which led to a reduced number of inspections.

A graded approach was applied to ensure the regulatory activity was commensurate with the relative risk, prioritizing on-site inspections when most needed. As an innovation, **hybrid inspections** were implemented, comprising a virtual pre-inspection meeting followed by the on-site inspection.



The prioritization was made using different indicators such as:

- Radiological risk
- Scale of operations
- Technological complexity
- Specific regulatory experience
- Workload during pandemic

In all facilities the level of communication with operators was increased virtually through notes, emails and online meetings in which the status of the facility, previous requirements, reports, and audio-visual material were discussed.

PERSONNEL LICENSING

Personnel working in Class I facilities in Argentina must hold an **Individual License** and a **Specific Authorization**, both requiring a **written exam** that evaluates general knowledge in radiation protection as well as position-specific knowledge.

The Specific Authorization requires an annual retraining which is validated through an examination. The latter consists in a round table including all personnel of the Class I facility.

Given the context, **licensing of personnel was moved to an online environment.**

Individual Licence and Specific Authorization

- Personnel licensing is carried out on demand. The request for new licenses was reduced, consistent with the lower work-load of most facilities. Despite this, 16 licence exams were undertaken between 2020 and 2021
- Licence candidates were required to keep the cameras turned-on during the entire examination, and the video call was recorded.
- This represented a major logistic improvement, as the task of forming the evaluation committee and in-person exam organization required travel and great regulatory effort.

Annual retraining

- Most of the training plan was done virtually during 2020-2021.
- The retraining examination was done following the hybrid model, with regulatory body personnel and at risk workers participating virtually, and groups of workers in the facility sharing a screen.
- Although more efficient, this arrangement was not entirely adequate as it hindered individual participation

CONCLUSIONS

- The use of a graded approach is essential for the allocation of resources in times of restrictions, and should be continued in order to improve regulatory efficiency.
- Lessons learned from using virtual tools during the Covid-19 pandemic can be applied to the post-pandemic context in order to streamline radiation protection.
- Hybrid inspections may continue to be utilized with the purpose of reducing of inspection time.
- Virtual personnel licensing exhibited promising results and may be particularly useful in large countries such as Argentina. This modality will continue to be an option for operators.
- Regarding annual retrainsings, it was difficult to engage large groups by video call, thus we have reverted to in-person retraining examinations.

Computational Modelling of Accidents on Nuclear Reactors Using System Codes and 3D Components with TRACE5

Messiga, J.P.; Ramajo, D.E.; Troparevsky, M.I. and Corzo, S.F.

Computational Modelling of Accidents on Nuclear Reactors Using System Codes and 3D Components with TRACE5

Modelado Computacional de Condiciones Accidentales en Reactores Nucleares Empleando Códigos de Sistemas y Componentes 3D en TRACE5

Messiga J.P., MSc¹, Ramajo D.E., PhD², Troparevsky M.I., PhD³ y Corzo S.F., PhD²

¹Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina, jmessiga@arn.gob.ar

²Centro de Investigación de Métodos Computacionales (CIMEC-CONICET), Argentina, dramajo@cimec.unl.edu.ar, scorzo@cimec.santafe-conicet.gov.ar

³Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires (FIUBA), Argentina, mitropa@fi.uba.ar

Resumen– La mecánica computacional tiene gran relevancia en la evaluación de accidentes en centrales nucleares. Las herramientas más utilizadas para esto son los códigos de sistemas, que permiten simular la central completa durante largos transitorios. Esto se debe a que utilizan en sus modelos componentes cero/uno-dimensionales (0/1-D) para reducir el costo computacional con una precisión aceptable en términos macroscópicos. No obstante, la búsqueda de reducción de incertezas y los diseños de reactores modernos han obligado a incrementar el nivel de detalle, por lo que se incorporaron componentes tridimensionales (3D) para mejorar la discretización geométrica de ciertas zonas del reactor. Este es el caso de TRACE5 (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine), que permite incorporar de forma monolítica componentes tridimensionales como vasijas de presión o uniones T, entre otros. En los últimos años existe un denodado esfuerzo por validar estas implementaciones mediante facilidades experimentales. El presente trabajo aborda el estudio detallado y de sensibilidad del código TRACE simulando la facilidad ROCOM, que representa un reactor tipo KONVOI. ROCOM fue desarrollado para el análisis de fenómenos inherentemente 3D dentro de un reactor. En este trabajo se estudia el mezclado de corrientes a diferentes temperaturas, analizando la sensibilidad del mallado y los esquemas numéricos. Los resultados obtenidos muestran gran acuerdo respecto a los valores experimentales y permiten definir buenas prácticas de modelado.

Palabras clave -- Reactores nucleares, Cálculo termohidráulico, Códigos de sistemas, Mecánica computacional, Métodos numéricos.

Abstract– Computational mechanics is a highly relevant discipline in the evaluation of accidents on nuclear reactors. The most implemented tools for these issues are the system codes, whose main advantage is that they are able to simulate large transient in the whole reactor. This is because they utilize zero/one-dimensional components in order to reduce computational costs with an adequate precision. However, due to the development of new nuclear reactor designs and the need to reduce uncertainties, these

codes introduced tridimensional (3D) components to improve the geometric nodalization and the detail level in certain parts of the reactor. This is the case of TRACE5 (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine), that allows to include 3D components which represent, for instance, the reactor pressure vessel. Last years scientists and engineers did a huge effort to validate these implementations using experimental facilities. This work is a detailed study and a sensitivity analysis of the system code TRACE5 simulating the ROCOM facility, which represents a PWR KONVOI reactor. This facility was created to analyse inherent 3D phenomena in a nuclear reactor. In the present work, the mixture of different temperature water flows are studied, analysing the sensitivity of the results regarding different nodalizations and numerical schemes. The results show good agreement with the experimental values and allow to define modelling good practices.

Keywords – Nuclear reactors, Thermo-hydraulic calculation, System Codes, Computational mechanics, Numerical methods.

I. INTRODUCCIÓN

La utilización de la mecánica computacional en la evaluación de centrales nucleares ha sido ampliamente utilizada tanto para el diseño como en el licenciamiento. De esta manera, se puede estudiar el comportamiento de una central nuclear frente a condiciones extremas como son los accidentes, y anticipar la capacidad de los sistemas de seguridad para mitigar sus consecuencias. Las herramientas más utilizadas actualmente son los modelos de planta o comúnmente llamados códigos de sistemas. La principal característica de estos radica en su capacidad de simular la central completa durante largos periodos de tiempo, los cuales pueden ser estados de operación o accidentes. Entre los modelos destinados a este tipo de estudios existen distintas aplicaciones dependiendo del tipo de central y el tipo de accidentes.

Uno de los más empleados en evaluaciones de seguridad es TRACE5 [1][2][3]. Este utiliza ecuaciones de conservación en sistemas multidimensionales de dos fases (líquido y vapor),

Digital Object Identifier: (only for full papers, inserted by LACCEI).
ISSN, ISBN: (to be inserted by LACCEI).
DO NOT REMOVE

considerando fenómenos de transferencia de calor y cinética neutrónica para calcular la potencia de los reactores. Tiene un enfoque modular de componentes para el modelado de sistemas de procesos. Es decir, cada cañería, válvula, separador u otro equipo o accesorio puede ser representado con componentes predefinidos como PIPES, VALVES o SEPARATORS. Todos estos componentes son unidimensionales, excepto ciertas excepciones como el “VESSEL” cuyo carácter 3D lo vuelve muy útil para modelar recipientes de presión (que es donde se ubica el núcleo del reactor). Hoy en día se sigue estudiando su capacidad para simular accidentes en reactores nucleares, como roturas en cañerías de gran tamaño (LOCA por sus siglas en inglés) [4]. Estas validaciones implican analizar la precisión con la que TRACE predice el mezclado de agua a distintas temperaturas o estudiar un evento PTS (Pressurized Thermal Shock), entre otros.

El presente trabajo aborda el estudio de mezclado de caudales de agua a distinta temperatura en reactores de agua presurizada (PWR) utilizando para ello el código TRACE5 y particularmente su componente VESSEL. De esta manera, se simuló las pruebas 1.1, descrita por Coscarelli y col. [5], y 1.2, estudiada por el mismo autor [6]. Estas pertenecen al proyecto PKL, el cual se encuentra descrito en [7]. Estas pruebas se realizaron en la facilidad experimental ROCOM [8], la cual fue construida para representar un reactor PWR KONVOI en escala. El mismo tiene medidores de temperatura en diversas partes del recipiente de presión para conocer como es la evolución térmica en los distintos puntos del reactor. La prueba 1.1 consiste en el ingreso de agua fría por una de las ramas calientes mientras el refrigerante en la vasija se encuentra inicialmente a una temperatura mayor, y la prueba 1.2 es el mezclado del agua caliente del reactor con agua a temperatura ambiente. Estas condiciones, en centrales nucleares, podrían darse durante un evento accidental de rotura de la línea de vapor principal, y producir un efecto de shock térmico que puede afectar la integridad de la vasija porque el salto térmico es elevado o bien porque la pluma térmica se encuentra fuertemente concentrada. Por este motivo, el estudio de este tipo de condiciones reviste un gran interés.

Este trabajo consiste en analizar la capacidad del componente 3D “VESSEL” para simular este tipo de eventos. Para eso se modeló el recipiente de presión de la facilidad ROCOM usando dicho componente, además de las cañerías de su sistema primario. Luego de correr la simulación se observó que en la prueba 1.1 en el downcomer (DC) la temperatura promedio coincide satisfactoriamente con la experimental, mientras que en la entrada al haz de tubos (HT) se observó una diferencia térmica. También se monitoreó la temperatura mínima en el reactor y se observó que a medida que se refina azimutalmente la malla, la temperatura mínima calculada en TRACE5 se acerca más a la registrada en el reactor. Para la prueba 1.2 se midió la temperatura promedio en el DC y el HT. Al igual que en el caso anterior, se observó una gran sensibilidad en los resultados respecto al refinamiento azimutal de la malla, mejorando los resultados conforme se

refina en esta dirección. Finalmente, en ambas pruebas se comprobó que los resultados se consideran adecuados ya que las diferencias no son importantes y la evolución de la temperatura (más allá de las mencionadas diferencias) es similar a los datos experimentales. Además, la evolución de las temperaturas calculadas por TRACE5 siguió cualitativamente la forma de la curva de los datos experimentales.

II. DESCRIPCIÓN DE LA FACILIDAD EXPERIMENTAL ROCOM

Durante años se han diseñado y construido facilidades experimentales a escala que representan reactores nucleares con el fin de proporcionar información sobre fenómenos que pueden ocurrir en estas instalaciones, especialmente enfocados en evaluar la integridad estructural y funcional del reactor. ROCOM (Rossendorf Coolant Mixing Model, Fig. 1) es una facilidad experimental para realizar pruebas que modela un reactor PWR KONVOI. Debido a su versatilidad, permite realizar una amplia variedad de experimentos, muchos de los cuales se usan para validar códigos de sistemas termo-hidráulicos o modelos CFD [4][9]. Este prototipo está construido en una escala lineal de 1:5 en comparación con un reactor tipo PWR. Además, el tiempo que tarda el refrigerante en recorrer el reactor y su loop es igual en ambos reactores cuando se opera en condiciones nominales [8].

La instalación se utiliza principalmente para la investigación de procesos físicos como la mezcla de refrigerantes y otros fenómenos relacionados, como el choque térmico presurizado (PTS por sus siglas en inglés). Permite el ingreso de diferentes caudales a distintas temperaturas o con distinta concentración de boro para analizar el mezclado de corrientes y la concentración de trazas en distintas zonas de la vasija. La instrumentación tiene como propósito medir este tipo de variables, lo que permite obtener resultados de alta resolución en cada experiencia. La instalación consta de un recipiente de presión de acrílico, cuatro juegos de bombas, simuladores de generadores de vapor y las cañerías de la rama caliente y fría con sus respectivas boquillas de ingreso y egreso del mencionado recipiente. Además, hay tuberías y válvulas conectadas a estas, que permiten la inyección de agua fría en el recipiente de presión, simulando el Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS, por sus siglas en inglés).

La facilidad experimental ROCOM permite realizar experimentos en una gran variedad de condiciones de flujo, desde la circulación natural hasta aquellas que involucran la condición de caudal nominal de las bombas. La versatilidad de la instalación permite incluso aumentar el caudal de circulación siguiendo una determinada pendiente. Esto es posible gracias a las bombas de caudal variable.

La Fig. 2 esquematiza el recipiente de presión de la facilidad ROCOM. El agua ingresa por uno de los cuatro “nozzles” de entrada (recuadro celeste) y desciende por el DC (violeta). Luego se mezcla en el “plenum” inferior (PI, representado en azul), y asciende por la placa de soporte del núcleo (naranja), atraviesa el HT (rojo) y llega al “plenum”

superior (PS, de color amarillo). Finalmente, sale por uno de las cuatro nozzles de salida (verde).

El recipiente de presión de la instalación ROCOM consiste en dos medios barriles de acrílico con un espesor de 20 mm. Este recipiente contiene el DC, la placa de soporte del núcleo y el HT. El DC tiene un diámetro interior de 874 mm y un diámetro exterior de 1000 mm. Ascende desde el PI hasta las boquillas de entrada, que tienen un diámetro de 150 mm. El HT está ubicado sobre la placa de soporte del núcleo, que tiene 193 tubos de 30 mm. La Tabla I resume las principales características de la vasija del reactor ROCOM.

El PI es un toroide circunferencial. Contiene un cilindro perforado, que se coloca debajo de la placa de soporte del núcleo (ambos comparten el mismo eje). Este cilindro tiene 410 orificios con diámetro de 15 mm. En cuanto al PS, se sitúa sobre el HT y no tiene elementos internos. Tiene un cabezal liso que se puede quitar para introducir otro similar a los del KONVOI original.

TABLA I
PARÁMETROS GEOMÉTRICOS DE LA FACILIDAD ROCOM

Parámetro	Valor
Diámetro interior del recipiente de presión (mm)	1000
Altura del recipiente de presión (mm)	~2400
Diámetro interior del nozzle de entrada (mm)	150
Ancho del DC (mm)	63
Caudal en cada loop (m ³ /h)	350 (max.) 185 (nominal)
Velocidad de entrada del refrigerante (m/s)	5.5 (max.) 2.91 (nominal)
Velocidad en el DC (m/s)	2.1 (max.) 1.1 (nominal)
Número de Reynolds en el nozzle de entrada (-)	8.3·10 ⁵ (max.) 4.4·10 ⁵ (nominal)
Número de Reynolds en el DC (-)	2.6·10 ⁵ (max.) 1.4·10 ⁵ (nominal)

La instalación cuenta con sensores de medición de conductividad eléctrica de malla de alambre, lo que permite obtener resultados de alta resolución. Estos medidores se

encuentran en el DC, la entrada de cada tubo y las boquillas de entrada y salida. Sin embargo, la instalación no cuenta con elementos de calefacción o inyección de boro dentro del núcleo. Para simular la concentración de boro o la diferencia de temperatura, la instalación se llena con agua desmineralizada y se inyecta agua salada o mezclada con algún solvente. Esto se logra por medio de dispositivos controlados por computadora. Los citados sensores miden la conductividad el agua salada y desmineralizada, cuya diferencia representa la variación de temperatura o concentración.

Los sensores del DC se colocan en 64 posiciones azimutales y 32 en posiciones axiales, dando un total de 2048 puntos de medición, distribuidos cada 5.625° y separados por una distancia vertical de 29 mm. Se distribuyen por igual en las capas superior, media e inferior del DC, estando cada una de estas tres separadas 310 mm. Además, hay un sensor en cada tubo y 16 sensores de medición en cada boquilla.

III. EL PROYECTO PKL Y SUS PRUEBAS

El proyecto PKL llevado a cabo sobre la facilidad experimental ROCOM fue desarrollado en varias etapas (descritas en [7]) donde se abordaron distintas pruebas con el objetivo de analizar condiciones accidentales dentro de la vasija de presión. Las pruebas 1.1 y 1.2 llevadas a cabo en la facilidad experimental ROCOM se encuentran dentro del marco de la segunda etapa de dicho proyecto. Su objetivo general fue lograr un mejor entendimiento de los complejos procesos termohidráulicos que se dan en determinados escenarios accidentales en reactores nucleares, permitiendo una mejor evaluación de las contramedidas necesarias para controlar el accidente y determinar los márgenes de seguridad.

En esta etapa del proyecto se analizaron temas relacionados a la seguridad de reactores PWR, nuevos diseños y algunos mecanismos de transferencia de calor que se dan en el núcleo del reactor y en generadores de vapor bajo situaciones accidentales. En este marco se realizaron cinco

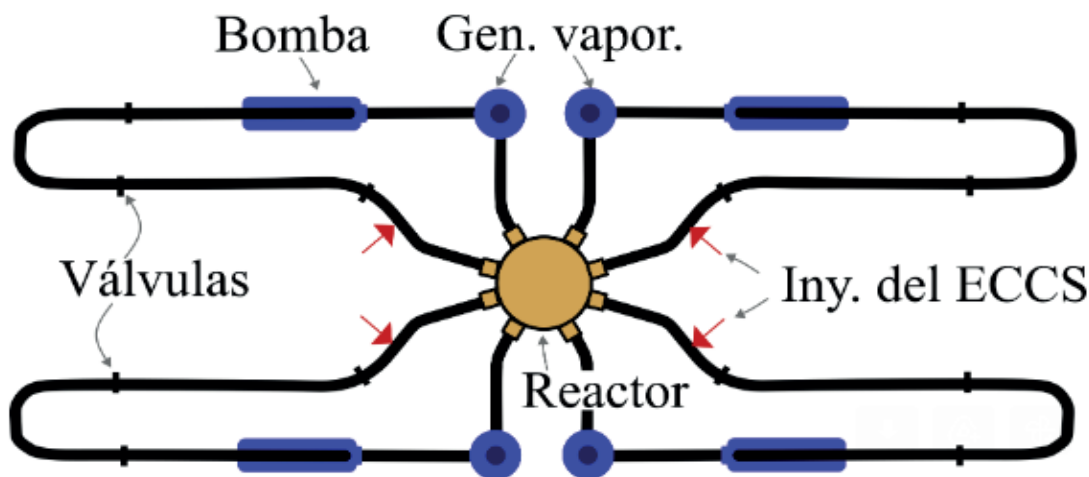


Fig. 1 Lay-out de la facilidad experimental ROCOM.

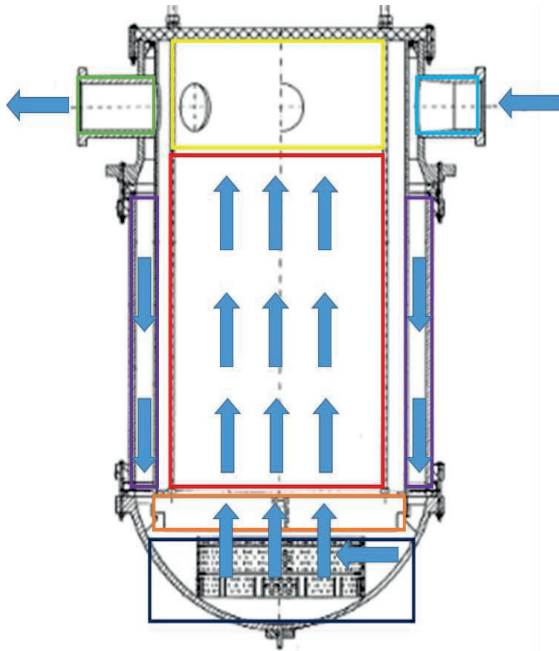


Fig. 2 Recipiente de presión de la facilidad ROCOM.

pruebas experimentales en la facilidad experimental ROCOM, llamadas numéricamente 1.1, 1.2, 1.3, 2.1 y 2.2. Las mismas están relacionadas con el proceso de sobre-enfriamiento (pruebas 1.1, 2.1 y 2.2) y la inyección del ECCS al núcleo (pruebas 1.2 y 1.3).

Entre estas, la prueba 1.1 representa la situación accidental en que una de las líneas de vapor principal se rompe y esto provoca que en el lado primario (el cual es el que fue modelado) uno de los loops reduzca su temperatura de 236.1 °C a 153 °C súbitamente, como se presenta en [5]. Esto lleva, además, a un aumento rápido en el caudal de refrigerante del loop afectado. En definitiva, es este fenómeno el que determina las condiciones iniciales y de contorno del modelo desarrollado en la sección V de este trabajo. Por eso, durante la simulación de esta prueba se tienen tres loops operando normalmente y el cuarto tiene una temperatura menor.

Por otro lado, la prueba 1.2 [6], simula el momento en que se produce la inyección de agua a temperatura ambiente del ECCS, el cual tiene la función de proveer agua fría al núcleo, y en este trabajo fue modelado como una condición de contorno. Esta prueba representa la inyección de emergencia luego de una rotura en el circuito primario. Frente a este tipo de eventos lo que se busca es asegurar la refrigeración de los elementos combustibles. Sin embargo, el ingreso de agua fría en una vasija a alta temperatura puede provocar daños estructurales a la misma debido al shock térmico. Por esta razón, los experimentos de este tipo de condiciones y las simulaciones son de gran importancia.

En el test 1.2, el agua fría es introducida en los loops 3 y 4. El loop 3 es el afectado por la rotura, por lo que el caudal de agua caliente es mayor.

IV. EL CÓDIGO DE SISTEMAS TRACE5

El código de sistemas TRACE5 es un código termohidráulico utilizado para simular estados estacionarios, transitorios operacionales o accidentes en reactores nucleares. El mismo resuelve los balances de masa, energía y cantidad de movimiento de las fases líquida y vapor por medio de volúmenes finitos, junto con las ecuaciones de cierre. En este, las variables están promediadas dentro de cada celda. Si bien la mayor parte de los componentes hidráulicos son 1D (como los PIPES, PUMPS o VALVES), este código de sistemas permite utilizar un componente 3D llamado VESSEL, cuyas características se encuentran detalladas en [1]. El mismo es uno de los objetos de estudio de este trabajo.

Debido a las condiciones de presión y temperatura, el agua de las pruebas se encuentra en estado líquido. Así, las ecuaciones de conservación de masa, energía y momento resultan las siguientes:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x}(\rho V) = 0 \quad (1)$$

$$\frac{\partial(\rho e)}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x}(\rho e V) = -P \frac{\partial V}{\partial x} + h_w \frac{A_w}{V} (T_w - T) \quad (2)$$

$$\frac{\partial V}{\partial t} + V \frac{\partial V}{\partial x} = -\frac{1}{\rho} \frac{\partial P}{\partial x} - KV|V| \quad (3)$$

TRACE5 permite utilizar dos esquemas de cálculo, llamados Semi-implícito y SETS (Stability-Enhancing Two-Steps), los cuales se presentan en [1]. Ambos utilizan métodos semi-implícitos para resolver las ecuaciones diferenciales. Los pasos de tiempo en el primero están restringidos por el límite de Courant según la expresión (4) mientras que en el segundo no presenta esta restricción. Además, SETS introduce pasos “estabilizadores”, a diferencia del otro esquema.

$$\Delta t \leq k \frac{\Delta x}{v} \quad (4)$$

Esto le permite a SETS un mayor paso de tiempo y resultados más rápidos. Como contrapartida, este esquema de cálculo tiene mayor difusividad numérica y sus relativamente grandes pasos de tiempo lo vuelven el menos indicado de los dos para simular fenómenos rápidos como la despresurización del sistema primario en un LOCA.

El código utiliza magnitudes escalares (densidades, temperaturas, presiones, por ejemplo), las cuales se calculan en las celdas, y vectoriales (como velocidades), calculadas en los bordes. Cuando el esquema de cálculo necesita una magnitud escalar en un borde se usa el método “upwind”. Este consiste en considerar para el borde la magnitud escalar del centro de la celda anterior, de acuerdo al sentido de la velocidad del fluido en dicho borde.

El componente 3D VESSEL permite resolver los flujos internos a través de las seis caras de cada celda, la distribución de presiones y temperaturas en cada una de ellas, etc. Además,

al VESSEL pueden incorporarse factores de pérdida de carga, como en los componentes 1D.

En el caso de componentes 3D, las ecuaciones diferenciales se resuelven de un modo similar que en un componente 1D, extendiéndolas a tres dimensiones. La diferencia principal entre ambos es que cada celda puede tener hasta seis celdas adyacentes, y con ellas intercambia masa, energía y cantidad de movimiento. Además, esta última ecuación es vectorial, por lo que tiene tres coordenadas. De esta manera, el volumen cilíndrico se particiona radial, azimutal y axialmente para definir la grilla que permite discretizar el volumen 3D. Así como para componentes 1D, un desarrollo y explicación detallada del cálculo en componentes 3D se encuentra en [1], por lo que no se presentará en este trabajo.

Se puede conectar componentes 1D a un VESSEL, lo cual permite el intercambio de masa, energía y cantidad de movimiento con este tipo de componentes. La conexión entre ambos se realiza suponiendo que el elemento unidimensional se ubica 90° respecto al VESSEL, tal como ocurre en un recipiente de presión de un reactor nuclear.

V. DESARROLLO DEL MODELO

La instalación ROCOM se modeló utilizando TRACE5 patch5. El modelo consta de PIPEs (componente utilizado para modelar tuberías), FILLs y BREAKs (componentes de TRACE5 que permiten introducir condiciones de contorno dependientes del tiempo en los nozzles de entrada y salida del recipiente), y un VESSEL, el cual se utiliza para modelar el recipiente de presión. En la Fig. 3 se presenta una imagen de dicho modelo. El componente VESSEL tiene dieciséis celdas axiales, nueve radiales y ocho azimutales, dando en total 1152 celdas.

De los nueve espacios radiales, los primeros siete interiores corresponden al HT y el noveno corresponde al DC. Por su parte, el octavo nivel corresponde a una pared de separación entre ambas zonas. La facilidad ROCOM cuenta con 193 canales, los cuales en el modelo fueron distribuidos en las primeras siete zonas radiales. En la Tabla II se presenta la cantidad de canales que condensa cada uno de los niveles radiales.

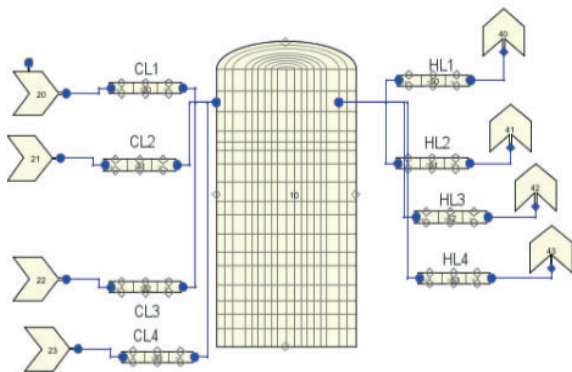


Fig. 3 Modelo de la facilidad ROCOM desarrollado en TRACE5.

TABLA II
CANTIDAD DE TUBOS POR NIVEL RADIAL

Nivel radial	Cantidad de canales
1	5
2	16
3	16
4	24
5	28
6	40
7	64

El componente VESSEL permite al usuario introducir la porosidad deseada en cada celda y sus contornos. Esto se utilizó para simular el DC, el PI, la placa de soporte del núcleo y el HT. Este enfoque también se utilizó para considerar el cilindro perforado, usando la porosidad del mismo en los bordes de celda que le corresponden.

En el PI la porosidad de cada celda se calculó como la relación entre el volumen de una determinada celda y el volumen que ocuparía la misma en el PI (dicho valor varía entre 0 y 1 y puede tener un valor fraccional si parte de la celda se encuentra fuera del PI). Un enfoque similar se utilizó para definir la porosidad de las celdas que representan el DC y el HT.

La placa de soporte del núcleo (la cual actúa como sostén del HT) abarca los siete niveles radiales interiores. Sus áreas de flujo y sus porosidades se calcularon con el número total de tubos en cada nivel, al igual que en la zona del HT. Esto permitió calcular la porosidad de cada uno de ellos. Además, como el refrigerante de un tubo no puede pasar a otro mientras esté en el HT, se anularon las áreas de flujo azimutal y radial. Esto equivale a impedir que el agua de las celdas que representan un canal pase a otro.

La porosidad del cilindro perforado se calculó teniendo en cuenta su geometría (diámetro y altura) y número de orificios. Luego, el resultado se introdujo en los bordes de las celdas que lo representan.

TRACE permite al usuario colocar coeficientes de pérdida de presión en cada borde. Al modelar ROCOM, los coeficientes de pérdida de presión se colocaron para tener en cuenta las boquillas de entrada y salida, ensanchamiento del DC (la zona que se encuentra por encima del HT es más ancha), cilindro perforado, entrada de la placa de soporte del núcleo y la entrada y salida del HT. A continuación, se detallan las condiciones iniciales y de borde para el problema dependiendo de la prueba que se evalúa.

El transitorio fue simulado para ambos casos por 80s. Este tiempo es suficiente para analizar los fenómenos que intervienen en cada prueba. Dichas corridas se realizaron en un procesador Intel Core i5-7200 de 2.7 GHz de velocidad con 8 GB de memoria RAM.

A. Condiciones Iniciales

Las condiciones iniciales de cada prueba se resumen en la Tabla III.

TABLA III
CONDICIONES INICIALES DEL MODELO

Prueba 1.1		
Variable	Loops 1 – 4	
Temperatura (°C)	236.1	
Caudal másico (kg/s)	1.326	
Densidad (kg/m ³)	819.9	
Presión (MPa)	3.8	
Prueba 1.2		
Variable	Loops 1-2	Loops 3-4
Temperatura (°C)	227.7	227.7
Caudal másico (kg/s)	0.97	2.6
Densidad (kg/m ³)	831.5	831.5
Presión (MPa)	4.0	4.0

B. Condiciones De Contorno

En la prueba 1.1 se consideró que los cuatro loops son idénticos, por lo que resulta indistinto cuál de ellos se ve afectado por la rotura. Por eso, se eligió arbitrariamente que el loop 1 sea el afectado. En la prueba 1.2 se consideró que la inyección de agua se produce en el loop 3.

Al inicio de la prueba 1.1, la temperatura del mismo disminuye desde 236.1 °C hasta 153 °C y el caudal aumenta de 1.326 kg/s a 5.743 kg/s. Por otro lado, el resto de los loops sigue operando sin cambios. Las condiciones de contorno se resumen en las tablas IV y V.

TABLA IV
CONDICIONES DE CONTORNO, NOZZLES DE ENTRADA DE LA PRUEBA 1.1

Variable	Loop 1	Loop 2 – 4
Temperatura (°C)	153	236.1
Caudal másico (kg/s)	5.743	1.326
Densidad (kg/m ³)	915.9	819.9
Presión (MPa)	3.8	

TABLA V
CONDICIONES DE CONTORNO, NOZZLES DE SALIDA DE LA PRUEBA 1.1

Variable	Loop 1	Loop 2 – 4
Temperatura (°C)	153	236.1
Presión (MPa)	3.8	

Al principio de la prueba 1.2 el reactor se encuentra operando con los cuatro loops a 227.7 °C mientras se produce la inyección de agua a temperatura ambiente a través de dos pequeñas tuberías conectadas a los loops 3 y 4. Las condiciones de contorno se resumen en las tablas VI y VII.

TABLA VI
CONDICIONES DE CONTORNO, NOZZLES DE ENTRADA DE LA PRUEBA 1.2

Variable	Loop 1-2	Loop 3	Loop 4	ECCS
Temperatura (°C)	227.6			25
Caudal másico (kg/s)	0.9731	2.565	0.9731	0.265
Densidad (kg/m ³)	831.7			998.9
Presión (MPa)	3.97			

TABLA VII
CONDICIONES DE CONTORNO, NOZZLES DE SALIDA DE LA PRUEBA 1.2

Variable	Loop 1 – 4
Temperatura (°C)	227.7
Presión (MPa)	3.97

VI. RESULTADOS

A. Prueba 1.1

En esta sección se analizan los resultados del modelo de ROCOM para la prueba 1.1. De los dos esquemas numéricos

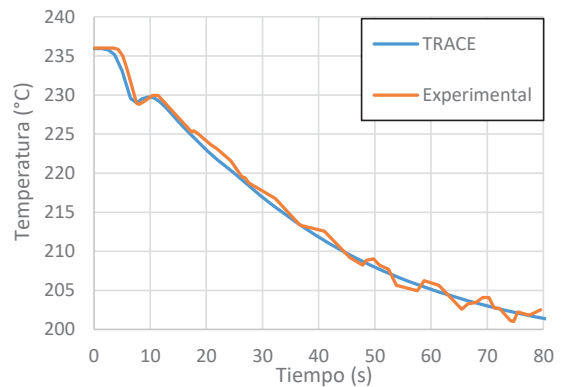


Fig. 4 Temperatura promedio en el DC para la prueba 1.1.

que dispone TRACE5, se utilizó el método SETS ya que requiere mucho menos tiempo de cómputo.

La Fig. 4 muestra la temperatura promedio a lo largo del DC obtenida por el modelo y los valores del experimento. Como se observa claramente, su evolución es similar a la obtenida experimentalmente. Al inicio del experimento se produce una meseta donde la temperatura permanece constante, conservando el valor de la condición inicial. Luego de cuatro o cinco segundos, tanto la temperatura experimental como la calculada comienzan a disminuir a un valor ligeramente inferior a 230 °C. Unos segundos después, se produce un aumento marginal de ambas temperaturas y, a los 10 segundos aproximadamente, inician un descenso continuo que se prolongará hasta el final de la simulación. La temperatura promedio en el DC calculada por TRACE5 concuerda con los resultados experimentales de la prueba 1.1, mostrando diferencias despreciables y capturando cada una de las variaciones en la evolución de la temperatura. También se compararon las temperaturas de entrada al núcleo con los respectivos resultados experimentales, las cuales se presentan en la Fig. 5. En general, existe bastante acuerdo en cuanto a la evolución de la temperatura, ya que ambas curvas parten de una meseta que dura aproximadamente 10 segundos y luego disminuyen con el mismo comportamiento tendiente a alcanzar un valor estacionario.

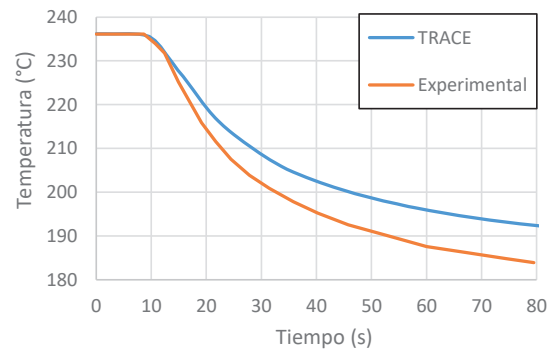


Fig. 5 Temperatura promedio en la entrada del HT para la prueba 1.1.

Sin embargo, hay una diferencia creciente entre ambas curvas que después de 80 segundos es ligeramente inferior a 10 °C. La misma puede ocurrir por la representación numérica del VESSEL. Es decir, puede deberse a la escasa representación de los canales algunos de los cuales reúnen de forma incorrecta la distribución de caudales. Esta diferencia, sin embargo, está en el orden de los valores esperados para los códigos de sistemas como el que se presenta en [10], donde los autores reportan una diferencia de aproximadamente 6°C para el final de la simulación (80 segundos).

Para analizar la relación entre los resultados y la discretización geométrica se llevaron a cabo simulaciones con diferentes niveles de nodalización, particularmente para las celdas azimutales que son las responsables de mejorar el ajuste de la distribución de flujo en la zona del PI y el DC. En este caso se analizará la temperatura mínima, que representa un parámetro más sensible para el estudio. Para eso se realizaron tres cálculos distintos. En el cálculo 1.1.A se utilizaron 8 niveles azimutales, en el cálculo 1.1.B se usaron 24 y el 1.1.C se realizó con 40. Los resultados en el DC y la entrada al HT se presentan en las Fig. 6 y 7, respectivamente.

En la Fig. 6 se observa que la temperatura mínima depende fuertemente de la cantidad de celdas azimutales, habiendo más de 20°C de diferencia entre las curvas presentadas en el cálculo 1.1.A y 1.1.C (siendo esta última la que da mejores resultados). Por su parte, el cálculo 1.1.B, con una cantidad intermedia de niveles azimutales, presenta una curva de temperatura mínima entre las otras dos. En síntesis, para el final de la simulación, los datos de temperatura mínima en el DC se presentan en la siguiente tabla.

TABLA VIII
TEMPERATURA MÍNIMA (°C) EN EL DC AL FINAL DE LA PRUEBA 1.1

Cálculo A	Cálculo B	Cálculo C	Experimental
185.9	171.3	165.5	155.7

En la Fig. 7 se observan resultados similares, pero las diferencias entre las tres curvas son mucho menores, siendo de hasta 3°C. Así, se puede inferir que la influencia que tiene el número de niveles azimutales en la temperatura mínima es mucho mayor en el DC que en la entrada al HT. Esto se lo puede atribuir a que al llegar a esta zona el agua se encuentra ya suficientemente mezclada.

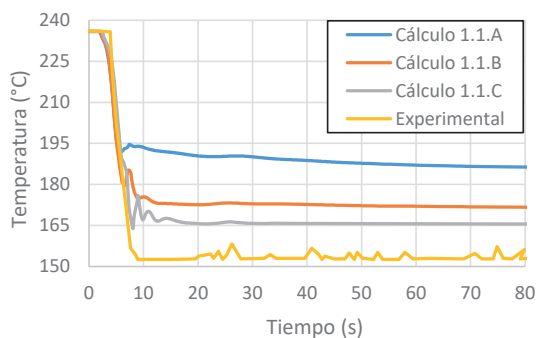


Fig. 6 Temperatura mínima en el DC en la prueba 1.1.

B. Prueba 1.2

En esta sección se evaluó el modelo realizado en TRACE5 respecto a los resultados de la prueba 1.2. Para ello se realizaron tres cálculos (D, E y F). En todos ellos se calculó la temperatura promedio en DC y en la entrada al núcleo. Además, con el objetivo de probar que efecto tiene la nodalización azimutal en los resultados, se varió el número de celdas azimutales, siendo 8 para el cálculo D, 24 para el E y 40 para el F. El número de niveles axiales y radiales se mantuvo constante en los tres.

La Fig. 8 presenta los valores de temperatura promedio calculados y experimentales para el DC. Estos demuestran que TRACE predice razonablemente la evolución de la temperatura promedio, existiendo diferencias entre los valores obtenidos dependiendo del número de celdas azimutales.

Al comienzo del experimento, la temperatura permanece en su valor de condición inicial. Después de 8s, todas las temperaturas disminuyen de 3 a 4 °C, alcanzando un valor casi constante ligeramente superior a 224 °C. Posteriormente, 20s después de iniciar el cálculo, todas las curvas inician un descenso persistente que se prolonga hasta el final de la simulación.

Por otro lado, existe una diferencia entre las curvas calculadas y los resultados experimentales. Además, esta diferencia aumenta a medida que avanza el cálculo. Por ejemplo, 80 segundos después de iniciada la experiencia, la diferencia del cálculo D con la curva experimental es de aproximadamente 3.5 °C, mientras que para los cálculos E y F alcanzan los 2.2 °C y 0.9 °C, respectivamente. A partir de estos resultados se concluye que una discretización azimutal más fina permite mejores resultados. La misma tendencia se observó para los resultados de temperatura a la entrada del núcleo.

La Fig. 9 presenta la temperatura promedio en la entrada del HT. Al igual que en la figura anterior, TRACE predice adecuadamente la evolución de dicha temperatura. Cada curva conserva el valor de la condición inicial hasta 15 segundos después del inicio del cálculo. Después de eso, los resultados experimentales y calculados disminuyen en forma continua hasta cumplirse los 80 segundos. Además, dicha figura muestra que existe una diferencia entre la curva calculada y los resultados experimentales, que se reduce a medida que el

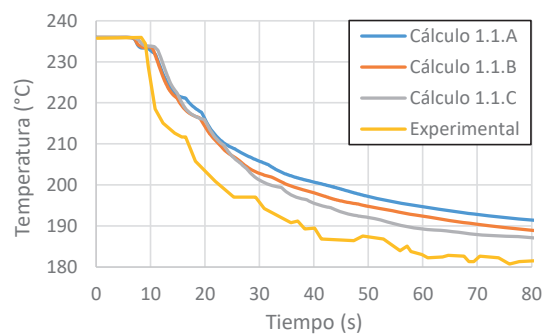


Fig. 7 Temperatura mínima en el HT en la prueba 1.1

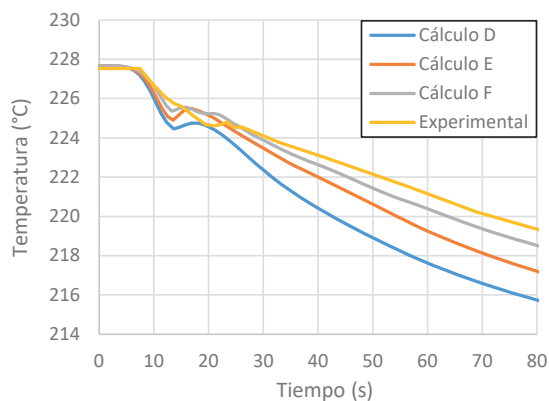


Fig. 8 Temperatura promedio en el DC para la prueba 1.2.

cálculo se realiza con una nodalización azimutal más fina. Las diferencias entre los resultados experimentales y los cálculos a los 80 segundos son de 1.7 °C para el modelo A, 1.34 °C para el modelo B y menos de 1 °C para el modelo C.

Finalmente, parte de las diferencias observadas entre los cálculos y los valores experimentales se pueden deber a la difusividad numérica que es inherente a este tipo de códigos, como se sugiere en [11]. Es posible que se obtengan mejores resultados si, por ejemplo, se utilizase el método semi-implícito.

Cabe mencionar que la capacidad de predecir la distribución de caudales y temperaturas mediante la utilización de este componente VESSEL representa un gran avance respecto a la utilización de los tradicionales códigos de sistemas. Esto se debe a que en estos comúnmente se representa el DC, el PI y los canales con componentes 1D que, si bien son de gran utilidad para analizar condiciones generales de la planta, no tienen la exactitud del VESSEL para identificar trazas de flujo más frío o flujos internos dentro de la vasija.

Finalmente, se analizó el tiempo de cómputo y los pasos de tiempo máximo y mínimo durante cada simulación, los cuales se presentan en las tablas IX y X.

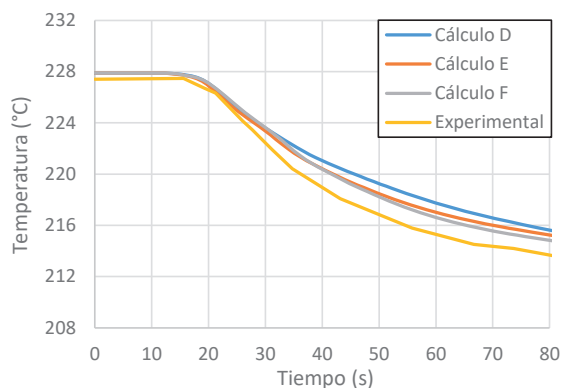


Fig. 9 Temperatura promedio en el HT para la prueba 1.2.

TABLA IX
TIEMPO DE CÓMPUTO Y PASOS DE TIEMPO (S) DE LA PRUEBA 1.1

	A	B	C
Paso de tiempo máximo	1	1	1
Paso de tiempo mínimo	0.070	0.062	0.037
Tiempo de cómputo	141	563	1400

TABLA X
TIEMPO DE CÓMPUTO Y PASOS DE TIEMPO (S) PARA LA PRUEBA 1.2

	D	E	F
Paso de tiempo máximo	1	1	1
Paso de tiempo mínimo	0.15	0.12	0.094
Tiempo de cómputo	55	234	638

Se pudo comprobar que el tiempo de cómputo aumenta sustancialmente a medida que aumenta la cantidad de niveles azimutales del VESSEL (lo que lleva a que se incremente el número de celdas en dicho componente). Por ejemplo, entre el cálculo A (8 niveles azimutales) y el cálculo B (24 niveles) hay un aumento del tiempo de cómputo de 400%, aproximadamente. Además, entre este último y el cálculo C (40 niveles) hay un aumento de 250%. Esto permite inferir que el tiempo de cómputo es fuertemente dependiente de la cantidad de celdas del VESSEL.

Por otro lado, las seis simulaciones presentan un paso de tiempo máximo de 1 segundo, el cual es el máximo que se permitió en la corrida. Finalmente, se observó que el paso de tiempo mínimo es menor en la prueba 1.1 que en 1.2.

VII. CONCLUSIONES

En el presente trabajo se llevó a cabo la evaluación de un novedoso componente de representación para modelos termohidráulicos de evaluación de accidentes en centrales nucleares denominado VESSEL. El mismo tiene la capacidad de representar componentes geométricos con características tridimensionales. Como parte del trabajo se estudiaron dos condiciones accidentales dentro de la facilidad experimental ROCOM destinada a evaluar accidentes en la vasija de presión de un reactor nuclear tipo PWR. Se abordaron las pruebas 1.1 y 1.2 de la segunda fase del proyecto PKL usando el código de sistemas TRACE5 patch 5. Se realizó un modelo independiente de dicha facilidad y se compararon los resultados obtenidos con los datos experimentales.

Los resultados del modelo mostraron gran acuerdo respecto a los datos experimentales, demostrando que TRACE5 tiene la capacidad de simular los transitorios de las pruebas. Un estudio cuantitativo de la distribución de temperatura calculada por TRACE5 demostró que éstas se conciden razonablemente con los datos experimentales.

En la prueba 1.1 la temperatura promedio en el DC calculada por TRACE5 muestra resultados más que satisfactorios con los datos experimentales, mientras que en la entrada al HT hay una diferencia menor a 10°C. Aun así, esta diferencia se considera razonable dado que la nodalización azimutal utilizada puede refinarse aún más.

En cuanto a la temperatura mínima en el DC, se observó que una mayor nodalización azimutal permite una mejor aproximación de la misma, ya que en el cálculo A se obtuvo un valor de 185.9°C y en el cálculo C se tuvo una temperatura de 165 °C, mientras que el dato experimental fue 155.7 °C. Se

espera que una nodalización azimutal aún más fina logre mejores resultados, como muestra la tendencia en la Tabla VIII.

En cuanto a los resultados de la prueba 1.2 se observó que el valor de la temperatura promedio, tanto en el DC como en la entrada al HT, son también fuertemente dependientes de la nodalización azimutal. Para esta prueba se obtuvieron mejores resultados al refinar la malla.

En cuanto a los tiempos de cómputo, se comprobó que los mismos varían entre unas decenas de segundos hasta los 20 minutos, aproximadamente. Es decir que, para esta clase de transitorios, es posible utilizar un VESSEL con mayor cantidad de celdas sin tener que incurrir en tiempos de cómputo sustancialmente grandes.

Finalmente, es preciso destacar el potencial de este código 3D frente a los tradicionales códigos de sistema 1D donde resultaba imposible predecir fenómenos locales dentro de la vasija. Este tipo de códigos sigue posicionándose por sobre los modelos full CFD 3D, donde el alto costo computacional continúa siendo restrictivo para modelos de grandes dominios durante largos transitorios.

REFERENCIAS

- [1] US-NRC, United States Nuclear Regulatory Commission. "TRACE V5.0 Theory Manual". Rev.: 5.0. 2013.
- [2] US-NRC, United States Nuclear Regulatory Commission. TRACE V5.0 User's Manual. Volume 1: Input Specification. Rev.: 5.0. 2013.
- [3] US-NRC, United States Nuclear Regulatory Commission. TRACE V5.0 User's Manual. Volume 2: Modeling Guidelines. Rev.: 5.0. 2013.
- [4] V. Benčić, D. Grgić and S. Sadek. "NEK 3 inch Cold Leg Break LOCA Calculation using TRACE 5.0p5 and RELAP5/MOD 3.3 Codes". Proceedings of the 13th International Conference of the Croatian Nuclear Society. Junio 2022.
- [5] E. Coscarelli, S. Lutsanych and F. D'Auria, "Thermal Hydraulic System Codes Performance in Simulating Buoyancy Flow Mixing Experiment in ROCOM Test Facility". NENE 2013 – 22nd International Conference Nuclear Energy for New Europe. Septiembre 2013.
- [6] E. Coscarelli, F. D'Auria, F. Galassi and A. Del Nevo. Tesis de doctorado: "An integrated approach to accident analysis in PWR". Coscarelli, E. D'Auria, F. Galassi, G. Del Nevo, 2013.
- [7] Página oficial Proyecto PKL de la OECD: www.oecd-nea.org/jcms/pl_25236/primary-coolant-loop-test-facility-pkl-project
- [8] Página oficial de la facilidad experimental ROCOM <https://www.hzdr.de/db/Cms?pOid=11974&pNid=2737>
- [9] G. Grunwald, T. Höhne, S. Kliem, H. M. Prasser, U. Rohde and F. P. Weiss. "Experiments and CFD Calculations on Coolant Mixing in PWR – Application to Boron Transient Analysis". TECHNICAL MEETING on Use of Computational Fluid Dynamics (CFD) Codes for Safety Analysis of Reactor Systems, including Containment. Noviembre 2002.
- [10] E. Diaz Pescador, F. Schäfer and S. Kliem, "Modelling of Multidimensional Effects in Thermo-Hydraulic System Codes under Asymmetric Flow Conditions – Simulation of ROCOM Tests 1.1 and 2.1 with Athlet 3D-Module", *Nuclear engineering and Technology*, vol. 53, no. 2, pp. 3182-3195, Octubre 2021, in press.
- [11] J. Kurki, "Modelling of ROCOM mixing test 2.2 with TRACE v5.0 Patch 3". NUREG/IA-0454, 2015.

**Desarrollo de un plan experimental
basado en el “Programa Coordinado
de Evaluación Preclínica de
Radiofármacos de CNEA” para
evaluar nuevos análogos de PSMA:
Etapa 1-4**

Berho, S.; Nevares, N.; Franceschinis, G.O.; Zapata, A.M.; Siri, S.;
Bellino, A.; Michelin, S.; Peña, G.; Fornaciari, C.; Thomaz, L.;
Quintana, J. y Lopez Bularte, A.C.



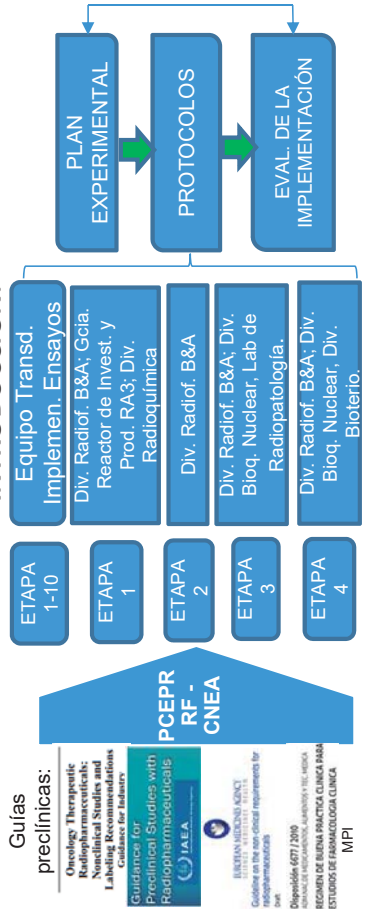
DESARROLLO DE UN PLAN EXPERIMENTAL BASADO EN EL "PROGRAMA COORDINADO DE EVALUACIÓN PRECLÍNICA DE RADIOFÁRMACOS DE CNEA" PARA EVALUAR NUEVOS ANÁLOGOS DE PSMA: ETAPA 1-4

XXIX CONGRESO ALASBIMN
XXIII CONGRESO AABYMN
BUENOS AIRES 2023
 15 al 18 de NOVIEMBRE

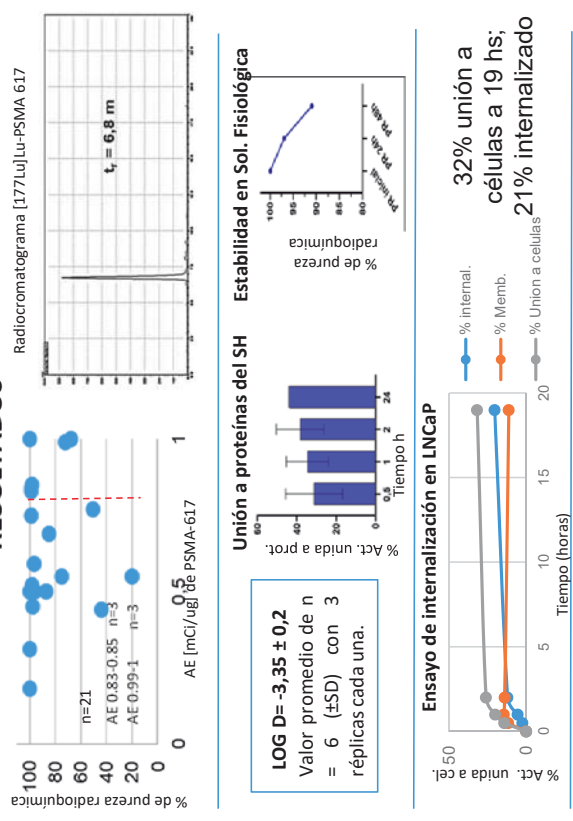
Berho S.1; Nevares N.1; Franceschinis G. O.1; Zapata A. M.1; Siri S.2; Bellino, A.3; Michelin, J.3; Quintana, J.3; Lopez Bulante A. C.1
 1 Div. Radiofarmacia Básica y Aplicada, Centro Atómico Ezeiza (CAE), Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). 2 Div. Radioquímica, CAE, CNEA. 3 Gerencia Reactor de Invest. y Prod. RA3, CAE, CNEA. 4 Lab. de Radiopatología, ARN. 5 Div. Ciclotrón de Prod., CAE, CNEA. 6 Div. Bioquímica Nuclear, Centro Atómico Constituyente, CNEA

OBJETIVO: Diseñar, elaborar e implementar un plan experimental por etapas, para la evaluación preclínica de nuevos radioligandos basados en inhibidores de PSMA, utilizando como *gold standard* PSMA-617, en el marco del Programa Coordinado de Evaluación Preclínica de Radiofármacos de CNEA (PCEPR RF-CNEA).

INTRODUCCIÓN:



RESULTADOS



MATERIALES Y MÉTODOS: Etapa 1: Se realizaron marcaciones con [177Lu]Lu c.a (AE media; RA-3, CAE). El %PR se evaluó por HPLC-RP. Etapa 2: se evaluaron los parámetros lipofilidad, estabilidad en SF y unión a proteínas del suero humano (SH) (ANOVA unidireccional (GraphPad Prism 9.0) p <0,05). Etapa 3: se realizaron ensayos de internalización en la línea celular LNCaP entre 30 min y 19h (Bloqueo con 2-PMMPA). Etapa 4: Se realizaron BD en animales normales (BalB-C) entre 30 min y 24 h.

CONCLUSIONES: Se completó la caracterización del *gold estándar* en las Etapas 1 y 2 satisfactoriamente, logrando la AE necesaria para aplicaciones terapéuticas (1mCi/ug de PSMA-617; 99 %PR) y resultados de estabilidad similares a la bibliografía. Las etapas 3 y 4 se encuentran en proceso de evaluación. Se espera continuar la evaluación del PSMA-617 en las siguientes etapas, así como iniciar la caracterización de nuevos radioligandos aplicando el PCEPR RF-CNEA desarrollado.

Etapas 5-10:

- 5- Radiotoxicidad *in vitro*/ vivo
- 6- Formulacion y transferencia a BPF
- 7- Validación de C. Calidad
- 8- Eficacia Terapéutica EPRCR
- 9- Dosimetría en animales tumorados
- 10- Toxicidad *in vivo*

Evaluación de la supresión de la población plaga de tuta absoluta a través de polillas irradiadas y su progenie bajo condiciones controladas

Yusef, M.V.; López, S.N.; Michelin, S.C. y Solís, A.

XLVII Reunión anual 2023 Buenos Aires, Argentina



EVALUACIÓN DE LA SUPRESIÓN DE LA POBLACIÓN PLAGA DE TUTA ABSOLUTA A TRAVÉS DE POLILLAS IRRADIADAS Y SU PROGENIE BAJO CONDICIONES CONTROLADAS

M.V. Yusef^{(1)*}, S.N. López⁽²⁾, S.C. Michelin⁽³⁾, A. Solís⁽¹⁾

⁽¹⁾ Laboratorio de Control de plagas, División Agronómica, Gerencia de Aplicaciones de la Tecnología Nuclear, Centro Atómico Ezeiza (CAE), Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA).

⁽²⁾ Insectario de Investigaciones para Lucha Biológica (I.I.L.B.) Instituto de Microbiología y Zoología Agrícola (IMYZA), Instituto Nacional de Tecnología Agropecuaria (INTA) Castellar

⁽³⁾ Laboratorio de Radiopatología, Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

*Correo Electrónico (autor de contacto): yusef@cnea.gob.ar

Tópico: Aplicaciones Biológicas

INTRODUCCIÓN

El tomate es la hortaliza más cultivada en invernaderos en Argentina y las plagas constituyen uno de los principales factores limitantes para su producción. Una de las de mayor importancia es la polilla del tomate *Tuta absoluta*. En trabajos anteriores hemos demostrado que una dosis de 150 Gy es la adecuada para la implementación de la TIE. Los lepidópteros incluyen plagas claves que requieren ser controlados para evitar pérdidas significativas en muchos sistemas de cultivos distribuidos mundialmente [1-2]. Existen muchas opciones de control, pero tienen problemas de contaminación, de costo y eficiencia. La TIE es una táctica de control que no es perjudicial para el medio ambiente y tiene un gran potencial para la supresión o erradicación de plagas clave de lepidópteros [3-4]

OBJETIVOS

Evaluación del desempeño de los insectos irradiados para la factible supresión de poblaciones silvestres de *T. absoluta* en condiciones semicontroladas.

DESARROLLO

Los ensayos para evaluar la capacidad supresora de polillas irradiadas con 150 Gy sobre una población silvestre se realizó en un invernáculo de 150 m² ubicado en el Departamento Aplicaciones Agropecuarias, División Aplicaciones Agronómicas, Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), Centro Atómico Ezeiza (CAE).

En cada una de las jaulas de 0.60 m de alto x 0.60 m de lado x 0.30 m de ancho, se colocaron 4 plantas de tomate con 6 a 8 hojas y se evaluó el efecto sobre la supresión poblacional utilizando una tasa de liberación de polillas irradiadas/no irradiadas de 15:1 de acuerdo al siguiente esquema: 1) jaula control (0 ♀; 0 ♂; 3 ♀_N; 3 ♂_N) y 2) jaula con liberación de individuos irradiados (45 ♀; 45 ♂; 3 ♀_N; 3 ♂_N). Se realizaron 5 réplicas por tratamiento. El crecimiento poblacional para cada tratamiento se analizó registrando el número de huevos, larvas chicas (correspondiente a los primeros estadios larvales) y larvas grandes (correspondiente a los últimos estadios larvales). Se seleccionó aleatoriamente una hoja por estrato de cada planta (superior, medio e inferior) en cada una de las jaulas una vez por semana durante 3 meses. Las condiciones meteorológicas durante el ensayo fueron: 38,7±0,8°C y 16,1±0,7°C de temperatura, y 91,4±2,6% y 25,9±3,1% de la humedad relativa.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

En el presente trabajo se evaluó, a nivel experimental en un invernadero, el efecto sobre la supresión poblacional utilizando una relación de polillas irradiadas/no irradiadas de 15:1, obteniéndose un significativo nivel de supresión. Estos resultados indican que las polillas tratadas con dosis de radiación de 150 Gy producen esterilidad total en hembras y esterilidad parcial en machos no afectando la competitividad para copular con las hembras no tratadas. Como resultado, se obtuvo una progenie F1 estéril que fue reduciendo el incremento de la población de los individuos.

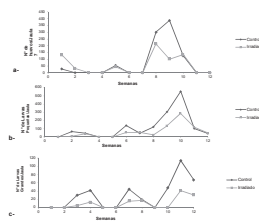


Figura 1: Supresión poblacional de una población de *T. absoluta* por polillas irradiadas y su progenie en el transcurso de 12 semanas. a) Número de huevos. b) Número de larvas pequeñas. c) Número de larvas grandes.

CONCLUSIONES

Con base en los resultados presentados, podemos concluir que los individuos irradiados de *T. absoluta* liberados a una tasa de 15:1 respecto de individuos no tratados tienen la calidad adecuada para lograr un significativo nivel de supresión de la población silvestre de *T. absoluta* en Jaulas en invernadero.

REFERENCIAS:

- [1] Vreysen, M. J. B., W. Klassen, and J. E. Carpenter. 2016. Overview of technological advances toward greater efficiency and efficacy in sterile insect-inherited sterility programs against moth pests. Florida Entomologist 99(Special Issue 1): 1–12.
- [2] Ruiz Galván, I. 2022. Identificación y biología de lepidópteros en frutillas. Tesis de Doctorado. Institución de enseñanza e investigación en ciencias agrícolas, Montecillo, Texcoco, Estado de México, México.
- [3] Bloem, K. A., S. Bloem y J. E. Carpenter. 2005. Impact of moth suppression/eradication programmes using the sterile Insect Technique or inherited Sterility In: Dyck VA, Hendrichs J, Robinson AS (eds) Sterile insect technique principles and practice in area-wide integrated pest management, Chap 7.3. Springer, Netherlands, pp 677-700
- [4] Carpenter J.E., Bloem S., Marec F. 2005. Inherited sterility in insects. In: Dyck VA, Hendrichs J, Robinson AS (eds.), Sterile insect technique principles and practice in area-wide integrated pest management, Chap 2.4. Springer, Netherlands, pp 115–146.

**Riesgos radiológicos y nucleares en
las instalaciones del
Ciclo de Combustible Nuclear.
Control regulatorio:
recomendaciones, evaluaciones e
inspecciones**

Nuñez, M.P.; Michelli, M.V. y Saavedra, A.D.

**RIESGOS RADIOLÓGICOS Y NUCLEARES EN LAS
INSTALACIONES DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR.
CONTROL REGULATORIO: RECOMENDACIONES, EVALUACIONES E INSPECCIONES**

Nuñez, M.P.; Michelli, M.V. y Saavedra, A.D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

Las instalaciones del Ciclo de Combustible Nuclear incluyen plantas de procesamiento del mineral de uranio, purificación, concentración, enriquecimiento, fabricación de elementos combustibles, reactores nucleares, laboratorios de caracterización y análisis, instalaciones de investigación, desarrollo y maquinado, todas las instancias de la gestión de los residuos radiactivos generados y el almacenamiento de materiales intermedios y combustibles gastados.

En estas instalaciones, excluyendo la operación de los reactores nucleares, se manipulan distintos compuestos de uranio, que se procesan y almacenan en diferentes formas físicas, químicas, enriquecimiento y estado. Estas características deben tenerse en cuenta al momento de presentar y evaluar un Programa de Protección Radiológica para cada instalación, donde deben listarse los riesgos de cada etapa y presentar las medidas de seguridad asociadas a cada uno de ellos con vistas a la protección de trabajadores y público.

En este trabajo se detallan los diferentes riesgos asociados al uranio según sus características, y se describen las medidas de seguridad en lo relativo a prevención de irradiación externa, contaminación interna, riesgos de accidentes de criticidad y otros aspectos; y se presentan las alternativas de seguridad tecnológica que deben aplicarse para cada caso.

Para verificar que las instalaciones mantengan los ambientes de trabajo en condiciones seguras y cumplan con la normativa regulatoria vigente, el personal de la Subgerencia Control de Instalaciones Clase I y del Ciclo de Combustible Nuclear de la Autoridad Regulatoria Nuclear realiza el control regulatorio llevando a cabo evaluaciones de seguridad en forma independiente e inspecciones de verificación y monitoreo.

Palabras de búsqueda: ciclo de combustible, uranio, control, programa de protección radiológica, medidas de seguridad tecnológica, inspecciones

1. Introducción

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

En Argentina, la Ley Nacional de la Actividad Nuclear, Ley Nº 24.804, asigna a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) las funciones de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en lo referente a la protección radiológica, la seguridad nuclear, las salvaguardias y la protección física.

La ARN actúa como entidad autárquica en la jurisdicción de la Presidencia de la Nación y tiene a su cargo la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en todo lo referente a los temas de seguridad radiológica y nuclear, protección física y fiscalización del uso de materiales nucleares, licenciamiento y fiscalización de instalaciones nucleares y salvaguardias internacionales, así como también asesorar al Poder Ejecutivo nacional en las materias de su competencia.

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

En las instalaciones que procesan o almacenan uranio, este material se puede encontrar diferentes cantidades, estados, formas físicas y químicas y en distintos enriquecimientos. Estas condiciones son las que deben evaluarse a la hora de determinar el o los riesgos según el tipo de compuesto de uranio que se manipule, procese o almacene. Los riesgos pueden ser de exposición externa, interna, contaminación toxicidad, criticidad, piroforicidad y hasta de desvío para fines no autorizados.

Las condiciones en las que se pueden encontrar los compuestos de uranio definen los tipos de controles, monitoreos, sistemas de seguridad tecnológica y medidas adoptadas por los explotadores que se evalúan en el órgano regulador al momento de autorizar una instalación o práctica.

La Evaluación de Seguridad que debe preparar cada explotador y ser analizada y aprobada por el regulador, en este caso la ARN, tiene que contemplar todos los riesgos del uranio según el caso y describir las medidas de protección correspondientes. Esas medidas van a formar parte del Programa de Protección Radiológica de la instalación y son la base de verificación de la operación segura y de la protección de trabajadores y público frente a los efectos nocivos de la radiación.

Para verificar que las instalaciones mantengan los ambientes de trabajo en condiciones seguras y cumplan con la normativa regulatoria vigente, el personal de la Subgerencia Control de Instalaciones Clase I y del Ciclo de Combustible Nuclear de la Autoridad Regulatoria Nuclear realiza el control regulatorio llevando a cabo evaluaciones de seguridad en forma independiente, participando del licenciamiento de instalaciones, prácticas y personal y realizando inspecciones de verificación y monitoreo.

En Argentina, dadas las características de sus reactores nucleares de potencia, no es necesario realizar el paso de enriquecimiento. Además, la minería y procesamiento de minerales de uranio, anteriormente realizada en el país, se encuentra actualmente sustituida por importación de concentrados de uranio. En la figura 1 se puede ver un esquema del ciclo de combustible en general.

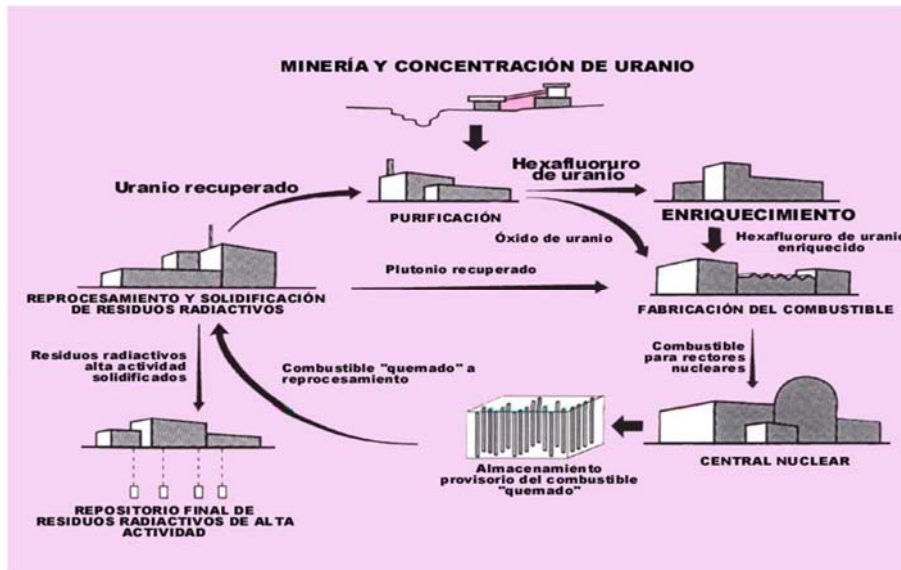


Figura 1. Esquema del ciclo del combustible.

En la Figura 2 se muestra un esquema del ciclo del combustible argentino actual.



Figura 2. Esquema del ciclo del combustible en Argentina.

2. Instalaciones nucleares en Argentina

En Argentina se denomina instalación nuclear a aquella donde se procesa, manipula, almacena transitoriamente o utiliza material radiactivo fisionable. Las instalaciones son clasificadas de acuerdo a su riesgo radiológico en Clase I, Clase II y Clase III. Las instalaciones nucleares con potencial de criticidad son clasificadas como Clase I; las instalaciones nucleares sin potencial de criticidad son clasificadas como Clase II; las instalaciones que utilizan fuentes de muy baja actividad son clasificadas como Clase III.

En Argentina existen 14 instalaciones del ciclo del combustible nuclear Clase I, 21 instalaciones Clase II y 3 instalaciones Clase III. En particular, los tipos de instalaciones más relevantes son los siguientes:

- Plantas de conversión a UO_2 para reactores de potencia.
- Plantas de fabricación de elementos combustibles para reactores de potencia.
- Plantas de fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación y blancos de irradiación para producción de ^{99}Mo .
- Plantas de producción de U_3O_8 para reactores de investigación.
- Planta de recuperación de uranio de scraps y residuos.
- Instalaciones de almacenamiento interino de combustibles gastados de reactores de investigación.
- Depósitos de material nuclear.
- Plantas de fabricación de elementos combustibles MOX.
- Mock-up de enriquecimiento de uranio.

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

En la generación nucleoelectrónica se cuenta con las centrales:

- Central Nuclear Embalse - 648 MW, en Embalse, Provincia de Córdoba
 - Central Nuclear Juan Domingo Perón (Ex Atucha I) - 357 MW
 - Central Nuclear Néstor Carlos Kirchner (Ex Atucha II) - 745 MW
- Ubicadas en Lima, Provincia de Buenos Aires

En cuanto a la producción de radioisótopos Argentina importa el uranio enriquecido al 20 % en forma de granallas metálicas y el material se almacena, fracciona, procesa y transforma en diferentes instalaciones en las que se fabrican los combustibles nucleares para la operación del reactor RA3. Asimismo, se fabrican las plaquitas de uranio enriquecido al 20 % para ser irradiadas en el citado reactor y desde allí pasan a las plantas donde se procesa ese material irradiado mediante disolución, purificación, separación, controles de calidad, fraccionamiento y despacho de productos de fisión tales como molibdeno 99 y yodo 131, para uso en diagnóstico y tratamiento.

3. Tipos de compuestos de uranio

El uranio es una mezcla de tres isótopos: ^{234}U , ^{235}U y ^{238}U , donde el ^{235}U se encuentra en una proporción menor al 1 %. Está localizado principalmente en la corteza terrestre, donde la concentración promedio es 4 partes por millón (ppm). El contenido total en la corteza terrestre hasta la profundidad de 25 km se calcula en 1017 kg, los océanos pueden contener 1013 kg de uranio.

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

El uranio es un metal muy denso, fuertemente electropositivo y reactivo, dúctil y maleable, pero mal conductor de la electricidad. Muchas aleaciones de uranio son de gran interés en la tecnología nuclear,

ya que el metal puro es químicamente activo y anisotrópico y tiene propiedades mecánicas deficientes. Sin embargo, las varillas cilíndricas de uranio puro recubiertas con silicio y conservadas en tubos de aluminio (lingotes), se emplean en los reactores nucleares. Las aleaciones de uranio son útiles en la dilución de uranio enriquecido para reactores y en el suministro de combustibles líquidos. El uranio agotado o empobrecido del isótopo fisionable ^{235}U se emplea en el blindaje de los contenedores para almacenamiento y transporte de materiales radiactivos.

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

En las instalaciones del Ciclo del Combustible Nuclear se manejan diferentes compuestos de uranio, los que pueden incorporarse al organismo y cuyos valores de velocidad de absorción específicos en sangre, para cada material depositado, dependiendo de sus características físicas y químicas. De acuerdo a dichas características, los compuestos pueden ser considerados de absorción rápida (Tipo F - Fast), moderada (Tipo M - Moderate) o de absorción lenta (Tipo S - Slow). Para algunos compuestos en particular, las incertezas en los parámetros específicos de absorción hacen necesarias la designación de categorías intermedias, por ejemplo las categorías F/M y M/S.

En la Tabla 1 se muestran los principales compuestos de uranio clasificados según su tipo de absorción.

Tabla 1. Clasificación de los compuestos de uranio en función del tipo de absorción.

Tipo F	Tipo F/M	Tipo M	Tipo M/S	Tipo S
UF_6	$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$	UF_4	U_3O_8	
Uranil-TBP	$\text{U}_2\text{O}_7(\text{NH}_4)_2$	U metálico vaporizado	UO_2	
UO_2F_2	$\text{UO}_4 \cdot n\text{H}_2\text{O}$			
$\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3(\text{NH}_4)_4$	UO_3			

Por otro lado, en el caso del uranio es importante tener en cuenta el grado de enriquecimiento que posee el material, ya que en función de la composición isotópica, los riesgos pueden variar. En la Tabla 2 se muestran tres de las composiciones isotópicas más utilizadas.

Tabla 2. Clasificación de los compuestos de uranio en función del tipo de absorción. “m” representa masa y “A” representa actividad.

Composición isotópica	Isótopo	% m/m	% A/A
U natural	^{238}U	99,28	48,3
	^{235}U	0,72	2,5
	^{234}U	0,0055	49,5
U enriquecido al 3,6%	^{238}U	96,37	3,24
	^{235}U	3,6	2,47
	^{234}U	0,033	91,3
U enriquecido al 20% nominal	^{238}U	86,12	12,69
	^{235}U	19,64	3,27
	^{234}U	0,2088	83,99

El coeficiente de dosis $e(50)$, en unidades de Sv/Bq, es la dosis efectiva comprometida que resulta de la incorporación de un Bq, y depende de varios factores, como por ejemplo el tipo de radionucleido y la forma química en la cual este se presenta. También varía en función de la forma física y el estado de agregación en el que se encuentra el compuesto, como en forma de vapor o en forma de aerosol.

En el caso de los compuestos de uranio, se encontrarán en el aire en forma de aerosol, el cual es una suspensión de partículas sólidas o líquidas en el aire. La técnica más empleada para la filtración de los aerosoles es la de filtrado fibroso, en la cual se retienen por adherencia las partículas de material radiactivo en las fibras constitutivas del filtro.

En el caso particular de la incorporación por inhalación, la cual es la más relevante en las instalaciones del ciclo del combustible nuclear, un parámetro fundamental es el diámetro aerodinámico de la mediana de la actividad (AMAD, *activity median aerodynamic diameter*). Para la exposición ocupacional, el valor del AMAD considerado como más representativo de los aerosoles en el lugar de trabajo es de 5 μm .

Adicionalmente, el **límite anual de incorporación (ALI)** se define como la incorporación de actividad (Bq) de un radionucleido que conduciría a una dosis efectiva correspondiente al límite anual. Se obtiene dividiendo el límite anual de dosis efectiva (20 mSv o 0,02 Sv) por el coeficiente de dosis $e(50)$.

$$ALI (Bq) = \frac{0,02 \text{ Sv}}{e(50) \left(\frac{\text{Sv}}{\text{Bq}}\right)}$$

Un límite derivado de uso corriente es el **límite derivado de concentración en aire (DAC)**. Se define como la concentración de radionucleido en el aire de un ambiente de trabajo, tal que si un trabajador permanece 2000 horas al año en ese lugar, incorpora un ALI.

$$DAC_i \left(\frac{\text{Bq}}{\text{m}^3}\right) = \frac{0,02 \text{ Sv}}{e(50) \left(\frac{\text{Sv}}{\text{Bq}}\right) \times V_r (\text{m}^3)}$$

en donde DAC_i es el DAC del radionucleido i y V_r es el volumen anual respirado.

En la Tabla 3 se muestra el DAC para diferentes enriquecimientos de uranio y diferentes tipos de compuestos.

Tabla 3. Valores de DAC para diferentes enriquecimientos de uranio y diferentes tipos de compuestos. Estos valores están calculados para inhalación con un AMAD de 5 μm , tomando como referencia 2000 horas de trabajo anuales y adoptando un caudal respiratorio de 1,2 m^3/h (es decir, un volumen respirado anual de 2400 m^3) y utilizando los coeficientes dosimétricos $e(50)$.

Composición isotópica	Tipo de compuesto	DAC (Bq/m ³)
U natural	F	14,36
	M	5,20
	S	1,46
U enriquecido al 3,6%	F	14,35
	M	5,18
	S	1,46
U enriquecido al 20% nominal	F	13,47
	M	4,80
	S	1,36

Se puede observar que, debido a que los isótopos ^{235}U y ^{234}U son más radiotóxicos que el ^{238}U , al enriquecer el uranio el compuesto (ya sea F, M o S) se va volviendo levemente más radiotóxico. Por lo tanto, el valor correspondiente al DAC disminuye. Para compuestos tipo S y M/S el DAC es cercano a 1 Bq/m³. En comparación, el DAC es 1243,8 Bq/m³ para el ^{137}Cs , 108,22 para el ^{90}Sr y 416,7 para el ^{131}I en forma de vapor, tomando como referencia un volumen respirado anual de 2400 m³ y los coeficientes dosimétricos de [2].

Asimismo, dependiendo del enriquecimiento en el isótopo U-235 con que se trabaje se deben considerar los riesgos de una reacción nuclear en cadena ya que a partir de un enriquecimiento del 1% en peso se puede generar un medio de neutrones donde se propicien las fisiones de los núcleos del U-235.

4. Riesgos del Uranio

Los principales riesgos asociados a las instalaciones y prácticas donde se manipula, almacena y procesa uranio, ya sea en instalaciones con importantes riesgos radiológicos, nucleares y tecnológicos, como de menos o poca importancia, se encuentran listados a continuación y deben ser considerados en forma combinada, cuando corresponda y de acuerdo a la importancia relativa al tipo de material según su presentación en forma, física, química, cantidad, estado de agregación y enriquecimiento:

- Riesgo radiológico
 - Exposición Externa
 - Contaminación Interna
 - Irradiación Interna
 - Radiotoxicidad
- Riesgo de reacción nuclear en cadena (Criticalidad)
- Riesgo de piroforicidad
- Riesgo químico

Asimismo debe considerarse un riesgo adicional que involucra desde el punto de vista de la seguridad tecnológica los mencionados anteriormente y que tiene una importancia estratégica y de garantías de seguridad física y de salvaguardias nacionales e internacionales

- Riesgo de desvío para fines no autorizados

5. Medidas de seguridad/ Programa de protección radiológica

5.1 Prevención de irradiación externa

La exposición de los trabajadores de las instalaciones de almacenamiento y tratamiento de uranio a la irradiación externa beta y gamma es en general comparable a la que se encuentra en las minas de uranio, aunque puede ser notablemente superior en ciertos lugares dependiendo de la cantidad y procesamiento del material. Los niveles de irradiación externa varían de unas plantas a otras, según la ley del mineral, el tipo y grado de concentración y la naturaleza del proceso, pero, por lo general adquieren significación especialmente en las fases finales de precipitación, filtrado, envase del

concentrado y almacenamiento. El uranio recién separado, en la minería, es sobre todo un emisor alfa aunque, a medida que se van acumulando sus descendientes, aumentan las actividades beta y gamma, cuando se va alcanzando el equilibrio con los descendientes en la cadena radiactiva. De esta manera, en la zona de almacenamiento del producto los niveles de radiación aumentarán con el tiempo durante el que se almacene.

El uranio natural es un emisor alfa, radiación que puede ser frenada con una hoja de papel, una lámina de polietileno, un espacio de aire o con la piel sana. Es por eso que los trabajadores que manipulan uranio natural pueden hacerlo sin otros blindajes típicos como plomo, concreto, etc. Si es importante la protección de la piel usando ropa adecuada y la protección general llevando a cabo el cumplimiento de las premisas de protección contra la irradiación, a saber; minimizando los tiempos, incrementando la distancia y colocando el mínimo blindaje necesario según la situación que corresponda.

5.2 Prevención de contaminación interna

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

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

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

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

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

Las posibles vías de entrada del uranio al organismo son:

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

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

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

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

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

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

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

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

La fracción de uranio incorporado por vía inhalatoria que llega al líquido extracelular depende del tamaño aerodinámico de las partículas inhaladas, (AMAD o mediana del diámetro aerodinámico de actividad), porque determina el porcentaje del aerosol que se deposita en cada una de las diferentes regiones anatómicas del tracto respiratorio, donde partículas de diámetro más grande se depositan en mayor porcentaje en la región extratorácica, mientras que las de menor diámetro llegan más fácilmente a la región bronquial.

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

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

5.3 Recursos para reducir la concentración de uranio en aire y superficies

Existen básicamente tres recursos fundamentales para reducir la concentración de contaminantes en aire, que se pueden usar combinados, y ellos son:

- ventilación,
- confinamiento y
- filtración

La ventilación es la limpieza del aire interior del recinto por dilución con aire limpio. El aire limpio puede ser tomando del exterior; o provenir de la recirculación y acondicionamiento del aire que llena el interior del recinto; o lo más usual, una mezcla de los dos.

Se usa esta técnica para controlar la concentración de material radiactivo en los ambientes laborales, manteniendo las condiciones ambientales acordes con las necesidades, para proteger a las personas, también para la protección de equipamiento y productos manejados; para ello, la ventilación debe garantizar las siguientes funciones:

El confinamiento dinámico para contrarrestar pérdidas de estanqueidad debidas a fugas por imperfecciones en sellos, o a maniobras contempladas en los procesos o diseños; hay por lo menos dos posibilidades:

a) entre equipos, celdas, y recintos de un mismo edificio (confinamiento dinámico interno), la ventilación asegura el movimiento de aire desde zonas con bajo riesgo potencial de contaminación radiactiva, hacia zonas de mayor riesgo. Este confinamiento dinámico circunscribe los procesos y el control de la contaminación tan cerca como se pueda a la fuente, y complementada con otros sistemas, suministra protección a los trabajadores contra los riesgos de las radiaciones ionizantes.

b) en la interfase con el medioambiente (confinamiento dinámico externo), la ventilación mantiene una depresión significativa entre las áreas controladas con alto potencial de contaminación radiactiva, el objetivo es evitar liberaciones descontroladas, y enviar los efluentes gaseosos a puntos de liberación identificados, y proceder en los mismos, si es necesario, a la limpieza y determinación de la descarga.

La limpieza (purificación) se realiza llevando los gases colectados, incluyendo aerosoles, componentes volátiles a través de puntos de recolección definidos y controlados (generalmente son bancos de filtros, secadores, condensadores, evaporadores, ciclones, etc.); en los mismos se elimina o reduce tanto como sea necesario la concentración de contaminantes.

El monitoreo de la instalación, al organizar los caudales por ductos se facilitan las mediciones, es más sencillo darles significado, y poder relacionar estas mediciones con las concentraciones de los ambientes de trabajo, o con los valores límite de descarga.

La reducción de la concentración en los ambientes de trabajo mediante la renovación del volumen de aire.

El acondicionamiento de la atmósfera de locales o recintos, para el confort, y para obtener óptimas condiciones de funcionamiento de equipos, o mejorar las condiciones para otros riesgos, por ejemplo la eliminación de ciertos gases para reducir el riesgo de explosión).

5.4 Monitoreo de Aire y Superficie

Para conocer la probabilidad de daño o riesgo implicado al respirar el aire de un sitio determinado se efectúa un monitoreo de aire. El objetivo es determinar la concentración de un radionucleido en el aire, es decir, la cantidad de material radiactivo o actividad presente por unidad de volumen de aire.

Para ello, el valor de referencia más comúnmente empleado es el DAC. La forma más conveniente para verificar esta condición es relacionar la concentración de un radionucleido en el aire respecto del DAC. Este cociente indica qué fracción del DAC hay en el aire, y en el caso de que se compruebe una situación anómala, poder realizar las medidas correctivas necesarias.

$$\frac{C_{m,i} \left(\frac{Bq}{m^3} \right)}{DAC_i \left(\frac{Bq}{m^3} \right)} = N$$

en donde N es el número de DACs o fracción del DAC en el aire del radionucleido.

MONITOREOS DE ÁREA EN LA INSTALACIONES

Los programas de Radioprotección deben ser establecidos para llevar a cabo un monitoreo rutinario del área de trabajo. Se debe controlar periódicamente las condiciones del aire y de las superficies de los distintos sectores de la instalación a fin de asegurar que las áreas de trabajo se encuentren limpias o, si fuera necesario, tener las herramientas para definir las medidas de protección personal a utilizar.

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

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

MUESTREOS, MEDICIONES, ANÁLISIS, REGISTROS OPERATIVOS

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

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

- a- Mediciones en muestras de orina
- b- Mediciones de radionucleidos en muestras físicas tales como filtros de aire fijos o individuales de muestreadores.
- c- Mediciones de barrido superficial
- d- Monitoreo de aire in situ. En los locales de trabajo los valores de concentración de uranio en aire deben mantenerse por debajo del 0,1 del DAC (concentración derivada en aire) según la normativa vigente. Por cuestiones conservativas se pide a las instalaciones que adecúen sus sistemas de detección a la fracción 0,01 para asegurar una mayor protección a los trabajadores.

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

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

5.5 Filtración de Gases y Vapores

Es la técnica más empleada. Consiste en hacer atravesar al aire por lechos de carbón al que se lo ha sometido a un proceso de "activación". Básicamente, el carbón incrementa, de forma sustancial, la relación "área de contacto con el gas/volumen de la masa de carbón"; el rango va desde 300 hasta 2000 (m²/g) aproximadamente.

Al carbón que ha recibido este tratamiento, independientemente de su origen, se lo denomina “carbón activado”. Además al carbón activado se lo suele “impregnar” con un aditivo determinado para mejorar las características de retención particulares para un dado gas o vapor. El uso de estos impregnantes es fundamental desde el punto de vista de la retención de contaminantes, siendo esta la razón por la cual existe una muy amplia variedad de carbones retenedores específicos en cada caso para una determinada sustancia o grupo de sustancias. El mecanismo de retención más importante en este caso es la adsorción.

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

5.6 Prevención de accidentes de criticidad

Las operaciones con algunos materiales fisionables introducen riesgos de accidentes de criticidad, los que resultan en la liberación de radiación que puede ser letal para el personal que se encuentre trabajando en las inmediaciones. Sin embargo la experiencia ha mostrado que las operaciones pueden ser seguras y económicamente viables cuando se toman las precauciones adecuadas [1].

El objetivo de la prevención de accidentes de criticidad es evitar la ocurrencia de una reacción nuclear en cadena autosostenida incontrolada, cuando se opera con materiales físi les en instalaciones relevantes, durante el manipuleo, transporte y almacenamiento de dichos materiales

La prevención de accidentes de criticidad es una disciplina que integra cuatro componentes principales: neutrónica, ingeniería, seguridad nuclear y administración.

En esta disciplina tiene como objeto analizar todos los elementos, parámetros y propiedades que directa o indirectamente, en forma real o potencial influyen en el estado de los materiales físi les para evitar que se alcancen las condiciones de criticidad, tanto en situaciones normales como incidentales.

Las bases teóricas para este análisis se encuentran en la teoría de reactores, pero a diferencia de las condiciones, generalmente estrictas, que se encuentran en estos, aquí deben contemplarse una amplia variedad de condiciones, en general, variables a lo largo del proceso analizado: cantidad de material, formas geométrica, física y química de las unidades, espaciamiento entre las mismas, presencia de otros materiales, etc.

Una reacción en cadena es un proceso mediante el cual los neutrones que se han liberado en una primera fisión nuclear producen fisiones adicionales en al menos un núcleo más. Este núcleo, a su vez produce neutrones que fisio nan otros núcleos y el proceso se repite.

Estas reacciones en cadena pueden ser controladas o incontroladas. El primer caso se refiere a las que se dan en reactores nucleares, cuyo objetivo es generar energía o neutrones dependiendo del tipo de reactor; mientras que las incontroladas se dan en el caso de accidentes denominados accidentes de criticidad, excursiones críticas o excursiones de potencia.

Para poder describir el estado de un sistema con material fisil se define el factor de multiplicación efectivo, como la relación entre el número de neutrones en una generación cualquiera n_2 , y el número de neutrones de la generación precedente n_1 . Este factor representa la evolución de la población neutrónica del sistema en estudio.

$$k_{ef} = \frac{n_2}{n_1}$$

En términos del balance neutrónico también puede expresarse el factor de multiplicación efectivo como el resultado del balance entre la producción y la pérdida de neutrones en el medio fisible como:

$$k_{ef} = \frac{\text{Tasa de producción de neutrones}}{\text{Tasa de pérdida de neutrones}} = \frac{P(t)}{L(t)}$$

Se puede calcular la tasa de cambio de la población neutrónica en términos de las tasas de producción y pérdida definiendo el tiempo de vida de los neutrones como:

$$l = \frac{N(t)}{L(t)}$$

Donde $N(t)$ es el número total de neutrones en un tiempo t y $L(t)$ la tasa de pérdida.

Por lo que la variación de neutrones con respecto al tiempo será la diferencia entre los neutrones que se producen y los que escapan del sistema:

$$\frac{dn}{dt} = P(t) - L(t)$$

Lo que puede reescribirse como:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{k_{ef} - 1}{l} N(t)$$

Integrando la expresión anterior se obtiene la expresión que permite obtener la cantidad de neutrones de un sistema en un determinado tiempo

$$N(t) = N_0 e^{\left(\frac{k_{ef}-1}{l}\right)t}$$

De la ecuación anterior surge la definición de criticidad. Se observa que si $k_{ef}=1$, entonces $N(t)=N_0$; lo que equivale a decir que el número de neutrones se mantiene constante a través del tiempo. Análogamente si $k_{ef} > 1$ entonces el número de neutrones aumentará exponencialmente y si $k_{ef} < 1$ disminuirán exponencialmente, en resumen:

Tabla 4. Comportamiento del número de neutrones en el tiempo según el k_{ef} del sistema.

$k_{ef} > 1$	$N(t)$ crece exponencialmente	SUPERCRÍTICO
$k_{ef} = 1$	$N(t)$ permanece constante	CRÍTICO
$k_{ef} < 1$	$N(t)$ decrece exponencialmente	SUBCRÍTICO

Métodos de control para prevención de accidentes de criticidad:

La prevención de la criticidad se consigue por medio del diseño de un sistema que integre equipos de ingeniería subcríticos y/o procedimientos administrativos que controlan los parámetros de proceso.

Para efectuar el control para la prevención de criticidad deben establecerse límites en los parámetros de proceso que garanticen la subcriticidad del sistema tanto en condiciones normales de operación como incidentales.

En principio todos los métodos de control se basan en la limitación de uno dos o más parámetros de proceso de manera que no superen ciertos valores límites que se han determinado como subcríticos. Los parámetros de control que pueden ser considerados para asegurar la subcriticidad incluyen los siguientes [6]:

- Restricciones en la dimensión o forma del sistema de manera de que constituya una geometría favorable, es decir aquel cuya dimensión y forma son tal que una excursión crítica no puede ocurrir incluso si todos los demás factores se encuentran en sus peores condiciones creíbles.
- Limitaciones de masa de material fisil fijando una masa segura. Por ejemplo, si se aplica el principio de doble lote, la masa segura puede ser especificada como menos de la mitad de la masa crítica (incorporando un factor de seguridad adecuado) de manera que no sea posible que ocurra un accidente de criticidad, incluso si el operador por error ingresa más material del permitido a su estación de trabajo.
- Limitación de la concentración de nucleidos físis, tanto en una solución como en un elemento sólido.
- Limitación de la cantidad de moderador asociado al material fisil.
- Limitación de la densidad del material fisil.
- Limitación de la cantidad y forma de material reflector que rodea al material fisil.
- Asegurando la integridad y presencia de absorbentes de neutrones.
- Limitación de la separación mínima entre sistemas que son subcríticos.

5.7 Desvío de material nuclear hacia fines no autorizados

Para cumplir con uno de sus propósitos, la ARN establece un sistema de control que le permite asegurar que los materiales nucleares no son desviados hacia fines no autorizados y que las actividades nucleares se realizan en el marco de los objetivos autorizados y en conformidad con todos los compromisos internacionales asumidos por la Argentina, según se especifica en el artículo 1 de la Ley Nuclear.

La Argentina ha asumido el compromiso de uso exclusivamente pacífico de la energía nuclear mediante la firma de distintos tratados y acuerdos internacionales. Entre ellos cabe mencionar el Tratado para la Proscripción de Armas Nucleares en América Latina y el Caribe (Tratado de Tlatelolco), el Tratado de No Proliferación de Armas Nucleares (TNP), el Acuerdo entre la República Argentina y la República Federativa del Brasil para el Uso Exclusivamente Pacífico de la Energía Atómica (Acuerdo Bilateral) y el Acuerdo de Salvaguardias Cuatripartito entre la República Argentina, la República Federativa del Brasil, la Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares (ABACC) y el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

A partir de 1991 se puso en vigencia el Acuerdo Bilateral entre Argentina y Brasil, creándose el Sistema Común de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares (SCCC). Este sistema regional es administrado y aplicado por la Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares (ABACC).

En marzo de 1994 se firmó el Acuerdo Cuatripartito, el cual entró en vigor el 1º de abril de 1994, fecha en que se inició la implementación del Sistema Nacional de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares (SNCC), complementando las actividades de salvaguardias aplicadas hasta ese momento.

Para dar cumplimiento a los Acuerdos Bilateral y Cuatripartito, la ABACC y el OIEA realizan inspecciones a las distintas instalaciones, de acuerdo a los criterios establecidos, las que son fiscalizadas por inspectores de la ARN, quienes registran las actividades de ambas agencias y facilitan el acceso a las instalaciones de acuerdo a los criterios acordados según el caso.

El sistema de contabilidad centralizada toma como punto de partida el inventario inicial establecido al entrar en vigor el Acuerdo Cuatripartito y se actualiza mediante los informes contables de los cambios de inventario que hacen llegar mensualmente las distintas instalaciones a la ARN. El chequeo cruzado de la información contable, entre las instalaciones o áreas de balance de material, permite comprobar la coherencia de los datos entre las diferentes áreas, como así también emitir los informes contables a ser remitidos a las agencias y a los países según lo prescriben los diferentes acuerdos.

6. Proceso de licenciamiento

Evaluación de Seguridad y Programa de protección radiológica

Cada práctica, instalación o transporte de fuentes de radiación que solicita licenciamiento a la ARN deberá cumplimentar una serie de requisitos a través de la persona humana o jurídica que corresponda y designar un responsable que será el contacto con la autoridad regulatoria. También deberá licenciarse un plantel de personal debidamente capacitado y entrenado para cumplir las funciones asignadas.

La ARN deberá recibir una Evaluación de Seguridad y un Programa de Protección Radiológica. El primero es el trabajo en el que se basa la información que debe presentarse al Regulador para demostrar que la Instalación o práctica está preparada para ser construida, operada, desmantelada y cerrada en forma segura, y debe mantenerse actualizado.

El Programa de Protección Radiológica es el sistema de operación que llevará a cabo la Instalación o práctica en lo relativo a la conducción de las operaciones, movimiento de material y equipos y requisitos para el personal, en cualquiera de sus etapas.

El análisis de la documentación de la instalación y del personal a licenciar se lleva a cabo en los diferentes sectores técnicos de ARN y se inicia con las primeras conversaciones con el solicitante. En esa instancia se acuerda el tenor de la información a ser preparada y remitida a la ARN para su evaluación, comentarios, pedido de ampliación, comprobación in-situ y aprobación. En ese momento se inicia el Proceso de Licenciamiento que culmina con el otorgamiento de licencias, permisos, autorizaciones o registros, según corresponda.

De acuerdo al tipo de instalación o práctica, se requerirá evaluar la selección del sitio, el diseño de la instalación, el equipamiento, los dispositivos de operación y seguridad, la puesta en marcha de la misma, la explotación u operación, el retiro de servicio y la liberación del sitio de todo control regulatorio.

Una vez licenciadas las prácticas y los trabajadores, se enmarcan en el control regulatorio que consiste en auditorías e inspecciones, control de registros e informes y cumplimiento de requisitos regulatorios según figuren en la documentación asociada.

Con respecto al control de registros e informes, esta es una actividad que se puede realizar en distintas instancias, momentos y lugares y puede ser llevada a cabo por inspectores, auditores o evaluadores, antes, durante o después de una inspección o de una auditoría sobre registros o informes que la entidad licenciada debe preparar, completar y en algunas circunstancias remitir a la ARN o tener disponible para su verificación, según se trate de temas operativos, productivos, de monitoreo de personal o de áreas, de remesas que llegan o parten, actualizaciones, incidentes u otra razón que corresponda.

Las decisiones regulatorias son todo tipo de documentos emitidos por la ARN en los que se plasma una determinación a la que se arriba con respecto a algún tema de interés regulatorio que debe

documentarse y ser firmado por la máxima autoridad de la entidad. Pueden ser notas, resoluciones, permisos, licencias, autorizaciones, normas y todo otro documento apropiado.

7. Inspecciones y verificaciones

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

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

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

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

8. Puntos a destacar

- El uranio en las instalaciones del CCNN se puede encontrar en diferentes cantidades, estados, formas físicas y químicas y en distintos enriquecimientos, por lo que las medidas tecnológicas para la prevención frente a los riesgos puede ser muy diversas.
- Para determinar cuáles son los riesgos de cada instalación o práctica deben evaluarse las condiciones según el tipo de compuesto de uranio que se manipule, procese o almacene.
- Los riesgos pueden ser de exposición externa, interna, contaminación, toxicidad, criticidad, riesgos químicos, de piroforicidad y hasta de desvío para fines no autorizados
- En las instalaciones que manipulan compuestos de uranio dispersable, el principal aporte a la dosis de los trabajadores es el de la Contaminación Interna por lo que el material debe estar confinado correctamente y contar con sistemas de ventilación y purificación de aire.

- En todos los casos se considera a los compuestos de uranio como insolubles y de este modo la protección de los trabajadores tiene en cuenta tanto el riesgo radiológico como el toxicológico.
- Las instalaciones deben remitir su evaluación de seguridad a la ARN, para ser analizada y aprobada en el marco del proceso de licenciamiento y autorización antes de operar.
- La Subgerencia Control de Instalaciones Radiactivas Clase I y del Ciclo de Combustible de la ARN lleva a cabo el control regulatorio de las instalaciones desde el punto de vista de la Protección Radiológica y Seguridad Nuclear en el marco de la Norma Básica AR 10.1.1 Rev. 4. Y siguiendo los lineamientos de la Ley nacional de la Actividad nuclear, Ley Nº 24.804.

REFERENCIAS

- La Ley Nº 24804, Ley Nacional de la Actividad Nuclear.
- AR 10.1.1 Norma básica de Seguridad Radiológica. Revisión 3, aprobada por Resolución del Directorio de la ARN Nº 22/01.
- AR 6.1.1. Exposición ocupacional de instalaciones radiactivas Clase I. Revisión 1, aprobada por Resolución del Directorio de la ARN Nº 36/01
- La Radiación, la Gente y el Ambiente, Fundación TEA Trabajo, Educación y Ambiente
- Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities, IAEA Safety Standars, Viena 2010.
- Protección Radiológica ocupacional, guía de seguridad Nº RS-G-1.1, 2004.
- Seguridad de las Instalaciones de Ciclo Combustible Nuclear, OIEA, Viena 2014.
- Toxicología del Uranio, Boletín SAR Nº 18, Ana María Bombén.
- Safety Standars Series, Assessment of Occupational Exposure due to intakes, IAEA, Viena 1999.
- Safety Standars Series, Occupational Radiation Protection, IAEA, Viena 1999.
- Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers ICRP Publication 68.

Review of Safety Assessments for Radioactive Waste Storage Facilities

Protti, N.

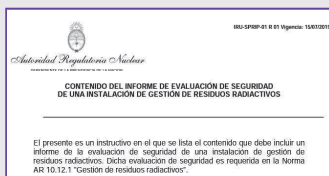
Presentado en: International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management,
Decommissioning, Environmental Protection and Remediation: Ensuring Safety and Enabling
Sustainability del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).
Viena, Austria, 6 al 10 de noviembre de 2023



1. Background

Radioactive Waste Management standard AR 10.12.1 rev. 3 of the Nuclear Regulatory Body from Argentina, published on 2016, in line with IAEA GSR Part 4, requires that radioactive waste storage facilities develop a safety assessment, prior to operation, in order to ensure safety among the lifecycle of these facilities and guarantee that radiation protection measures to the public and the environment are accomplished, as well as dose limits and constraints.

During 2019, an instructive of the content of the safety assessment was developed by the Radioactive Waste Management Control Section of Nuclear Regulatory Authority (NRA), in order to facilitate to operators the process of preparation of the documentation needed to perform the safety assessment and harmonize with recommendations of IAEA GSG Part 3.



Regulatory Instructive:
 "Contents of the safety assessment report of a radioactive waste management facility"

2. Safety Assessment documentation

2.1. Facilities safety assessment

During 2020, NRA reviewed the safety assessment documentation from the RW storage facilities located within the NPP's sites and an atomic center site.

On each case, the safety assessment was developed by the responsible entity. In total, 13 operating RW storage facilities and 2 new constructed storage facilities were evaluated. The last two were conditioned to operate upon the approval of the safety assessment.

The documentation received by the NRA consisted on the description of the facilities, a risk matrix identifying the potential initiating events (PIEs) for each storage facility, the inventories and the calculations of the associated scenarios and impacts.

2.2 Safety assessments content information

The different documents covered the information in line with the instructive:

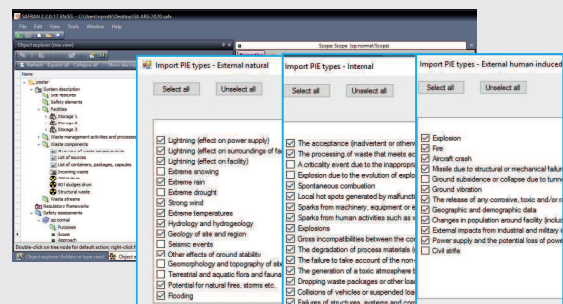
- General information: Objective, scope, justification, description of the facilities (general, information of the site, building, inventories, safety functions, associated documentation and procedures)
- Methodology (assumptions, data, models, codes, criteria, identification of PIEs, scenarios, impacts, end points and dose calculations). Information about the different conducted assessments:
 - * Normal operation: identification of the activities on each facility (e.g. waste reception and manipulation, stowage, measurements, inspections, housekeeping), the duration and frequency of each one, associated procedures, reference dose rates.
 - * Accidental situation: a master logic diagram with natural external events, induced by human and internal events and their probability. The determination of the scenarios and impacts associated with the events.
- Results, conclusions (safety level of each facility, identification of improvement opportunities on safety, procedures, barriers, etc.) and references.

3. Regulatory review process

3.1 The Control of Radioactive Waste Management Section conducted the main review process with an independent verification approach. The first step was a general revision in line to verify the general items:

- Facilities and site information and comparison with inspection reports.
- Inventories according to the periodic information received from the facilities and calculations of a full storage situation.
- Preliminary PIEs exclusion and selection of the specific ones.
- Comparison with PIEs facilities selection according with the site and building characteristics and an appropriate graded approach.
- Identification of the scenarios, end points and impacts.

- Loading data into SAFRAN project.



Example of SAFRAN review project and selected PIEs by category (external natural, internal and external human induced)

3.2 The Radiation Protection Division reviewed the specific documentation through three multidisciplinary working groups: Modelistic, Radiation Protection and Shielding.

Modelistic Section: considering data facility and the inventories provided, this group modeled the different identified scenarios for accident situations using codes PC-CREAM and HotSpot softwares. Their final output was an assessment of the **release of radionuclides to air and groundwater radionuclides migration**.

Shielding Section : was in charge of verifying the dose rates on normal operation scenarios, taking into account the building characteristics and the inventory of each facility using MCNP software. In addition, external doses in case of foreseen internal events (e.g. waste package drop) were calculated using Microshield Software.

Radiation Protection Section: verified that the activities related with normal operation, in particular, their duration and frequency were coherent with the realistic situations according to the inspection reports. The doses of the workers were also compared with dose restrictions.

Radioactive Waste Section: was in charge of coordination of the SA review, verification of all the different scenarios and impacts using IAEA SAFRAN TOOL.

3.3 Final Steps

The Radioactive Waste Section analyzed all the documentation reviewed and the working groups inputs in order to verify that the safety level and safety functions of each facility were adequate, taking note of the improvements needed to fulfill the safety objectives. Finally, a comparison with the safety assessment developed by the facilities owners was performed, paying particular attention in dose calculations. Every scenario dose were compared with the correspondent dose restriction (normal operation) and the criterion curve (dose vs probability on accidents situation) according to Regulatory standards.

4. Conclusions

The results of implementing the NRA new standards and procedures for the reviewing of safety assessments of radioactive waste facilities are considered to be truly successful for the Country. The process allowed to detect and promote safety improvements, as well as to harmonize the safety functions of each NPP's radioactive waste storage facility.

Nuclear Regulatory Authority has now a well-established procedure for the review and assessment of SA from predisposal RWM facilities. It is coordinated by the Radioactive Waste Management Section with strong contribution from other specialized groups within the regulatory body.

Prospectiva y desarrollo de la infraestructura reglamentaria en el Programa Nuclear Argentino

Sobehart, L.

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) participó de la [XLVII Reunión Anual de la AATN](#). Durante el primer y último día se llevaron a cabo las sesiones plenarias y mesas redondas de debate, donde el Dr. Leonardo Sobehart, gerente de Licenciamiento y Control de Reactores Nucleares de la ARN, realizó esta disertación.

Presentado en: XLVII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN).
Buenos Aires, Argentina, 27 de noviembre al 1º de diciembre de 2023

PROSPECTIVA Y DESARROLLO DE LA INFRAESTRUCTURA REGLAMENTARIA EN EL PROGRAMA NUCLEAR ARGENTINO

Sobehart, L.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La exposición destacó la importancia de la infraestructura reglamentaria para la protección de las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, así como la adopción de medidas que permiten el cumplimiento de los compromisos internacionales asumidos por la República Argentina, para el mejoramiento de la calidad de vida de la población a través de los usos pacíficos de la energía nuclear.

En particular, se describió la metodología que utiliza la Autoridad Regulatoria para desarrollar la infraestructura regulatoria en función de la infraestructura científico, tecnológica e industrial de la actividad objeto de regulación, sin afectar el principio de independencia entre el regulador y las organizaciones encargadas de la promoción u operación.

A modo de ejemplo, se analizó la característica de la actividad nuclear, relativa a ser un exportador de clase mundial de bienes y servicios de alto valor agregado. Esto implica garantizar que la tecnología provista es segura, es decir, que no solo hay que demostrar que las instalaciones son de bajo riesgo, sino que Argentina tiene experiencia en su infraestructura reglamentaria para controlar adecuadamente esos riesgos, de conformidad con los estándares, prácticas y recomendaciones internacionalmente aceptados.

Se mencionó que la República Argentina ha sido pionera y sostenido una política permanente de responsabilidad de no proveer tecnología sin asegurarse que el país receptor, posee la infraestructura adecuada para el manejo y control de ese riesgo, y que la formación de las personas involucradas en la gestión y control del riesgo también es fundamental para la protección de las personas y el ambiente. Así, cualquier potencial adquiriente de este tipo de tecnología lo primero que analiza es la infraestructura de la Autoridad Regulatoria Nuclear en nuestro país.

Se mostró que la metodología de desarrollo de la infraestructura reglamentaria, se basa en las mismas ideas que permitieron el desarrollo del programa nuclear argentino, partiendo del análisis de la conformación de equipos multidisciplinarios de profesionales con capacidad de resolver problemas de complejidad creciente, seleccionados estratégicamente por quienes ejercen el liderazgo. Manteniendo principios y valores tales como, objetividad, honestidad científica, transparencia en la comunicación, empatía, proactividad, cultura de la seguridad, profesionalismo, respeto por la diversidad, entre otros.

También se destacó la relevancia que tiene para toda la actividad nuclear, la confianza que la sociedad deposite en la Autoridad Regulatoria Nuclear, principalmente en las situaciones de crisis, tales como emergencias nucleares. A fin de establecer y fortalecer esa confianza, la Autoridad Regulatoria Nuclear debe mejorar permanentemente su transparencia y profesionalismo.

Se explicó que el fortalecimiento de la infraestructura reglamentaria, también considera la experiencia ganada del análisis de los accidentes o incidentes, tanto nacionales como internacionales, y esto genera una extensa red de cooperación internacional de la que Argentina es parte.

Por último, se mencionó la importancia para la prospectiva de la infraestructura reglamentaria, de participar activamente en foros internacionales para analizar la evolución de la actividad nuclear en el mundo, dándose algunos ejemplos.

Regulatory Verification of Supply Chain for Facilities: a growing challenge

Valentino, L.I.

Presentado en: International Conference on Effective Nuclear and Radiation Regulatory Systems:
Preparing for the Future in a Rapidly Changing Environment del
Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).
Abu Dhabi, Emiratos Árabes Unidos, 13 al 16 de febrero de 2023

REGULATORY VERIFICATION OF SUPPLY CHAIN FOR FACILITIES: A GROWING CHALLENGE

Valentino, L.I.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The concept of verifying the supply chain from the regulatory system of a State is a dynamic challenge to lead not only with new but also with aging nuclear and radioactive facilities. The verification activities related to the supply chain of facilities will contribute to strengthen effectiveness of the regulatory systems.

The supply chain verification may become a strategic activity, which includes logistic and involves the relevant operations for any production or service to reach the final client or users. This concept is applicable to a range of facilities such as Nuclear Power Plants and also to users of radioactive sources with research, industrial or medical purposes. The diversity of characteristics for those facilities imposes the application of a graded approach for regulatory verification activities.

The objective of the verification of the supply chain is to assure that the regulated operators satisfy the needs of the final client or user, what implies to supply goods or services in time, avoid unnecessary lost, optimize the distribution times, manage adequately the inventory and storage of nuclear materials and radioactive sources, establish optimum communication channels and adequate coordination, lead with unforeseen variation in the demand, offer or other conditions.

The management of the supply chain at a nuclear or radioactive facility level may be developed through a process to assure efficiency and profitableness. This process may include the planning, development, production, logistic and devolutions. The regulatory system verifications would extend to this process but constrained to any product or service with impact in the safety and security of the nuclear and radioactive facility. The management of the supply chain is developed to let interested parts gain and that can only be achieved with planning, organization and control of goods, services and information. To reach this purpose, the verification activities are extended backwards to the suppliers of facility suppliers, to the facility suppliers, to the logistic companies, to the distribution companies such as the interconnected electricity nets, the medical services as applicable.

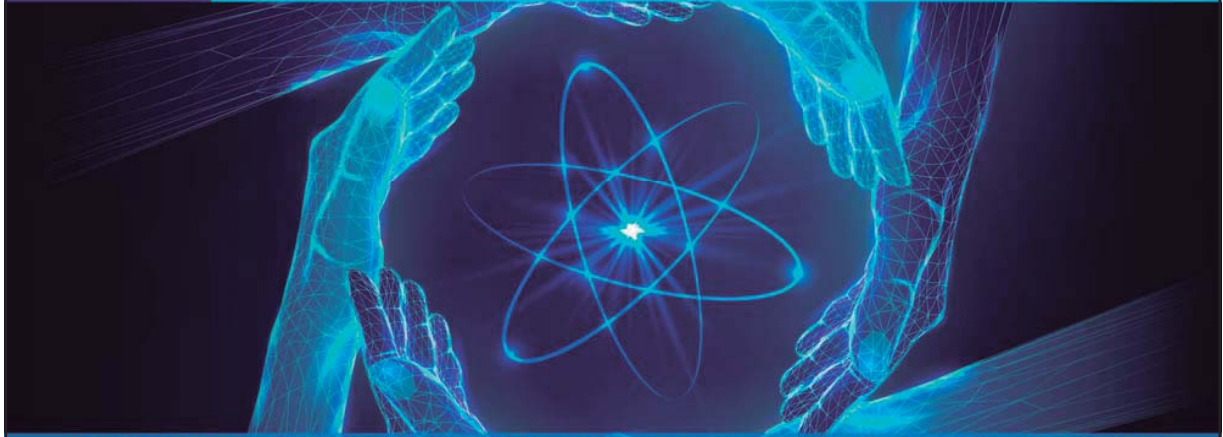
The evaluation of the supply chain in the industry in general is a common and a necessary practice performed at facility level. At the nuclear industry another scenario appeared which may integrate the verification of the supply chain both through the facilities requirements and also from the regulatory body verifications. Verifications of the supply chain from an independent organization such as a regulatory body is a challenge for both the nuclear and radioactive facilities and the regulatory bodies and some interrogation may arise and need to be worked out. For example, it may be necessary to draw conclusions on issues such as if there is a regulatory framework to support those verifications by the regulatory bodies, if it is necessary to build complementary competencies on the inspectors and evaluators to face those verifications or if the current inspectors and evaluators need only to develop some new and even specific skills for the effectiveness of those regulatory verifications.

Find the optimum supplementation between the routinely verifications for safety and security and the verifications to the supply chain for nuclear and radioactive facilities, avoiding unnecessary duplication and intrusiveness is itself an unpostponable challenge and a task to be developed.

This paper presents a discussion on the above considerations and a perspective on the possible integration of verification activities to satisfy the evaluation of the supply chain as part of the regulatory system conclusions for safety and security for any radioactive and nuclear facility.

INTERNATIONAL
CONFERENCE ON

Effective Nuclear and Radiation Regulatory Systems



Preparing for the Future in a Rapidly Changing Environment



IAEA

International Atomic Energy Agency

Abu Dhabi, United Arab Emirates, 13-16 February 2023

Regulatory Verification of Supply Chain for Facilities

a growing challenge



Mg. Eng. Lucía Isabel Valentino
Nuclear Regulatory Authority - ARN
lvalentino@arn.gov.ar



IAEA
International Atomic Energy Agency

Supply Chain Verification at Facilities



Importance

- ✓ Protect people, property, society and the environment from harmful effects of ionizing radiation or a nuclear security event
- ✓ Strengthen safety & security

Regulatory Body Verification (RBV) to the **supply chain** (SC) conducts to verify the commercial grade dedication techniques with impact in quality control and in safety & security, avoiding the use of items:

Counterfeit - Fraudulent - Suspected



Supply Chain Verification at Facilities



Supply Chain Verification at Facilities



Control process using facility information on:

- **Planning** of any acquisition
- **Production or development**, using the acquisition
- **Logistic**
- Possible **devolutions** of the acquisition

essential aspects to be checked for supply chain verification



Information Management



Communication



Supply Chain Verification



New verification component for safety & security

applicable to any facility under the **Nuclear and Radiation Regulatory System**, during its **lifetime** such as:

- Nuclear Power Plants,
- Research Reactors or
- Producers & users of radioactive sources with industrial or medical purposes

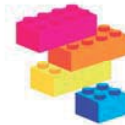
Facilities under a Nuclear and Radiation Regulatory System should develop and implement a management system that includes verifications to supply chain



Regulatory Body Verifications (RBV) to Supply Chain



Should be performed on a graded approach basis



At State Level:

Assure the facilities under a **Nuclear & Radiation Regulatory System**:

- are not subject to **unnecessary loss** of devices, components or equipment
- satisfy the final client needs with “**in time supply**” of:
 - ✓ *radioactive material for medical applications or*
 - ✓ *nuclear material to other facilities of the nuclear fuel cycle or*
 - ✓ *services provided by the use of radioactive sources (gammaography, or measurement equipment)*
- optimize the **distribution time**,
- develop an adequate **management of the inventory** for production, research and storage



RBV to Supply Chain at State Level



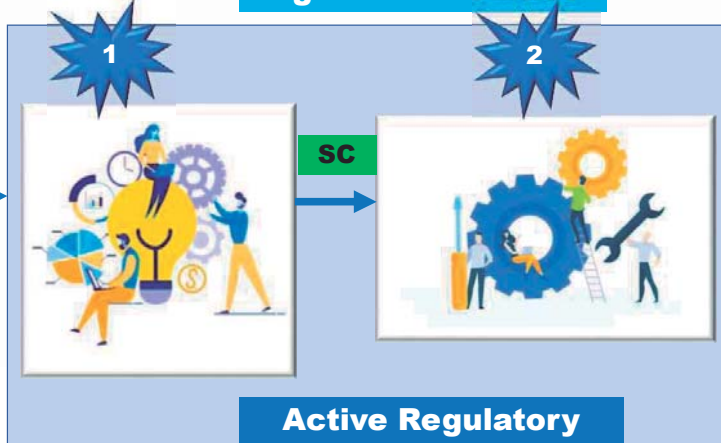
Non Regulated Facility

Regulated Facilities



Passive Regulatory Verification Approach

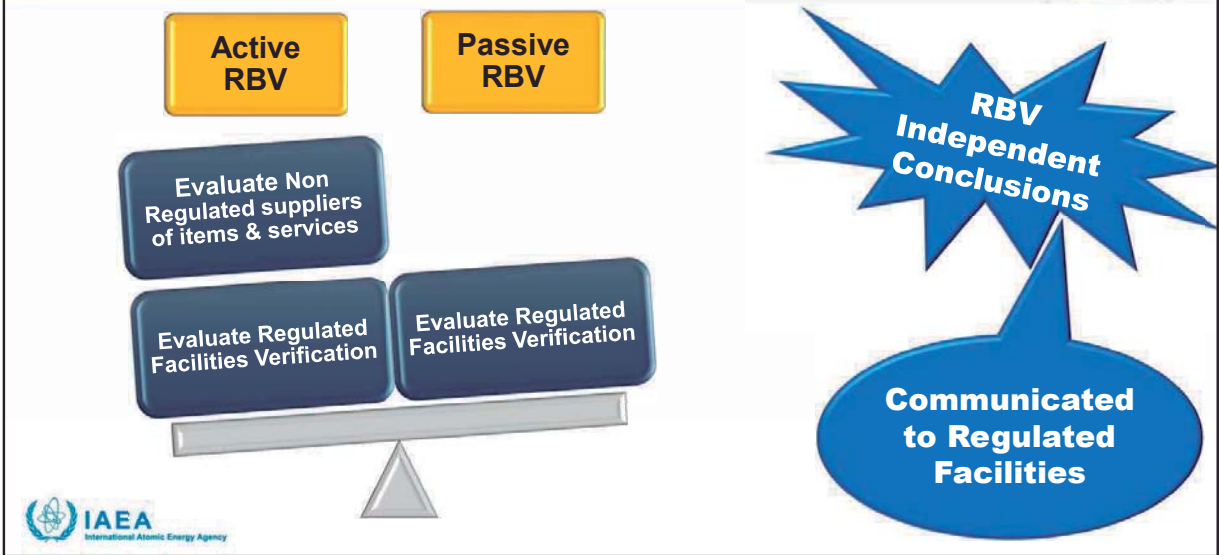
SC



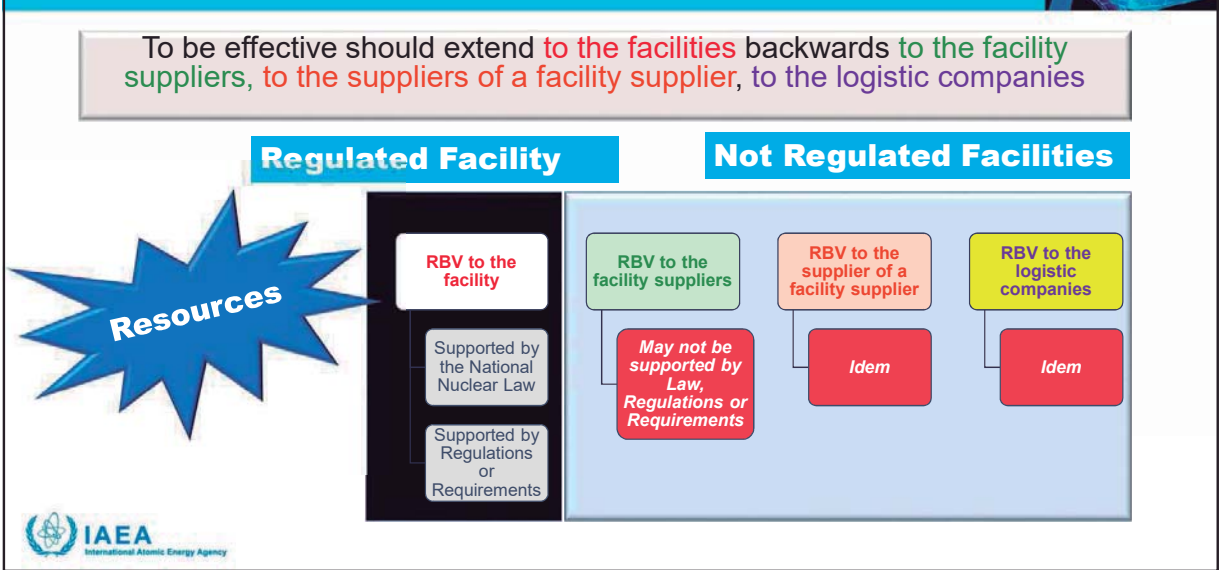
Active Regulatory Verification Approach



Challenges for the RBV

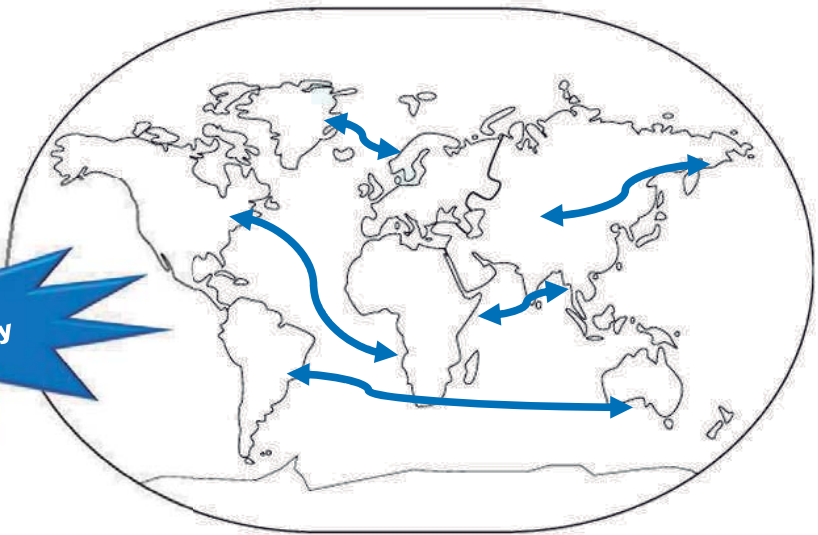


Active RBV to Supply Chain

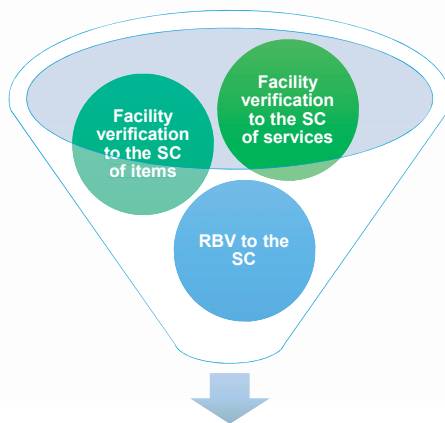


Globalization in the Supply Chain

Reliable and affordable items with impact in safety & security



Independent Conclusions to Supply Chain Verification



Facilities should comply with:

- Regulations
- Requirements

emitted by the Regulatory Body

Safety & Security Strengthening



Argentina RBV to Supply Chain

In Argentina, Facilities under the Nuclear and Radiation Regulatory System **have the right** and since AR 10.6.1, Rev.0 is in force, **have the obligation** to verify the SC of components, devices, equipment & services acquired

Argentinian RBV is performed **complying with:**

- The State National Nuclear Activity Law and
- Regulations & Requirements emitted



Argentina Regulation Corpus

- Formed by sixty-four (64) Standards and ten (10) Guides
- Since 1st April 2021, a new standard “**AR 10.6.1, Management system for safety and security in installations and practices, revision 0**”, is in force:
 - ✓ aligned with the General Safety Requirement, Part 3 (GSR – Part 3)
 - ✓ widens the scope of the RBV and the obligations of the regulated facilities in many areas including the “**supply chain**”

<https://www.argentina.gov.ar/arn/instalaciones-practicas-y-personal-regulado/marco-regulatorio/normas>



AR 10.6.1 - Management System for Safety and Security in Installations and Practices



Requirements to the **Management of the Supply Chain**:

- The RE (Responsible Entity) should keep the responsibility for safety & security when **subcontracting any process** and when **receiving** any item, product or service
- The RE should **specify properly** the items, products or services required, and **evaluate**, after their reception, **its integrity, reliability and availability**
- The management system should include mechanism to evaluate, qualify, and **carry out audits to the supply chain and to the selection and contracting processes of the suppliers**
- The RE should **develop, implement, evaluate and continuously improve** a **management system** compatible with the safety and security State Policy



Conclusions



- Regulatory Bodies new challenges, such as the verifications to the supply chain, need to be faced with a graded approach
- *The development and emission of applicable new Regulations & Requirements, may turn into a good strategy to address any challenging verification*
- New Regulations & Requirements may conduct to the need of inspector's new specific competencies and infrastructure
- *Assign adequate resources to the supply chain verification is an State issue*
- Learning from other States good practices and lessons learnt avoids or reduces obstacles and optimizes and accelerates good results achievements
- Nuclear industry cooperation should necessarily be foster



Conclusions

- The Regulatory Body Verification to the supply chain:
 - ✓ includes regulatory control processes that supersede the facilities verifications and head towards the suppliers of components, devices, equipment and services
 - ✓ may meet a constraint to go beyond the regulated facilities and services at some States
 - ✓ assures that the best possible components, devices, equipment, services and even information are acquired
- *Double and independent verification to the supply chain strengthens safety & security.*



Presentación nacional

Vidal, D.

Esta exposición fue presentada en la [Reunión Internacional de los Puntos de Contacto para Facilitar la Importación y Exportación de Fuentes Radiactivas](#), en la que participó ARN como Punto de Contacto Nacional.

Presentado en: International Meeting of the Points of Contact for the Purpose of Facilitating the Import and Export of Radioactive Sources in Accordance with the Guidance on the Import and Export of Radioactive Sources del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).
Viena, Austria, 24 al 27 de enero de 2023

PRESENTACIÓN NACIONAL

Vidal, D.
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La reunión se llevó a cabo desde el 24 al 27 de enero de 2023, siendo Dora Vidal la que asistió a la misma y realizó una presentación.

La presentación se refirió a la experiencia Argentina sobre el uso de la Guía de Importación y Exportación de fuentes radiactivas del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) e incluyó:

- La identificación de la posición ocupada por el Punto de Contacto PoC dentro del organigrama del órgano regulador de Argentina (ARN).
- La descripción de las tareas que desarrolla.
- Una breve indicación de los procedimientos internos utilizados dentro de la ARN alineados con la Guía de Importación y Exportación de Fuentes Radiactivas.
- Comentarios sobre la información volcada en los formularios de Pedido de Consentimiento y Notificación previa al embarque utilizados por la Argentina para las importaciones y/o exportaciones de las fuentes radiactivas recomendados por el OIEA.
- Experiencias de la Argentina en relación con la interacción con los grupos de interés.
- Descripción de experiencias vividas por el PoC Argentino.
- Opinión, como PoC de Argentina, sobre lo que es importante para hacer más efectiva y eficiente la intervención de un PoC.
- Indicación de sugerencias sobre cómo mejorar el cumplimiento de las funciones del PoC.
- Propuesta sobre como el OIEA puede mejorar su tarea de facilitar la importación y exportación de fuentes radiactivas de acuerdo con la Guía mencionada.

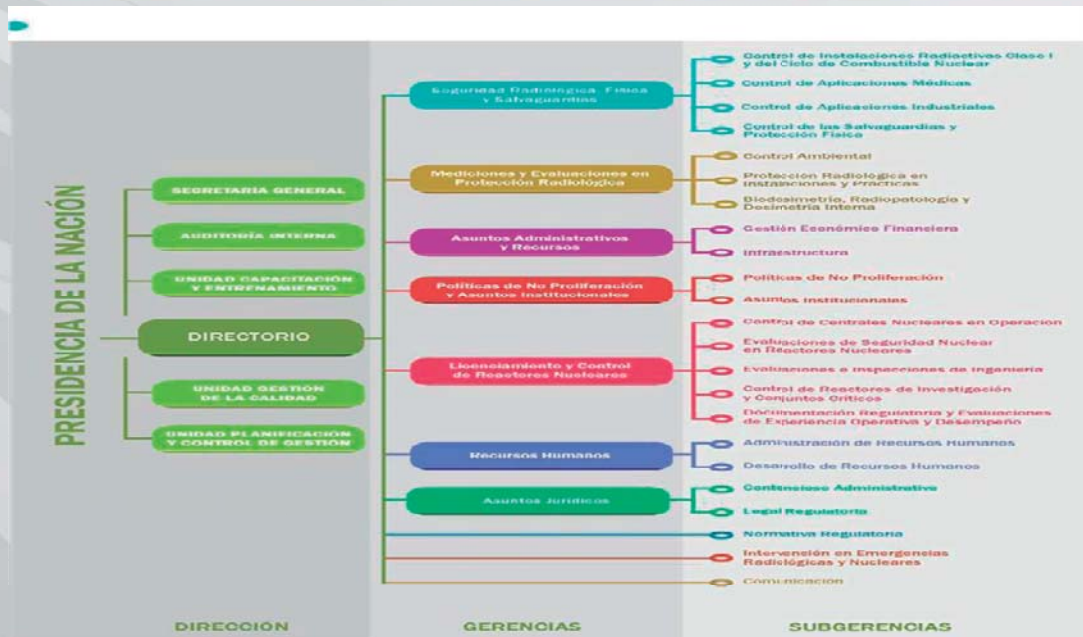


INTERNATIONAL MEETING OF THE POINTS OF CONTACT FOR THE PURPOSE OF FACILITATING THE IMPORT AND EXPORT OF RADIOACTIVE SOURCES IN ACCORDANCE WITH THE GUIDANCE ON THE IMPORT AND EXPORT OF RADIOACTIVE SOURCES 24 to 27 January 2023

ARGENTINA PRESENTATION
Dora Vidal

www.argentina.gob.ar/arn

PLACE OF THE PoC IN THE REGULATORY BODY



www.argentina.gob.ar/arn

PLACE OF THE PoC IN THE REGULATORY BODY



www.argentina.gob.ar/arm



PLACE OF THE PoC IN THE REGULATORY BODY

PoC is directly related to inspection and control activities of the regulatory body of most of the facilities with the exception of nuclear power plants and research reactors.

Within this Division are the sectors of medical and industrial applications, so called Class I facilities and Safeguards Control and Physical Protection activities.

These sectors are the ones that, in general, have information about imports or exports of the facilities and the radioactive material.

Exceptionally, the Non-Proliferation Policy and Institutional Affairs sector is involved in consent decisions.

www.argentina.gob.ar/arm



JOB DESCRIPTION OF THE PoC

In Argentina, the PoC is a person who assumes the tasks of the PoC, becoming part of their routine tasks.

In other words, they are added to the job description of routine work.

www.argentina.gob.ar/am



JOB DESCRIPTION OF THE PoC

In relation to the IAEA Code of Conduct and the Import and Export Guide, its role as PoC is to facilitate the import and/or export processes by dealing with:

- Request consent for the export of Category 1 radioactive sources to the PoC's of the importing countries.
- Respond to requests for consent for the import of Category 1 radioactive sources to the POC of the exporting country.
- Manage and follow up of consultations, prior to responses, to consent requests for the importation of Category 1 radioactive sources made to the sectors whose intervention is required.

www.argentina.gob.ar/am



JOB DESCRIPTION OF THE PoC

In relation to the IAEA Code of Conduct and the Import and Export Guide, its role as PoC is to facilitate the import and/or export processes by dealing with:

- Ensure that exporting facilities forward pre-shipment notice to importing facilities/states.
- Ensure that the country's export facilities have identified the obligations to comply with in relation to import/export authorizations (documentation to provide, time for communications informing the intention to export, sending notices prior to shipment, etc.).
- Review the procedures to be used in the regulatory body in relation to the activities of the PoC.
- Keep updated the procedures to be used in the regulatory body in relation to the activities of the PoC.

www.argentina.gob.ar/arn



INTERNAL PROCEDURES IN ACCORDANCE WITH THE GUIDANCE ON THE IMPORT AND EXPORT OF RADIOACTIVE SOURCES

The import and export authorization procedure is part of the ARN Management system.

It is in accordance with the Guidance and the Code, although it is more comprehensive since it refers to sealed and unsealed radioactive sources and of all categories, including exempted ones.

It is complemented with instructions on the maintenance/safekeeping/distribution of the documentation.

www.argentina.gob.ar/arn



INFORMATION IN THE REQUEST FOR CONSENT AND THE NOTIFICATION PRIOR TO SHIPMENT FORMS

In consent requests we usually add:

- the date for which a response is needed,
 - the expected date of shipment and
- we consider, in light of recent experiences, the expected date of arrival at the port of the country that will receive the merchandise.

This last issue is closely linked to travel times and the period of validity of the consents granted.

www.argentina.gob.ar/arn



INTERACTION WITH STAKEHOLDERS

The interaction with stakeholders is fluid.

Users have direct access via email to the point of contact and to the general email address that is used, in these cases, especially when the PoC is not available.

In general, the conditions for managing import and export requests are available on the ARN website.

Except for errors or omissions, in the case of institutions that do not import for their own use, the conditions to be met for each import are incorporated into the operating licenses.

www.argentina.gob.ar/arn



INTERACTION WITH STAKEHOLDERS

Regarding Customs in Argentina, we have resolutions both from that body and from the Nuclear Regulatory Authority according to which imports/exports of radioactive material and/or nuclear material or material of nuclear interest require the intervention of the Regulatory Authority prior to its realization.

www.argentina.gob.ar/arm



EXPERIENCES OF PoC

In the implementation of the Import and Export Guidance and as a PoC, different situations may arise with each regulatory authority.

In Argentina's experience with those states with which we have administrative agreements, such as Canada and Brazil, the exchange is adequate in a timely manner.

www.argentina.gob.ar/arm



EXPERIENCES OF PoC

With countries with which we do not have administrative agreements, the problems we have encountered lately were:

- Changes in the designations of the Contact Points with respect to those published by the IAEA. Although, it has been possible to exchange information and achieve the objective of carrying out imports/exports, these situations that occurred in the exchange of information raise doubts about the authority of the interlocutor that officiates as PoC for the exporting/importing country.

www.argentina.gob.ar/arm



EXPERIENCES OF PoC

With countries with which we do not have administrative agreements, the problems we have encountered lately were:

- One country, in the process of requesting consent for the authorization to export radioactive material covered by the Code of Conduct and its Import and Export Guidance, requested the use of its own national informatic system, which implied the registration of the applicant in said system and expenditure of the necessary time that said system required to make its validations. In my case, when I had to do it, I could never register properly. However, it is noteworthy that after several unsuccessful attempts, the recipient of the request facilitated the exchange outside the mentioned system.

www.argentina.gob.ar/arm



EXPERIENCES OF PoC

With countries with which we do not have administrative agreements, the problems we have encountered lately were:

- Some problem has been observed in the consent granted by the importing state that facilitates the export, in relation to its validity period, which does not cover the real time of its completion, either due to problems with the shipment that causes its postponement or because the travel time extends longer than initially planned. This implies a greater demand for time and attention from the PoC.

In general, when the timeframe proposed by the exporting state in the request for consent is meager the exporting state has responded and granted an extension thereof.

www.argentina.gob.ar/arm



EXPERIENCES OF PoC

With countries with which we do not have administrative agreements, the problems we have encountered lately were:

- Argentina has experienced a favorable evolution in the exchange with some importing States, in relation with the recent past.

www.argentina.gob.ar/arm



WHAT DO I THINK IS IMPORTANT FOR ME AS A PoC TO BE EFFECTIVE AND EFFICIENT?

From my point of view to achieve efficiency and effectiveness it is important :

- That the designated PoC has sufficient time to attend to these functions.
- That the designated PoC is clear about the functions to be fulfilled and the actions that must be carried out, as well as that speed is an important factor to take into account.
- If there are several PoCs, there is a clear definition of who acts and when.
- That there are adequate computer means that facilitate the connectivity of the designated PoC.

www.argentina.gob.ar/arn



WHAT DO I THINK IS IMPORTANT FOR ME AS A PoC TO BE EFFECTIVE AND EFFICIENT?

From my point of view to achieve efficiency and effectiveness it is important :

- That the designated PoC, from its role, can clearly identify the sectors to which it will request their intervention and the corresponding people/positions/roles of said sectors.
 - Provide information to the sectors involved in the assessment through talks where the functions of each one are specified facilitating the discussions.
- To have available clear procedures outlining the actions of the PoC.

www.argentina.gob.ar/arn



WHAT DO I THINK IS IMPORTANT FOR ME AS A PoC TO BE EFFECTIVE AND EFFICIENT?

From my point of view to achieve efficiency and effectiveness it is important:

- Adequately name/define the function of the PoC, for example, what does the PoC do?, does it authorize? does it agree? responds or requests consent on behalf of the State for which he was appointed?, etc.
- Be clear that the action requesting of consent/consent is a photo and that events can occur that modify the decisions of that photo and in this sense the role occupied by PoC should allow it to intervene to modify that photo, if possible, when events occur that affect it, for example, a suspension of the Operation License for cause majeure, either by communicating with the exporting institution or with the exporting State.

www.argentina.gob.ar/arn



SUGGESTIONS HOW TO IMPROVE THE PoC FUNCTIONS

Within the organization itself, making presentations/talks/exchanges about the functions and experiences its PoC with some frequency can improve the functions of the PoC.

www.argentina.gob.ar/arn



PROPOSAL HOW IAEA CAN IMPROVE FACILITATING OF THE IMPORT AND EXPORT OF RADIOACTIVE SOURCES IN ACCORDANCE WITH THE GUIDANCE

IAEA could improve facilitating of the import and export of radioactive sources, for example:

- Requesting PoC designation updates annually, of all the States, so that a routine of these updates can be established in a more proactive way.
- Facilitating/promoting PoC exchange meetings of both, experiences and recommendations.

www.argentina.gob.ar/arm



THANK YOU

Autoridad Regulatoria Nuclear



www.argentina.gob.ar/arm

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas científicas y técnicas

LOSS OF FLOW ACCIDENT ANALYSIS IN ATUCHA II NUCLEAR POWER PLANT USING RELAP5 MODEL *

Corzo, S.F.^{1,2}; Ugarte, R.³; Godino, D.M.^{1,4} and Ramajo, D.E.^{1,2}

¹ Centro de Investigación de Métodos Computacionales (CIMEC-CONICET-UNL), Santa Fe, Argentina

² Universidad Nacional del Litoral, Argentina

³ Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina

⁴ Universidad Nacional de Rosario, Argentina

Abstract

The loss of flow accident (LOFA) in nuclear power plants (NPP) is considered a design base initiating event (DBIE) and it is broadly analyzed in safety and licensing evaluation. Therefore, this is commonly chosen to assess computational models. The current paper addresses the simulation of LOFA under single and total main coolant pump (PMP) trips during full power in Atucha-II Pressurized Heavy Water Reactor (PHWR). RELAP5-mod3.3 NPP was used for solving the thermal-hydraulics, neutron kinetics, and control and safety logic in steady-state and LOFA events. Simulations were assessed against real plant data recorded during a single-PMP trip obtaining very good agreement. After that, the total-PMP trip was simulated, showing that the plant also reached a safe steady condition, guaranteeing the removal of decay heat by natural flow circulation. The very good agreement in terms of the main thermal-hydraulics parameters demonstrated the capability of the computational model to reproduce the overall NPP behavior.

* Publicado en: Nuclear Engineering and Design; vol.402, 2023.
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2022.112108>

ETHICAL, LEGAL, SOCIAL, AND EPISTEMOLOGICAL CONSIDERATIONS OF RADIATION EXPOSURE *

Dobney, A.¹; González, A.J.²; Oughton, D.³; Romain, F.⁴; Meskens, G.⁵; Bourguignon, M.⁶;
Wils, T.M.⁷; Perko, T.⁸ and Socol, Y.⁹

¹ Queen Mary University of London, London, United Kingdom

² Nuclear Regulatory Authority, Argentina

³ Norwegian University of Life Sciences (NMBU), Ås, Norway

⁴ University of Manchester, Manchester, United Kingdom

⁵ Science and Technology Studies Unit, Belgian Nuclear Research Centre, SCK CEN, Mol, Belgium.
Centre for Ethics and Value Inquiry, Ghent University, Ghent, Belgium

⁶ University of Paris Saclay (UVSQ), Paris, France

⁷ Catholic University of Leuven (KU Leuven), Leuven, Belgium

⁸ Belgian Nuclear Research Centre, SCK CEN, Mol, Belgium.

University of Antwerp, Antwerp, Belgium

⁹ Jerusalem College of Technology, Jerusalem, Israel

Introduction

Ionizing radiation and radioactive substances can be natural or human-made. Humans have always been exposed to natural ionizing radiation (background radiation), because of the exposure of the Earth's surface to cosmic rays and the radioactivity contained in rocks that form the continental crust. The use of radiation and radioactive substances in medicine, research, industry, agriculture, and teaching, as well as the generation of nuclear power, have brought important benefits to society. Acceptance by society of the risks associated with radiation depends on the perceived relationship between these risks and the benefits to be gained from the use of radioactive sources. Logically, risks must be limited, and adequate protection provided. This does not mean that individuals or the environment must be protected from any and all effects of ionizing radiation, but rather to ensure that the amount of radiation absorbed does not have negative consequences that outweigh the benefits. The need to balance risks and benefits makes radiation a matter of science and values, meaning that in addition to technical assessments, ethical and legal issues also apply in the judgement of the acceptability of radiation risks.

* Publicado en: Baatout, Sarah (ed). "Radiobiology textbook". Chapter 12, p. 629-662
Springer, Cham, Switzerland, 2023. 687 p. ISBN 978-3-031-18810-7 (eBook)
<https://doi.org/10.1007/978-3-031-18810-7>

ALGUNS DESAFIOS FUTUROS PARA O SISTEMA INTERNACIONAL DE PROTEÇÃO CONTRA A RADIAÇÃO *

González, A.J.

Nuclear Regulatory Authority of Argentina

Introdução

O sistema internacional de proteção contra a exposição às radiações ionizantes, conhecido como sistema de proteção radiológica, tem uma longa tradição. Após mais de um século de atividade profissional, consolida-se como um sistema global de segurança para radiações ionizantes, tornando-se um dos mais significativos sucessos internacionais e intergovernamentais.

O sistema é universal e consensual e se baseia em um acordo internacional e intergovernamental ampliado, conforme segue:

- baseia-se em ciência internacionalmente aceita acordada pelo Comitê Científico das Nações Unidas sobre os Efeitos da Radiação Atômica (UNSCEAR, 2010a, 2010b, 2015) e endossada pelo mais alto órgão intergovernamental internacional, a Assembleia Geral das Nações Unidas (UNGA, 2012);
- baseia-se no paradigma universalmente aceito desenvolvido ao longo de anos pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP, 2007a); deu origem a um regime intergovernamental de padrões que, sob os auspícios da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA, 1960, 1976), são copatrocinados por todas as organizações internacionais relevantes, a Comunidade Europeia de Energia Atômica (Euratom), as Nações Unidas para Alimentação e Agricultura das Nações Unidas (FAO), a Organização Internacional do Trabalho (OIT), a Organização Marítima Internacional (IMO), a Agência de Energia Nuclear da Organização para Cooperação e Desenvolvimento Econômico (OCDE/NEA), a Organização Pan-Americana da Saúde (OPAS), o Programa das Nações Unidas para o Meio Ambiente (PNUMA) e a Organização Mundial da Saúde (OMS), que inclui inter alia: princípios fundamentais de segurança (Euratom et al., 2006); normas básicas de proteção contra a radiação e de segurança das fontes de radiação (EC et al., 2014) (identificadas com a sigla BSS da expressão em inglês Basic Safety Standards); e um glossário internacional de termos (IAEA, 2019).
- é aplicado por meio de obrigações assumidas pelos Estados, como a Convenção nº 115 da OIT, de 1960, sobre a proteção contra a radiação ocupacional (ILO, 1960) e as muitas convenções e códigos de conduta acordados sob os auspícios da IAEA;
- inclui disposições para aplicações práticas endossadas por todas as organizações internacionais relevantes.

Apesar de seu sucesso, após quase um século de bons serviços, o sistema pode precisar de alguma revisão. Por exemplo, o paradigma da ICRP é um modelo ético, científico e internacional, mas já foi discutido que pode precisar ser atualizado, embora deva ser evitado intrometer-se nele. Algumas sugestões foram feitas para fortalecê-lo sem alterar suas raízes, tais como:

- o paradigma deve assimilar as novas demandas de licença social;
- a ética por trás dos princípios nos quais o paradigma se baseia deve ser descrita;

* Publicado em: de Almeida, Carlos E. "Tópicos especiais em física médica e radioproteção". Capítulo 30, p. 717-759, Atenea Editora, Rio de Janeiro, Brasil, 2023. 776 p. ISBN 978-65-258-0442-2

<https://doi.org/10.22533/at.ed.422231204>

- um princípio de proteção das gerações futuras e de seu habitat deve ser especificamente incorporado;
- os limites de dose e sua justificativa precisariam de uma revisão completa;
- seria necessário rever a transição entre as situações durante e depois de uma emergência;
- os princípios de proteção ocupacional devem se estender à radiação natural, aos trabalhadores não envolvidos diretamente com a radiação, aos trabalhadores voluntários e aos “socorristas” de emergência (ou “liquidadores”), e até mesmo aos “consoladores” de pacientes;
- as exposições médicas devem ser separadas em diagnósticas e terapêuticas para pacientes, e discricionárias daquelas que confortam pacientes ou daquelas que se voluntariam para pesquisa médica;
- novas recomendações sobre magnitudes e unidades devem ser incorporadas, distinguindo claramente as magnitudes intensivas das extensivas e as magnitudes físicas das de proteção;
- deve ficar claro o alcance do paradigma, incluindo os conceitos de exclusão e isenção, integrando as situações de exposição à radiação natural e resolvendo o problema da regulação dos bens de consumo que contenham substâncias radioativas;
- deve-se esclarecer a sigla LNT, que se traduz como “relação linear (dose-efeitos) sem limiar”, seja como modelo de proteção radiológica, como conjectura epidemiológica ou como teoria biológica (ICRP, 2005);
- os temores de baixos níveis de radioatividade em bens de consumo precisam ser abordados (aqueles que causam danos psicológicos e estragos econômicos); e, por último e mais importante,
- o paradigma revisado deve reconhecer as limitações de sua base científica, levando em conta, entre outras coisas, a diferença epistemológica entre os conceitos de atribuição de efeitos de radiação e a inferência de risco de radiação.

As limitações de espaço neste capítulo o impedem de abordar todos esses tópicos. A discussão sobre o necessário aprimoramento do paradigma da ICRP tem sido apresentada em diversos encontros científicos (González, 2020a, 2021a). A análise neste capítulo incidirá apenas em três tópicos, descritos em seções distintas, que se consideram prioritários, nomeadamente:

- a Seção 2 trata da diferenciação epistemológica entre atribuição de efeitos de radiação e inferência de risco de radiação (González, 1993, 2002, 2011a, 2014a, 2014b, 2014c, 2022);
- a Seção 3 trata do problema de grandezas e unidades (González, 2021b);
- a Seção 4 trata da regulamentação de bens de consumo (González, 2021c).

Como epílogo, uma Seção 5 final discute a limitação do sistema, que se refere apenas às radiações ionizantes e ignora as radiações não ionizantes, e a necessidade de sua extensão às radiações não ionizantes, que já foi tratado na literatura (González; Touzet, 2021).

ASSESSMENT METHODS FOR INTER-LABORATORY COMPARISONS OF THE DICENTRIC ASSAY *

González Mesa, J.E.¹; Holladay, B.²; Higuera, M.^{3,4}; Di Giorgio, M.⁵ and Barquinero, J.F.⁶

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, La Habana, Cuba

² Statistics Department, California Polytechnic State University, San Luis Obispo, USA

³ Scientific Computation & Technological Innovation Center (SCoTIC), Universidad de La Rioja, España

⁴ Departamento de Matemáticas y Computación, Universidad de La Rioja, España

⁵ Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina

⁶ Departamento de Biología Animal, Biología Vegetal y Ecología, Universitat Autònoma de Barcelona, España

Abstract

Purpose: To test the performance of different algorithms that can be used in inter-laboratory comparisons based on dicentric chromosome analysis, and to evaluate the impact of considering a priori values different to calculate individual laboratory performance based on the ionizing radiation dose estimation.

Methods: Mean and standard deviation estimations in inter-laboratory comparisons are tested on simulated data and data from previously published inter-laboratory comparisons using three robust algorithms, Algorithm A, Algorithm B and Q/Hampel, all programmed in R-project language and implemented in a Shiny application. The simulated data were generated assuming three different probabilities to contaminate inter-laboratory comparisons samples with atypical dose values. Comparison between different algorithms was also done using published exercises where blood samples were irradiated at 0 and 0.7 Gy that represent a challenge for the assessment of an inter-laboratory comparison.

Results: The best performance was obtained with the Q/Hampel algorithm for the estimation of the dose mean and with the Algorithm B for the estimation of the dose standard deviation under the conditions tested in the simulations. The Q/Hampel algorithm showed the best performance when non-irradiated samples were evaluated and there was a high proportion of identical values. The presence identical values cause the Algorithm B to fail. Real examples illustrating the need to consider standard deviation priors, and the need to use algorithms resistant to a high proportion of identical values are presented.

Conclusions: Q/Hampel algorithm is a serious candidate to estimate the dose mean in the inter-laboratory comparisons, and to estimate both parameters when the proportion of identical values equals or higher than the half of the results. When the proportion of identical values is less than the half of the results, the Algorithm B should be considered as a candidate to estimate the standard deviation in the inter-laboratory comparisons with small number of laboratories. We remark that special attention is needed to establish prior definitions of standard deviation in the assessment of inter-laboratory dicentric assay comparisons.

* Publicado en: International Journal of Radiation Biology; vol.99, 3, p. 431 - 438, 2023.
<https://doi.org/10.1080/09553002.2022.2094021>

RESULTS AND ANALYSIS OF AN INTERCOMPARISONS STUDY FOR INDIVIDUAL MONITORING SERVICES OF LATIN AMERICAN AND CARIBBEAN REGIONS *

Khoury, H.¹; Menchaca, I.²; Andres, P.³; de Barros, V.¹; Silva, E.⁴; Alonso, T.⁵; Molina, D.⁶; Noguera, G.⁷; Videla, R.⁸; Rubio, J.⁹; Bastidas, B.¹⁰; Quintero, C.¹¹; Castillo, R.¹²; Castillo, A.¹³; Kawas, N.¹⁴; Grant, C.¹⁵; Garcia, A.L.¹⁶; Martinez, E.¹⁷; Mora, J.¹⁸ and Cruz Suarez, R.¹⁸

¹ Departamento de Energia Nuclear (UFPE). Brasil

² Nuclear Regulatory Authority (ARN). Argentina

³ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina

⁴ Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN). Brasil

⁵ Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN). Brasil

⁶ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba

⁷ Centro de Investigación en Ciencias Atómicas, Nucleares y Moleculares (CICANUM). Costa Rica

⁸ Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN). Chile

⁹ Comisión Nacional de Energía de República Dominicana (CNE). República Dominicana

¹⁰ Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares (SCAN). Ecuador

¹¹ Laboratorio de Dosimetría Externa, Ministerio de Energía y Minas. Guatemala

¹² Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN). Perú

¹³ Laboratorio de Física de Radiaciones y Metrología (LAF-RAM/UNAN-Managua). Nicaragua

¹⁴ Facultad de Ciencias – Instituto Hondureño de Ciencias de la Tierra – Universidad Nacional Autónoma de Honduras (UNAH). Honduras

¹⁵ International Centre for Environmental and Nuclear Sciences, University of the West Indies. Jamaica

¹⁶ Laboratorio Personal de Dosimetría Externa (LPDE/MIEM). Uruguay

¹⁷ Dirección de Salud Radiológica del Ministerio de Salud de Venezuela. Venezuela

¹⁸ International Atomic Energy Agency (IAEA). Austria

Abstract

The aim of this paper is to present the results obtained by the Latin-American and Caribbean personal dosimetry services that participated, with the support of IAEA, in the 2020-Eurados whole-body dosimeter intercomparison for photon radiation. All participant services in this study use thermoluminescent dosimetry (TLD) systems except one that uses optically stimulated luminescence (OSL) dosimeters. Data analysis shows that 93.4% of the results are within the acceptance range, according to International ISO Standard ISO 14146: 2018. The evaluation of the trumpet curves shows that only three laboratories presented a few dosimeters results outside the limits of acceptability. Participation in this Eurados intercomparison exercise gave the Latin American and Caribbean laboratories the opportunity to show compliance with their own quality management system, to compare results with other participants and to develop plans for improving their dosimetry systems. It also gave the assurance that occupational doses are being measured properly and following the international standards in the regions.

* Radiation Protection Dosimetry; vol.199, 15-16, p. 1739–1742, 2023.
<https://doi.org/10.1093/rpd/ncad042>

WHY LOW-LEVEL RADIATION EXPOSURE SHOULD NOT BE FEARED *

Waltar, A.¹; González, A.J.² and Feinendegen, L.E.³

¹ Retired Professor and Head, Department of Nuclear Engineering, Texas A&M University and
Past President of the American Nuclear Society. USA

² Nuclear Regulatory Authority. Argentina

³ Nuclear Medicine, Heinrich-Heine University. Germany

Abstract

The purpose of this paper is to address the public fear that is usually associated with low-level radiation exposure situations. Its ultimate objective is to provide persuasive assurances to informed but skeptical members of the public that exposure situations involving low-level radiation are not to be feared. Unfortunately, just acquiescing to an unsupportive public fear of low-level radiation is not without consequences. It is causing severe disruptions to the benefits that harnessed radiation can produce for the well-being of all humanity. In this pursuit, the paper provides the scientific and epistemological basis needed for regulatory reform by reviewing the history in quantifying, understanding, modeling, and controlling radiation exposure, including some of the evolving contributions of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, the International Commission on Radiological Protection, and the myriad of international and intergovernmental organizations establishing radiation safety standards. It also explores the various interpretations of the linear no-threshold model and the insights gained from radiation pathologists, radiation epidemiologists, radiation biologists, and radiation protectionists. Given that the linear no-threshold model is so deeply imbedded in current radiation exposure guidance, despite the lack of a solid scientific base on the actually proven radiation effects at low-doses, the paper suggests near-term ways to improve regulatory implementation and better serve the public by excluding and/or exempting trivial low-dose situations from the regulatory scope. Several examples are given where the unsubstantiated public fear of low-level radiation has resulted in crippling the beneficial effects that controlled radiation offers to a modern society.

* Health Physics; vol.125, 3, p. 207-227, 2023.
<https://doi.org/10.1097/hp.0000000000001703>

PARTE III

Publicaciones de la ARN

Modelo de dispersión de radionucleidos debida a descargas líquidas de corta duración vertidas a un río

López, F.O.

MODELO DE DISPERSIÓN DE RADIONUCLEIDOS DEBIDA A DESCARGAS LÍQUIDAS DE CORTA DURACIÓN VERTIDAS A UN RÍO

Fabio O. López

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En este trabajo se presenta el desarrollo de un modelo que permite estimar la concentración de actividad de radionucleidos en el entorno de un río, debida a la descarga de efluentes líquidos, vertidos en el curso de agua en un corto período de tiempo.

El modelo desarrollado se denomina EDDELIQ Río (Evaluación de las Descargas Líquidas vertidas en un Río). En este modelo, para estimar la concentración de actividad de radionucleidos en el agua de un río, se plantea un modelo físico sencillo de advección-dispersión, el mismo es parametrizado y resuelto numéricamente mediante un método de diferencias finitas de segundo orden. Esta metodología es utilizada para evaluar la variación temporal de la concentración de actividad de radionucleidos en el agua del río. Luego, a partir del valor máximo de la concentración en agua, se estiman las concentraciones de radionucleidos en los sedimentos del lecho y en los sedimentos de la orilla del cuerpo de agua. Para estimar la concentración de radionucleidos en peces se plantea un modelo de dos compartimientos, el mismo es resuelto en forma numérica mediante un método de diferencias finitas.

INTRODUCCIÓN

La hidrósfera constituye una vía importante por la cual los radionucleidos emitidos por una instalación nuclear pueden dispersarse en el medio ambiente y por lo tanto llegar al hombre. Es por ello fundamental contar con herramientas que permitan predecir, con cierto grado de precisión, las variaciones temporales de la concentración de un radionucleido vertido por una instalación en forma programada o accidental en un curso de agua.

Los ríos son ecosistemas complejos de gran importancia económica, social y ambiental. Los modelos para predecir el comportamiento de los radionucleidos en los ríos son de suma importancia para la gestión, en una adecuada perspectiva ambiental, de estos cuerpos de agua en vista de un apropiado proceso de toma de decisiones.

Los procesos hidráulicos son los principales responsables del transporte y la difusión de las sustancias a través del agua, mientras que los procesos geoquímicos influyen en la interacción de radionucleidos disueltos en los sólidos en suspensión y en los sedimentos del fondo. Los procesos químicos y biológicos son los responsables principales en los procesos de bioacumulación de los radionucleidos en los peces.

La dispersión de una descarga de efluentes conteniendo radionucleidos en un río se puede dividir en dos etapas. La primera etapa, denominada fase temprana, se produce en los primeros tramos del río, y se caracteriza por la dispersión relativamente rápida de la sustancia descargada que permanece en solución. La segunda fase de la dispersión, denominada fase tardía, está asociada con las sustancias que se adhirieron a los sedimentos del lecho del río. La actividad asociada con los sedimentos del lecho puede permanecer en el primer tramo del río, algunos pocos kilómetros desde el punto de descarga, durante un tiempo considerable [1].

Para llevar a cabo la evaluación de la concentración de radionucleidos en los sedimentos se requiere estimar la transferencia de la sustancia desde el agua al material sólido. El enfoque tradicional para describir y predecir la evolución de la concentración de los radionucleidos en

sólidos heterogéneos como los sólidos en suspensión y sedimentos del fondo, es fundamentalmente empírico. La absorción de radionucleidos en los sólidos en suspensión es un proceso dinámico, que a menudo implica una serie de procesos separados de sorción, especiación y depósito. La transferencia de radionucleidos desde el agua del río a los sedimentos del fondo puede ocurrir ya sea por sorción en los sólidos en suspensión y posterior depósito de éstos, o por difusión directa de los radionucleidos disueltos a través de la interfase sedimento-agua. Estos procesos son sumamente complejos, y son muy dependientes de un gran número de parámetros ambientales propios de la zona bajo estudio. Para llevar a cabo un estudio exhaustivo de estos procesos es necesario contar con datos ambientales locales, como por ejemplo: el tipo y tamaño de los sólidos en suspensión y de los sedimentos del lecho del río, las tasas de sorción-desorción de los radionucleidos en la materia en suspensión y en los sedimentos del lecho, las tasas de sedimentación y de resuspensión de las partículas, etc. El beneficio de llevar adelante el desarrollo de una modelación matemática detallada de estos procesos, cuando no se cuenta con parámetros ambientales locales, es cuestionable en vista de la influencia que tiene el uso de valores inciertos de estos parámetros sobre la incertidumbre general del modelo [2, 3]. Por este motivo, cuando no se cuentan con los valores de los parámetros ambientales locales necesarios para llevar a cabo la estimación de la concentración de radionucleidos en los sedimentos del lecho del cuerpo de agua, se recurre a modelos simplificados, que requieren menor cantidad de datos ambientales propios de la zona estudiada [1-4].

Un importante número de modelos, que evalúan la dispersión de radionucleidos en cuerpos de agua, han sido desarrollados en las últimas décadas [1-17]. Algunos de estos modelos han sido analizados y comparados por Monte et al. [2] y por Desai et al [3].

En el caso de la evaluación de la concentración de actividad de radionucleidos en peces se debe tener en cuenta que la bioacumulación de radiactividad en los mismos está determinada por numerosos factores ecológicos y ambientales, como el nivel trófico de las especies de peces, la longitud de la cadena alimentaria, la temperatura y la química del agua.

La absorción de los radionucleidos en los peces puede ser a través de la ingestión de alimentos contaminados o por transferencia directa desde el agua a través de las branquias [18-24]. Para la mayoría de los radionucleidos, se supone que la cadena alimentaria es la principal vía de absorción [18]. En el modelo EDDELIQ Río, para llevar a cabo la estimación de la concentración de radionucleidos en peces, se plantea un modelo físico de advección-dispersión de dos compartimientos, el mismo es parametrizado y resuelto numéricamente mediante un método de diferencias finitas.

DESARROLLO

Caracterización general de los ríos

Los ríos transportan agua y sedimentos desde las áreas de captación hasta el mar. El curso y la forma del fondo del río resultan de una interacción entre el agua y los sedimentos. Las comunidades del río se adaptan a las condiciones locales medias y a sus variaciones estacionales, constituyendo sistemas abiertos más física que biológicamente controlados.

A continuación se presentan las ecuaciones básicas que permiten estudiar el transporte de radionucleidos en ríos, las cuales, en forma simplificadas son utilizadas para resolver problemas reales apelando a simplificaciones adecuadas [25, 26].

$$\frac{\partial C}{\partial t} + U \frac{\partial C}{\partial x} + V \frac{\partial C}{\partial y} + W \frac{\partial C}{\partial z} = \epsilon_x \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} + \epsilon_y \frac{\partial^2 C}{\partial y^2} + \epsilon_z \frac{\partial^2 C}{\partial z^2} - \lambda_i C - k_s C + S \quad (1)$$

Variación temporal	Transporte Advectivo	Transporte Difusivo	Dec. radiactivo	Transf. a sólidos	Fuentes externas
--------------------	----------------------	---------------------	-----------------	-------------------	------------------

Donde:

C es la concentración del radionucleido en agua (Bq/m^3)

U, V, W son las velocidades en las direcciones x, y y z , respectivamente (m/s)

S es la fuente de adición o extracción del radionucleido ($\text{Bq/m}^3 \cdot \text{s}$)

t es el tiempo (s)

x, y, z son las direcciones longitudinal, lateral y vertical, respectivamente, en coordenadas cartesianas (m)

$\varepsilon_x, \varepsilon_y, \varepsilon_z$ son los coeficientes de dispersión en las direcciones x, y y z respectivamente (m^2/s)

λ_i es la constante de decaimiento del radionucleido i ($1/\text{s}$)

k_s es la tasa de transferencia de radionucleidos al sedimento ($1/\text{s}$)

El transporte advectivo, representado por los últimos tres términos del primer miembro de la ecuación precedente, representa la entrada y salida de sustancia desde el volumen de control con la velocidad de la corriente.

Por su parte, el transporte difusivo, representado por los tres primeros términos del segundo miembro de la ecuación, se refiere a la entrada y salida de sustancia debido al efecto combinado de las difusiones molecular y turbulenta. Ambos efectos difusivos son causados por movimientos pulsátiles:

- El movimiento browniano (inducido térmicamente) de la molécula.
- La pulsación de las velocidades de corriente alrededor de sus valores medios causada por la turbulencia.

Usualmente, y tal como se expresa en la ecuación, ambos fenómenos son descriptos por la Ley de Fick, que establece que el transporte de masa en la dirección del gradiente de concentración es proporcional a ese gradiente a través de un coeficiente de difusión.

Modelo Unidimensional

Cuando la escala longitudinal de análisis de la hidrodinámica de un río es mayor que su ancho y su profundidad, es suficiente y conveniente plantear las versiones de las ecuaciones de movimiento integradas en toda la sección transversal. Esto conduce a un modelo matemático unidimensional, en el cual los efectos de las escalas transversales de movimiento aparecen integrados y sólo se resuelven las escalas longitudinales largas.

La concentración del radionucleido vertido sobre el curso de agua en cualquier punto x , puede representarse por su valor promedio C sobre toda la sección transversal.

$$\frac{\partial C}{\partial t} + U \frac{\partial C}{\partial x} = \varepsilon_x \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} - \lambda_i C - k_s C + S \quad (2)$$

siendo $C(t_0) = C_0$ en el rango $t_0 < t < t_f$

Donde:

C es la concentración del radionucleido en el agua (Bq/m^3)

U es la velocidad en la dirección x (m/s)

S es la fuente de adición o extracción del radionucleido ($\text{Bq/m}^3 \cdot \text{s}$)

t es el tiempo (s);

ε_x es el coeficiente de dispersión en la dirección x (m^2/s)

λ_i es la constante de decaimiento del radionucleido i ($1/\text{s}$)

k_s es la tasa de transferencia de radionucleidos a los sedimentos del fondo del cuerpo de agua ($1/\text{s}$)

x , es la dirección longitudinal (m)

El coeficiente de dispersión en la dirección x es [25]:

$$\varepsilon_x = \frac{U^2 B^2}{f D u_*} \quad (3)$$

Donde

B es el ancho de la sección del río (m)

D es la profundidad promedio de la sección del cauce estudiado (m)

u_* es la velocidad de corte (m/s)

f es un parámetro adimensional que depende de los parámetros hidrológicos del cauce

La velocidad de corte u_* y el parámetro adimensional f son definidos empíricamente y pueden tomar valores muy diferentes, dependiendo fundamentalmente de los parámetros hidrológicos de cada curso de agua bajo estudio [1, 8, 9, 10, 12, 17, 18, 20].

Migración de los radionucleidos desde el agua a los sedimentos del fondo

El proceso de migración de los radionucleidos desde el agua del río a los sedimentos del fondo puede ocurrir ya sea por sorción en los sólidos en suspensión y posterior depósito de éstos, o por difusión directa de los radionucleidos disueltos a través de la interfase sedimento-agua. Estos procesos son sumamente complejos, y son muy dependientes de un gran número de parámetros ambientales locales. Por este motivo, cuando no se cuenta con los valores de los parámetros ambientales necesarios para llevar a cabo la estimación de la concentración de radionucleidos en los sedimentos del lecho del cuerpo de agua, se recurre a modelos simplificados, que requieren menor cantidad de valores ambientales locales [1- 4].

En el método de cálculo empleado en este trabajo, el proceso de interacción de los radionucleidos disueltos en el agua con los sólidos, se modela a partir del concepto del coeficiente de distribución, K_d . Este coeficiente está basado en la hipótesis de que se produce un equilibrio rápido y reversible entre las fases disuelta (C , [Bq/m³]) y adsorbida (C_s , [Bq/kg]) del radionucleido.

$$K_d = \frac{C_s}{C} \quad (4)$$

Donde

K_d es el coeficiente de distribución (m³/kg)

C_s es la concentración del radionucleido en el sólido (Bq/kg)

C es la concentración del radionucleido en agua (Bq/m³)

A partir del concepto del coeficiente de distribución, se estima la tasa de transferencia de radionucleidos a los sedimentos del fondo del lecho del río. Esta tasa se calcula mediante la siguiente expresión [1]:

$$k_s = \frac{f_s v_p}{D} \quad (5)$$

Donde

f_s es un parámetro adimensional que representa la fracción de radionucleidos absorbidos en los sólidos en suspensión

v_p es la velocidad de sedimentación de los sólidos en suspensión (m/s)

D es la profundidad promedio de la sección del cauce estudiado (m)

El parámetro adimensional f_s se estima mediante la siguiente expresión:

$$f_s = \frac{s K_d}{(1+s K_d)} \quad (6)$$

Donde

s es la concentración de sólidos en suspensión en el cuerpo de agua (kg/m^3)

K_d es el coeficiente de distribución (m^3/kg)

Metodología de cálculo de la concentración de actividad de radionucleidos

Método de diferencias finitas

El método de diferencias finitas es una clásica aproximación utilizada para encontrar la solución numérica de las ecuaciones diferenciales que gobiernan el modelo matemático de un sistema continuo. Este método consiste esencialmente en una aproximación de las derivadas parciales por expresiones algebraicas con los valores de la variable dependiente en un limitado número de puntos seleccionados.

Como resultado de la aproximación la ecuación diferencial parcial que describe el problema es reemplazada por un número finito de ecuaciones algebraicas, en términos de los valores de la variable dependiente en puntos seleccionados.

A continuación se presenta el esquema de discretización propuesto en este estudio para resolver la ecuación planteada en (2). El método empleado es un método explícito centrado, que es un método consistente desde el punto de vista numérico [28-30]. En la figura 1 se muestra el esquema empleado para la discretización.

$$\frac{\partial C(x_j, t_j)}{\partial t} \cong \frac{C(x_i, t_{j+1}) - C(x_j, t_j)}{k} = \frac{C_{i,j+1} - C_{i,j}}{k} \quad (7)$$

$$\frac{\partial C(x_j, t_j)}{\partial x} \cong \frac{C(x_{i+1}, t_j) - C(x_j, t_j)}{h} = \frac{C_{i+1,j} - C_{i,j}}{h} \quad (8)$$

$$\frac{\partial^2 C(x_j, t_j)}{\partial x^2} \cong \frac{C(x_{i+1}, t_j) - 2C(x_j, t_j) + C(x_{i-1}, t_j)}{h^2} = \frac{C_{i+1,j} - 2C_{i,j} + C_{i-1,j}}{h^2} \quad (9)$$

Donde

$C_{i,j+1}$ es la concentración del radionucleido en el punto $x = i$ en el tiempo $t = j+1$ (Bq/m^3)

$C_{i,j}$ es la concentración del radionucleido en el punto $x = i$ en el tiempo $t = j$ (Bq/m^3)

$C_{i+1,j}$ es la concentración del radionucleido en el punto $x = i+1$ en el tiempo $t = j$ (Bq/m^3)

$C_{i-1,j}$ es la concentración del radionucleido en el punto $x = i-1$ en el tiempo $t = j$ (Bq/m^3)

k es el parámetro de discretización en t (s)

h es el parámetro de discretización en x (m)

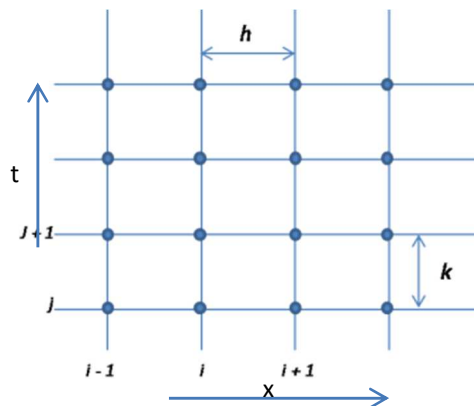


Figura 1: Esquema de discretización

Cálculo de la concentración de radionucleidos en agua

Para calcular la concentración de radionucleidos en agua se debe resolver la siguiente ecuación.

$$\frac{\partial C}{\partial t} + U \frac{\partial C}{\partial x} = \varepsilon_x \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} - \lambda C - k_s C + S \quad (10)$$

siendo $C(t_0) = C_0$ en el rango $t_0 < t < t_f$

Para resolver la misma, se aplican las ecuaciones (7), (8) y (9), obteniéndose la siguiente expresión:

$$\frac{C_{i,j+1} - C_{i,j}}{k} + U \frac{C_{i+1,j} - C_{i,j}}{h} = \varepsilon_x \left(\frac{C_{i+1,j} - 2C_{i,j} + C_{i-1,j}}{h^2} \right) - \lambda C_{i,j} - k_s C_{i,j} + S \quad (11)$$

Reagrupando convenientemente se obtiene la expresión que se muestra en la ecuación (12):

$$C_{i,j+1} = C_{i+1,j} \left(-\frac{Uk}{h} + \frac{\varepsilon_x k}{h^2} \right) + C_{i,j} \left(1 + \frac{Uk}{h} - \frac{2\varepsilon_x k}{h^2} + Mk \right) + C_{i-1,j} \left(\frac{\varepsilon_x k}{h^2} \right) + S k \quad (12)$$

Donde

$$M = -\lambda - k_s \quad (13)$$

De esta forma se puede calcular la concentración de radionucleidos en agua en cada uno de los puntos de la malla de discretización.

Estabilidad

Para resolver correctamente un sistema de ecuaciones diferenciales por el método de diferencias finitas se deben cumplir tres condiciones; que el esquema en diferencias sea consistente, que sea estable y que converja a la solución correcta. El sistema empleado es consistente [28-30]. Para asegurar la estabilidad se recurre al siguiente teorema [29]:

Dado un esquema como el siguiente:

$$C_{i,j+1} = A C_{i+1,j} + B C_{i,j} + C C_{i-1,j} \quad (14)$$

Para que el sistema sea estable se deben cumplir dos condiciones:

- 1) A , B y C deben ser positivos
- 2) $A + B + C \leq 1$

De esta manera, los errores tienden a disminuir a medida que se incrementen las iteraciones y converge a la solución de la ecuación diferencial que se intenta resolver.

Si se analiza la estabilidad del esquema planteado, ecuación (12), se obtiene:

$$A = \left(-\frac{Uk}{h} + \frac{\varepsilon_x k}{h^2} \right), \quad B = \left(1 + \frac{Uk}{h} - \frac{2\varepsilon_x k}{h^2} + Mk \right), \quad C = \left(\frac{\varepsilon_x k}{h^2} \right)$$

Para cumplir con la primera condición del teorema de estabilidad se deben seleccionar los parámetros de discretización h y k de tal forma que los coeficientes A y B sean siempre positivos. El coeficiente C siempre es positivo.

Para cumplir con la segunda condición se solicita que la suma de los tres coeficientes sea menor o igual a 1. En este caso se obtiene que:

$$A + B + C = 1 + Mk$$

Como se puede observar en la ecuación (13), el valor de M es siempre negativo. Por ende, se puede afirmar que se cumple con la segunda condición. Por lo tanto, se garantiza que el sistema planteado es estable y convergente.

Cálculo de la concentración de radionucleidos en agua filtrada

A partir del valor máximo de la concentración de radionucleidos en agua, calculado mediante la resolución del sistema planteado en la ecuación (12), para un determinado punto del curso del río, se puede calcular la concentración máxima del radionucleido en el agua filtrada ($C_{af,max}$) mediante la siguiente expresión [1, 25].

$$C_{af,max} = C_{max} (1 - f_s) \quad (15)$$

Donde

$C_{af,max}$ es la concentración máxima en el agua filtrada (Bq/m^3)

C_{max} es la concentración máxima en el agua (Bq/m^3)

f_s es un parámetro adimensional que representa la fracción de radionucleidos absorbidos en los sólidos en suspensión.

Estimación de la concentración de radionucleidos en sedimentos

Para realizar la estimación de la concentración de actividad de los radionucleidos en los sedimentos de fondo se requiere estimar la transferencia de la sustancia desde el agua al material sólido. Como fue expresado, el proceso de migración de los radionucleidos a los sedimentos del fondo se debe a la sorción de la sustancia en los sólidos en suspensión y el posterior depósito de éstos, o por difusión directa de los radionucleidos disueltos a través de la interfase sedimento-agua. En el método de cálculo empleado en este trabajo, el proceso de interacción de los radionucleidos disueltos en el agua con la matriz sólida, se modela a partir del concepto del coeficiente de distribución, K_d .

Entonces, a partir del valor máximo de la concentración de radionucleidos en agua, se puede estimar la concentración máxima de radionucleidos en los sedimentos del lecho del río. En este modelo se asume que los sedimentos del fondo no se mueven [1].

La concentración máxima de radionucleidos en sedimentos del fondo se puede estimar mediante la siguiente expresión [1, 2]:

$$C_{sf,max} = \frac{k_s D C_{max} t_a}{\rho_s d_s} \quad (15)$$

Donde

$C_{sf,max}$ es la concentración máxima de radionucleidos en sedimentos del fondo (Bq/kg)

k_s es la tasa de transferencia de radionucleidos a los sedimentos del fondo del lecho ($1/s$)

D es la profundidad promedio de la sección del cauce estudiado (m)

C_{max} es la concentración máxima de radionucleidos en el agua del río, en el punto estudiado (Bq/m^3)

t_a es el tiempo efectivo de acumulación en sedimentos (s)

ρ_s es la densidad de los sedimentos (kg/m^3)

d_s es la capa superior de los sedimentos de fondo (m)

En forma conservativa se considera que el tiempo efectivo de acumulación, t_a , es similar al tiempo que demora en pasar la pluma por el punto. Eso significa que durante este tiempo se considera que la concentración del radionucleido en agua permanece constante, y es similar al valor máximo calculado en ese punto.

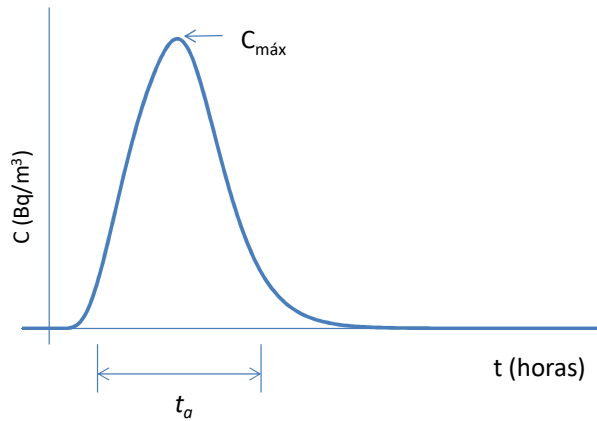


Figura 2. Esquema considerado en la estimación del tiempo efectivo de acumulación en los sedimentos

A partir de la concentración de actividad de radionucleidos máxima estimada para los sedimentos del fondo se puede calcular el valor máximo de la concentración en los sedimentos de la orilla del curso de agua. Esta concentración se puede estimar mediante la expresión (17). Para llevar a cabo esta estimación se considera que la densidad de la capa superior de los sedimentos (se supone que esta capa es de 5 cm) es de 60 kg/m^2 [25].

$$C_{so,max} = 60 C_{sf,max} \quad (17)$$

Donde

$C_{so,max}$ es la concentración máxima de radionucleidos en sedimentos de la orilla (Bq/m^2).

Estimación de la concentración de radionucleidos en peces

Para llevar a cabo la estimación de la concentración de actividad de radionucleidos en peces se plantea un modelo simple de "dos compartimientos" (figura 3) [18].

$$\frac{\partial C_p}{\partial t} = k_p C - (k_b + \lambda) C_p \quad (18)$$

Donde

C_p es la concentración de radionucleidos en peces (Bq/kg)

k_p es la tasa de transferencia del radionucleido a los peces a través de su alimento ($\text{kg/m}^3 \text{ s}$)

k_b es la tasa de excreción de radionucleidos de los peces ($1/\text{s}$)

C es la concentración del radionucleido en agua (Bq/m^3)

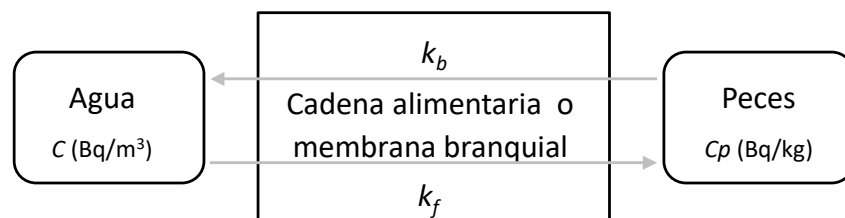


Figura 3. Esquema del modelo de dos compartimientos.

La ecuación (18) es resuelta numéricamente mediante el método de diferencias finitas presentado en la sección anterior. Por lo tanto, la concentración de radionucleidos en peces, para un determinado tiempo en un determinado punto del río, se puede estimar mediante la siguiente expresión:

$$Cp_{i,j+1} = k_p k C_{i,j} + (1 - k (k_b + \lambda)) Cp_{i,j} \quad (19)$$

Donde

$Cp_{i,j+1}$ es la concentración del radionucleido en el punto $x = i$ en el tiempo $t = j+1$, (Bq/kg)

k es el parámetro de discretización (s)

$C_{i,j}$ es la concentración del radionucleido en agua en el punto $x = i$ en el tiempo $t = j$, (Bq/m³), valor obtenido de la ecuación (12)

Estabilidad

Para garantizar que el esquema en diferencias sea consistente, estable y que converja a la solución correcta, se debe seleccionar en forma adecuada el parámetro de discretización [29].

CONCLUSIONES

En este trabajo se presentó el desarrollo del modelo EDDELIQ Río, este modelo permite evaluar la variación temporal de la concentración de actividad de radionucleidos en el entorno de un río, debida a la descarga de efluentes líquidos, efectuada en un corto período de tiempo. La metodología desarrollada se basó en la resolución numérica, mediante un método de diferencias finitas de segundo orden, de un modelo físico de advección-dispersión. Para llevar a cabo la estimación de la concentración de actividad de los radionucleidos en los sedimentos de fondo se empleó un modelo simple basado en el concepto del coeficiente de distribución, K_d . Para estimar la concentración de radionucleidos en peces se planteó un modelo de dos compartimientos, el mismo fue resuelto en forma numérica mediante un método de diferencias finitas.

El modelo desarrollado permite estimar la variación en el tiempo de la concentración de los radionucleidos en el agua, y las concentraciones máximas de radionucleidos en las siguientes matrices:

- Concentración máxima de actividad en agua (fase total);
- Concentración máxima de actividad en agua filtrada;
- Concentración máxima de actividad en sedimentos del fondo;
- Concentración máxima de actividad en sedimentos de la orilla;
- Concentración máxima en peces.

Esta metodología resulta una herramienta muy útil para predecir los niveles de concentración de radionucleidos en las distintas matrices del entorno de un río o de un arroyo, antes de que los mismos sean descargados. Una de sus principales aplicaciones es permitir evaluar la mejor estrategia de vertido para minimizar el impacto radiológico en el hombre y en el medio ambiente.

Por otro lado, el modelo EDDELIQ Río puede ser utilizado para estimar los niveles de concentración de radionucleidos en las distintas matrices en caso de una liberación accidental.

REFERENCIAS

- [1] Smith, J.T., Bowes, M.J., Denison, F.H., 2006. "Modelling the dispersion of radionuclides following short duration releases to rivers: Part 1. Water and sediment. The Science of the Total Environment, 368, 485-501.
- [2] Monte, L., Boyer, P., Brittain, J.E., Håkanson, L., Lopicard, S, Smith, J.T., 2005. "Review and assessment of models for predicting the migration of radionuclides through rivers". J Environ Radioactiv; 79: 273-296.
- [3] H. K. Desai, R. A. Christian, J. Banerjee, 2013, "Review of Mathematical Models For Transport of Radionuclides in Surface Waters". International Journal of Engineering Research and Technology. ISSN 0974-3154 Volume 6, Number 1, pp. 201-216.

- [4] Duchesne, S., Boyer, P., Beaugelin-Seiller, K., 2003. "Sensitivity and uncertainty analysis of a model computing radionuclides transfers in fluvial ecosystems (CASTEAUR)": application to ^{137}Cs accumulation in chubs. *Ecological Modelling* 166, 257–276.
- [5] Jobson, H.E., 1997, "Predicting travel time and dispersion in rivers and streams". *J Hydrol Eng.*; 123: 971-978.
- [6] Won Seo I., ASCE M., Sung Cheong T., 1998. "Predicting longitudinal dispersion coefficient in natural streams". *J Hydrol Eng*; 124: 25-32.
- [7] Onishi, Y., 1994. In: Chaudhry, M.H., Mays, L.W. (Eds.), "Contaminant Transport Modeling in Surface Waters. Computer Modeling of Free-Surface and Pressurised Flow". NATO ASI Series E, Applied Sciences, vol. 274. Kluwer, Dordrecht, pp. 313–341.
- [8] Onishi, Y., 1977, "Finite Element Models for Sediment and Contaminant Transport in Surface Waters Transport of Sediments and Radionuclides in the Clinch River". Battelle Pacific Northwest Laboratories. Prepared for the Nuclear Regulatory Commission. BNWL-2227, NRC 1 and 6.
- [9] Runkel, R.L., 1998, "One-Dimensional Transport with Inflow and Storage (OTIS): A Solute Transport Model for Streams and Rivers", U.S. Geological Survey Water-Resources Investigations Report 98-4018, 73 p.
- [10] Smith, J.T., Wright, S.M., Cross, M.A., Monte, L., Kudelsky, A.V., Saxe'n, R., Vakulovsky, S.M., Timms, D.M., 2003. "Global analysis of the riverine transport of ^{90}Sr and ^{137}Cs ". *Environmental Science and Technology*, pp. 850–857.
- [11] Monte, L., 1997. "A collective model for predicting the long-term behaviour of radionuclides in rivers." *Sci. Total Environ.* 201, 17–29.
- [12] Monte, L., 1997. "Modelling the migration of ^{90}Sr in lacustrine systems: a prototype model for the MOIRA system." In: Monte, L., Hakanson, L., Brittain, J. (Eds.), *Prototype Models for the MOIRA Computerised System*. Technical report RT/AMB/97/5, Rome.
- [13] Monte, L., Periañez, R., Boyer, P., Smith, J. and Brittain, J. 2009. The role of physical processes controlling the behaviour of radionuclide contaminants in the aquatic environment: a review of state-of-the-art modelling approaches. *Journal of Environmental Radioactivity* 100, 779–784.
- [14] Maul, P.R., 1986. "The assessment of the radiological significance of accidental releases of radionuclides to coastal waters". *Radiation Protection and Dosimetry* 14, pp. 207-218.
- [15] - Eman AlQasimi, Tew-Fik Mahdi, 2020. "A new one-dimensional numerical model for unsteady hydraulics of sediments in rivers". *SN Applied Sciences*, 2:1480.
<https://doi.org/10.1007/s42452-020-03284-y>
- [16] Zheleznyak, M.J., Demchenko, R.I., Khursin, S.L., Kuzmenko, Y.I., Tklich, P.V., Vitiuk, N.Y., 1992. "Mathematical modelling of radionuclide dispersion in the Pripyat–Dnieper aquatic system after the Chernobyl accident". *The Science of the Total Environment*. pp. 89–114.
- [17] Zheleznyak, M., Donchytz, G., Hygynyak, V., Marinetz, A., Lyashenko, G., Tklich, P., 1997. RIVTOX - one dimensional model for the simulation of the transport of radionuclides in a network of river channels. RODOS-WG4-TN(97)05. Institute of Mathematical Machines and System Problems (IMMSP) Prospect Glushkova 42, Kiev, 03187, Ukraine.
<https://www.researchgate.net/publication/232274421>.
- [18] Smith, J.T. 2006 Modelling the dispersion of radionuclides following short duration releases to rivers: Part 2. Uptake by fish. *The Science of the Total Environment*, 368, 502-518.
- [19] Garnier-Laplace, J., Vray, F., Baudin, J.P. 1997. A dynamic model for radionuclide transfer from water to freshwater fish. *Water Air Soil Poll.*; 98: 141-166.

- [20] Smith, J.T., Kudelsky, A.V., Ryabov, I.N., Hadderingh, R.H. 2000. Radiocaesium concentration factors of Chernobyl-contaminated fish: a study of the influence of potassium, and “blind” testing of a previously developed model. *J Environ Radioactivity* 48:359-369.
- [21] Smith, J.T., Kudelsky, A.V., Ryabov, I.N., Daire, S.E., Boyer, L., Blust, R.J., Fernandez, J.A., Hadderingh, R.H., Voitsekhovitch, O.V. 2002. Uptake and elimination of radiocaesium in fish and the “size effect”. *J Environ Radioactiv*; 62: 145-164.
- [22] Smith J.T., Bulgakov, A.A., Comans, RNJ, Konoplev, AV, Kudelsky, A.V., Madruga, M.J., Ryabov, I.N., Voitsekhovitch, O.V., Zibold, G. 2005. The “AQUASCOPE” simplified model for predicting $^{89,90}\text{Sr}$, ^{131}I and $^{134,137}\text{Cs}$ in surface waters after a large-scale radioactive fallout. *Health Phys*; 89: 628-644.
- [23] IAEA. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. 1994. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in temperate environments. IAEA Technical Reports Series No. 364, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [24] Koulikov, A.O., Ryabov, I.N. Specific cesium activity in freshwater fish and the size effect. 1992. *Sci Total Environ*; 112: 125-142.
- [25] IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2001, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment. Safety Reports Series N°19, Viena.
- [26] Menéndez, A. Transporte de Contaminantes en el Medio Acuático. 2010. Universidad Tecnológica Nacional. Maestría en Ingeniería Ambiental.
- [27] Prario, B.E., Dragani, W., Mediavilla D.G., D’Onofrio, E. 2011. Hydrodynamic numerical simulation at the mouths of the Parana and Uruguay rivers and the upper Rio de la Plata estuary: A realistic boundary condition. *Applied Mathematical Modelling*. Vol.35. 5265-5275.
- [28] Burden, R.L.; Faires, J.D. 1985. Análisis Numérico. Grupo Editorial Iberoamérica, México.
- [29] - Marshall, G., 1985. Solución Numérica de Ecuaciones Diferenciales, Tomo 1, Ecuaciones Diferenciales Ordinarias, Editorial Reverté. Argentina.
- [30] Fernández Bonder, J. 2015. Ecuaciones Diferenciales en Derivadas Parciales. Departamento de Matemática. Facultad de Ciencias Exactas y Naturales. Universidad de Buenos Aires. ISSN 1851-1317 (Versión Electrónica), ISSN 1851-1295 (Versión Impresa).

Recomendaciones para el control de las actividades que utilizan materiales que contienen radionucleidos naturales

Canoba, A.C. y López, F.O.

RECOMENDACIONES PARA EL CONTROL DE LAS ACTIVIDADES QUE UTILIZAN MATERIALES QUE CONTIENEN RADIONUCLEIDOS NATURALES

Analia C. Canoba y Fabio O. López

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En el presente trabajo se describen las recomendaciones sobre los aspectos de protección radiológica a considerar en aquellas instalaciones y actividades relacionadas con NORM, por sus siglas en inglés, Naturally Occurring Radioactive Material, que pueden provocar un incremento significativo de la exposición de los trabajadores.

Las recomendaciones descriptas en el presente trabajo sientan las bases para la implementación de medidas con fines de protección radiológica ocupacional en estas industrias no nucleares, a aplicar por la correspondiente Autoridad u Organismo de control a definir en el país.

1. Introducción

Todos los minerales y materias primas que se encuentran en nuestro planeta contienen radionucleidos de origen natural. Los principales radionucleidos naturales son el Potasio-40 (K-40) y los radionucleidos de las series de decaimiento del Torio-232 (Th-232) y del Uranio-238 (U-238). A estos materiales naturalmente radiactivos se los conoce como NORM, por sus siglas en inglés Naturally Occurring Radioactive Material.

Para la mayoría de las actividades humanas que involucran contacto con los minerales y las materias primas, el nivel de exposición debido a los radionucleidos naturales mencionados no implica una preocupación desde el punto de vista de la protección radiológica. Sin embargo, existen ciertas industrias no nucleares y actividades humanas industriales que implican que estos radionucleidos naturales se procesen, recuperen, utilicen o se movilicen, de tal manera, que pueden producir un incremento en la exposición a la radiación de las personas y del ambiente.

Algunos procesos industriales relacionados con NORM son la minería no uranífera, la extracción de metales, el tratamiento de aguas, la industria del fosfato, del gas y petróleo, y de los fertilizantes, entre otros. Los radionucleidos NORM pueden encontrarse en algunos flujos de efluentes y desechos de estas industrias (por ejemplo, en residuos metálicos, incrustaciones, barros y fluidos). Además de encontrarse en estos materiales, los radionucleidos naturales pueden hallarse en los subproductos y en los productos finales de los procesos.

En los procesos de estas industrias se producen cambios fisicoquímicos que hacen que los radionucleidos naturales puedan concentrarse, y eso hace que su concentración de actividad pueda ser varios órdenes de magnitud superior a la presente en los materiales originales. Esta

concentración de NORM puede producir un incremento en la exposición de los trabajadores y del público, y un impacto en el ambiente.

Por ejemplo, en el caso de la industria del gas y el petróleo, los radionucleidos naturales involucrados son los contenidos en las rocas sedimentarias que almacenan el gas y el petróleo, principalmente Radio-226, Plomo-210 y Polonio-210, y también se pueden encontrar elementos de la cadena de semidesintegración del torio. Las técnicas utilizadas para forzar la salida del petróleo a la superficie incluyen la recirculación de agua de producción, que se extrae con los productos finales y los NORM se transportan a la superficie con esta agua de producción; en este proceso se presenta una disminución de la presión y la temperatura, y al tener el radio un comportamiento químico similar al bario, se produce la coprecipitación selectiva de ambos elementos, hecho que se traduce en una precipitación de sulfatos y carbonatos de Ra-Ba dentro de las tuberías y en las superficies internas de los equipos formando costras y barros. Otros radionucleidos de interés, particularmente en equipos de gas, son el gas radón y el plomo que generalmente forma una capa delgada en las superficies internas de los equipos.

Se pueden identificar varias etapas de las industrias que involucran NORM: extracción y procesamiento de minerales, fabricación y uso de productos, reutilización y reciclaje de residuos, manejo de desechos y desmantelamiento o rehabilitación de sitios. Algunas industrias pueden involucrar casi todas estas etapas, mientras que otras pueden involucrar solo algunas de ellas.

Las actividades que involucran NORM pueden implicar exposición a la radiación tanto externa como interna. La exposición externa puede originarse debido a la presencia de radionucleidos emisores gamma y también emisores beta, que pueden producir dosis en piel, tanto en operación normal como en tareas de mantenimiento de equipos y limpieza de estructuras internas. Asimismo, dependiendo del proceso, pueden originarse polvos radiactivos dando lugar a la posible ingestión e inhalación de material radiactivo. La exposición al gas radón puede ser una vía de exposición importante en lugares subterráneos, como puede ser la minería desarrollada en galerías. Puede haber considerables diferencias en la exposición, dependiendo de las condiciones del lugar de trabajo, del tiempo de exposición, las medidas de protección existentes, los radionucleidos involucrados y su concentración de actividad, así como de la forma física y química de los materiales.

Internacionalmente se han realizado numerosas publicaciones sobre la problemática inherente a los NORM. Recientemente, la Comisión Internacional en Protección Radiológica (ICRP, por sus siglas en inglés) ha emitido la Publicación 142 [1] sobre las recomendaciones de protección radiológica para las industrias relacionadas con NORM, mientras que el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) ha realizado publicaciones específicas como son los Safety Report Series 33, 34, 49, 51, 68, 76 y 78 [2-8], y SSG-60 [9] junto a las Normas Básicas de Seguridad GSR Parte 3 [10].

Diversas organizaciones internacionales han realizado revisiones exhaustivas de las industrias no nucleares que pueden causar un incremento de la exposición de los trabajadores, del público y del ambiente debida a NORM (UNSCEAR 1982, 2008 [11-12]; EURATOM, 2013 [13]).

Dado que la presencia de radionucleidos naturales no se origina en prácticas nucleares y la concentración de los materiales radiactivos naturales que se puede llegar a producir en las actividades mencionadas constituye un efecto colateral de la explotación principal, y quienes

llevan a cabo estas explotaciones no necesariamente tienen conocimiento de este hecho, estas actividades históricamente no han estado sujetas a regulación por parte de las autoridades u organismos reguladores.

Es importante destacar, que la minería del uranio, al implicar una extracción “adrede” del material radiactivo de la mina debido a las propiedades radiológicas del uranio, forma parte del Ciclo de Combustible Nuclear y por ende es una actividad regulada bajo lo que se conoce en protección radiológica como una “Situación de Exposición Planificada”.

Como fue expresado, las industrias que generan NORM tienen un amplio rango de materias primas, productos, subproductos, efluentes y residuos y desechos, con diferentes niveles de concentración de actividad. Estas industrias deberán o no ser controladas, desde el punto de vista de la protección radiológica, dependiendo de la concentración de actividad en los distintos materiales, el tipo de procesamiento adoptado, el uso de los productos y la reutilización de materiales, entre otros. Previamente a definir la necesidad y forma de manejo, deben realizarse mediciones y evaluaciones de los posibles procesos industriales, realizando una caracterización radiológica, a fin de confirmar que las condiciones laborales existentes son apropiadas. Las exposiciones debidas a NORM son controlables y deben aplicarse medidas de control sólo si están justificadas, y adicionalmente, las medidas a aplicar deben ser optimizadas. Es importante destacar que el objetivo de aplicar medidas de control es lograr un nivel apropiado de protección para las personas y el ambiente contra los efectos perjudiciales de la exposición a la radiación, sin limitar indebidamente las acciones humanas deseables que puedan estar asociadas con dicha exposición.

En este trabajo se presentan una serie de recomendaciones para llevar a cabo la caracterización radiológica y el control de las actividades que utilizan materiales que contienen radionucleidos naturales. Estas recomendaciones tienen por objetivo establecer los aspectos de seguridad y protección radiológica a los trabajadores, que se deben considerar en aquellas instalaciones y actividades que impliquen la manipulación de materiales o de residuos que contengan radionucleidos naturales de las series de Uranio-238 y Torio-232 y Potasio-40, que pueden provocar un incremento significativo de la exposición de los mismos.

2. Objetivos y Alcance

Como fue expresado, el objetivo de las presentes recomendaciones es establecer los aspectos de seguridad y protección radiológica a considerar en aquellas instalaciones y actividades que impliquen la manipulación de materiales o de residuos que contengan radionucleidos naturales de las series del Uranio-238 y Torio-232 y el Potasio-40, que pueden provocar un incremento significativo de la exposición de los trabajadores.

Las recomendaciones descritas en el presente trabajo sientan las bases para la implementación de medidas con fines de protección radiológica ocupacional en estas industrias, a aplicar por la correspondiente Autoridad u Organismo de control a definir en el país.

3. Términos y definiciones

En esta sección se definirán una serie de términos que serán utilizados en la elaboración de las recomendaciones para la caracterización radiológica y el control de las industrias que utilizan y procesan NORM.

- ✓ **Material radiactivo de ocurrencia natural (NORM por sus siglas en inglés):** Material radiactivo que no contenga cantidades significativas de radionucleidos, excepto los radionucleidos de origen natural (series de Uranio y Torio y Potasio-40). Incluye a materias primas o materiales en los que las concentraciones de actividad de los radionucleidos naturales han cambiado mediante algún proceso. [14, 1].
- ✓ **Residuo NORM:** material restante de un proceso, que contiene o está contaminado con material radiactivo de origen natural (NORM). [14]
- ✓ **Aproximación gradual:** proceso o método en el cual el rigor de las medidas y condiciones de control que deben aplicarse es proporcional, con la probabilidad y las posibles consecuencias y el nivel de riesgo asociado a la exposición. [15]
- ✓ **Situación de exposición existente:** situación de exposición que ya existe cuando se necesita tomar una decisión sobre la pertinencia de su control. [15]
- ✓ **Situación de exposición planificada:** situación de exposición que surge a raíz del uso planificado de una fuente de radiación y que tiene como resultado una exposición debida a dicha fuente. [15]
- ✓ **Exención:** decisión de la Autoridad Regulatoria que exime a una práctica o a una fuente de radiación adscripta a una práctica del cumplimiento de alguno o todos los requisitos establecidos en la normativa regulatoria. [15]
- ✓ **Dispensa:** liberación de la aplicación de todo control ulterior por parte de la Autoridad Regulatoria del material con contenido radiactivo utilizado en prácticas licenciadas, autorizadas o registradas por dicha autoridad. [15]
- ✓ **Persona representativa:** persona del público que recibe una dosis que es representativa de las dosis que reciben las personas más expuestas en la población. [15]
- ✓ **Optimización:** proceso para determinar el nivel de seguridad que hace que la magnitud de las dosis individuales, el número de personas (trabajadores y público) expuestas a radiación ionizante y la probabilidad de ocurrencia de exposiciones se mantengan en el valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, teniendo en cuenta los factores económicos y sociales pertinentes. [15]

4. Caracterización radiológica y criterios de control

En esta sección se presentan los aspectos que se deben tener en cuenta para llevar a cabo una adecuada caracterización radiológica y los criterios de control que deben aplicarse en las industrias que utilizan materiales radiactivos de origen natural.

En la siguiente figura se presenta un diagrama simplificado de la caracterización radiológica y los criterios de control según se detallan en este capítulo.

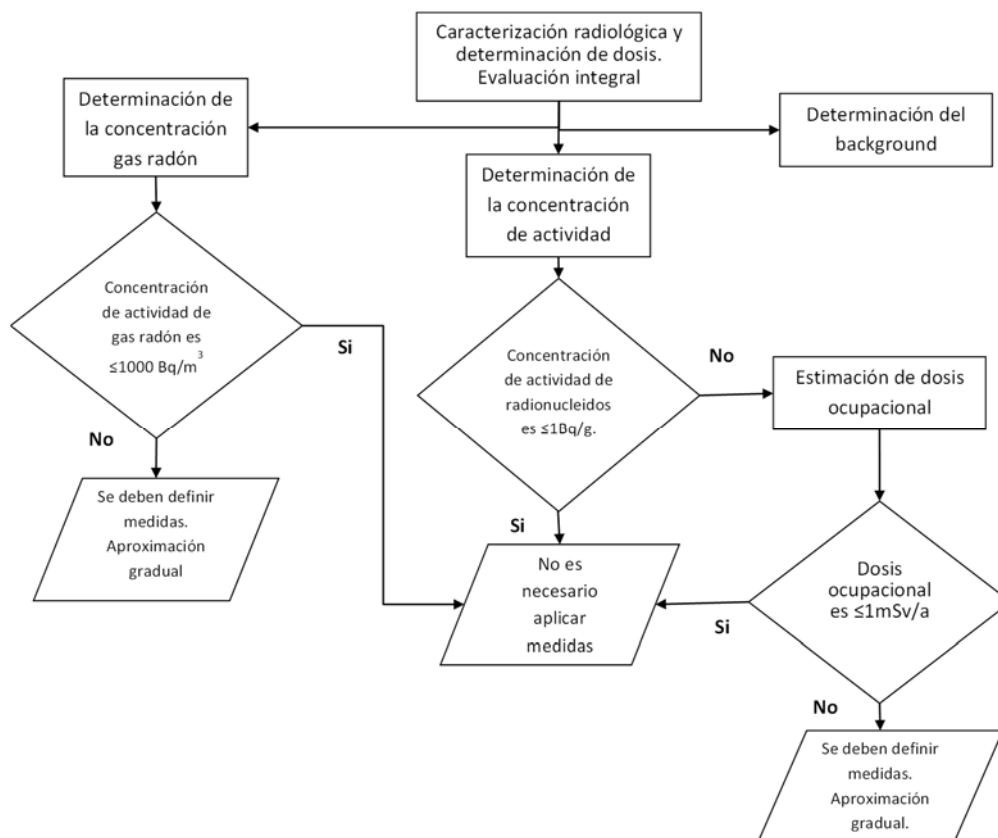


Figura 1. Diagrama simplificado de caracterización radiológica y criterios a seguir

4.1. Caracterización radiológica

Las actividades que los titulares/responsables de las empresas deben declarar ante la Autoridad de Aplicación correspondiente y ser sometidas a una caracterización radiológica, son aquellas que impliquen la manipulación de materiales (materias primas, productos, subproductos) o de los residuos que se generen, que contengan radionucleidos naturales que potencialmente provoquen un incremento significativo de la exposición de los trabajadores. Los estudios son necesarios a fin de determinar si existe un incremento significativo de la exposición de los trabajadores que no pueda considerarse despreciable desde el punto de vista de la protección radiológica.

La caracterización radiológica que deben realizar los titulares/responsables de las empresas comprende los siguientes aspectos:

- a) Descripción de la industria. Diagrama de flujo simplificado del proceso operacional, planos generales de la instalación, acompañado del balance de masa cuando corresponda.
- b) Determinación de la concentración de actividad de los radionucleidos naturales involucrados (uranio natural, Radio-226, Radio-228, Plomo-210 y Polonio-210) medida en los siguientes materiales: materias primas, productos, subproductos, residuos, efluentes líquidos y gaseosos. Medición de tasa de dosis en los lugares de

trabajo y adicionalmente determinación de la concentración de gas radón (Radón-222) y aerosoles en aire, cuando sea pertinente. La caracterización radiológica debe incluir la medición de fondo natural de radiación del entorno de la instalación donde se realice la actividad laboral correspondiente. Las mediciones deben realizarse en operación normal y en tareas de mantenimiento.

- c) Medición de contaminación superficial en ítems como ser bombas, válvulas o tuberías donde los radionucleidos no se encuentran uniformemente distribuidos.
- d) Cantidades y formas físico-químicas de los materiales y residuos generados, formas de almacenamiento de los mismos y descripción y cantidades de los contaminantes convencionales en los mismos
- e) Descripción de las instalaciones (locales, sistemas tecnológicos y equipos) donde se manejan y almacenan los distintos materiales y residuos que pudieran contener radionucleidos naturales.
- f) Descripción de las medidas técnicas y organizativas de Higiene y Seguridad en el trabajo y uso de los medios convencionales de protección individual y colectiva utilizados.
- g) Análisis del puesto de trabajo, que incluya la identificación de riesgos potenciales y los posibles escenarios de exposición (tiempo de permanencia de los trabajadores, equipos de protección utilizados, condiciones de ventilación, etc).
- h) Estimaciones de dosis a trabajadores en función del análisis de los puestos de trabajo y las concentraciones de actividad en los distintos materiales y tasa de dosis medidas en el lugar de trabajo. Estimaciones de dosis en operaron normal y en tareas de mantenimiento.

A partir de los resultados de la caracterización realizada en los materiales y de las estimaciones dosimétricas, se identificarán aquellas empresas vinculadas a las industrias del gas y petróleo y minería que deban ser objeto de especial atención y estar sujetas a control. En consecuencia, se definirán aquellas empresas que deban poseer dispositivos adecuados de vigilancia de las exposiciones y, cuando sea necesario, se establecerá la aplicación de acciones correctoras destinadas a reducir las exposiciones, de acuerdo al concepto de aproximación gradual.

4.2. Criterios establecidos en términos de concentración de actividad

En los casos en que las concentraciones de actividad medidas en los distintos materiales sea menor o igual a 1 Bq/g para los radionucleidos de la serie del Uranio-238 y del Torio-232 y menor o igual a 10 Bq/g para el Potasio-40, no es necesario implementar medidas de protección radiológica. Estos valores son coincidentes con los valores recomendados por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) [16] y el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) [10] para la dispensa de materiales sólidos con radionucleidos naturales, sin restricciones de cantidad.

En el caso de materiales que contengan una mezcla de radionucleidos de origen natural, la concentración de cada uno de ellos debería ser menor que los valores mencionados.

En los casos que las concentraciones de actividad medidas en los distintos materiales sea mayor a 1 Bq/g para los radionucleidos de la serie del Uranio-238 y del Torio-232 y mayor a 10 Bq/g para el Potasio-40, se debe hacer una estimación de dosis que recibirían los trabajadores debido a la presencia de estos materiales, de acuerdo al escenario de exposición que corresponda: tiempo de permanencia, geometría de exposición, condiciones de manipulación, elementos de protección, etc.

4.3. Criterios establecidos en términos de dosis efectiva

Si las dosis estimadas a los trabajadores debido a los radionucleidos naturales es menor o igual a 1 mSv en un año, y no existen escenarios que puedan cambiar la situación, no es necesario implementar medidas de protección radiológica. Este valor es coincidente con el criterio de dosis recomendado por el OIEA [10] para la exención de materiales con radionucleidos naturales, sin restricciones de cantidad. Cabe aclarar que esta dosis es compatible con los niveles de fondo natural de radiación. Este criterio de dosis se aplica descontando el fondo natural de radiación del lugar y no incluye la exposición debida al gas radón (Radón-222). En estos casos, el titular/responsable de la empresa deberá volver a realizar la caracterización para asegurar que se mantienen las condiciones indicadas cada 5 años o previamente a esa fecha, en caso que se realicen cambios en el proceso, alteraciones técnicas, modificaciones o ampliaciones significativas en relación a las actividades e instalaciones ya evaluadas.

Si las dosis estimadas a los trabajadores debido a la exposición a los radionucleidos naturales es mayor a 1 mSv en un año (excluyendo la dosis debida a gas radón y el fondo de radiación del lugar), se implementarán medidas de protección radiológica aplicando el principio de la aproximación gradual, siguiendo el siguiente esquema:

- a) Si la dosis debida a la exposición a gamma emisores y aerosoles es mayor a 1 mSv/a y menor o igual a 2 mSv/a, el titular/responsable de la empresa debe notificar a la Autoridad de Aplicación detallando los resultados provenientes de las mediciones y estimaciones de dosis realizadas. Dichos estudios de caracterización con fines de revisión deberán ser realizados y notificados a la Autoridad de Aplicación con periodicidad anual. No es necesario aplicar medidas específicas de protección radiológica.
- b) Si la dosis debida a la exposición a gamma emisores y aerosoles es mayor a 2 mSv/a y menor o igual a 6 mSv/a, el titular/responsable de la empresa deberá implementar medidas de protección radiológica generales a satisfacción de las Autoridades de Aplicación y permanecer bajo revisión
- c) Si la dosis debida a la exposición a emisores gamma y aerosoles es superior a 6 mSv/a, el titular/responsable de la empresa deberá implementar medidas de protección radiológica específicas para el control de las dosis de los trabajadores, a satisfacción de la Autoridad de Aplicación. En estos casos la Autoridad de Aplicación podrán requerir el cumplimiento de los límites y restricciones de dosis ocupacionales, según

sean los niveles de dosis involucrados. La Autoridad de Aplicación podrá requerir además la emisión de una autorización para permitir la realización de las actividades.

4.4. Criterios establecidos para el gas radón (Radón-222)

Respecto al gas radón: el nivel de gas radón promedio anual en los ambientes de trabajo debe ser menor o igual a 1000 Bq/m^3 , considerando un tiempo de permanencia de 2000 horas de trabajo y un factor de equilibrio entre el radón y su progenie de periodo corto de 0,4. Este valor es el recomendado por la ARN [17] y el OIEA [10] como nivel de referencia para el control de la exposición ocupacional a radón en las situaciones de exposición existentes.

En caso que los valores medidos de gas radón sean superiores a 1000 Bq/m^3 , el titular/responsable de la empresa deberá implementar medidas de protección radiológica con la finalidad de reducir dichos valores por debajo de dicho nivel, a niveles tan bajo como sea razonablemente posible, de forma que la protección esté optimizada.

Si luego de todos los esfuerzos razonables para reducir la concentración de actividad del gas radón, ésta permanece por encima del nivel de referencia establecido en el párrafo anterior, la Autoridad de Aplicación aplicará los requisitos específicos que correspondan establecidos para la exposición ocupacional, similares a los aplicados en las situaciones de exposición planificada.

Nota: en los casos que los valores medidos de radón promedio anual sean mayores a 1000 Bq/m^3 y el tiempo de permanencia anual del trabajador sea significativamente menor a 2000 horas, se debe estimar la dosis ocupacional con los parámetros realistas de trabajo, verificando que no se supere un nivel de referencia de 10 mSv/a [18].

4.5. Criterios establecidos para contaminación superficial

El titular/responsable de la empresa deberá verificar que los resultados de las mediciones de contaminación superficial de los ítems contaminados con NORM sean menores a 4 Bq/cm^2 para gamma, beta emisores y emisores alfa de baja toxicidad y $0,4 \text{ Bq/cm}^2$ para el resto de los emisores alfa. Estos valores son consistentes con los establecidos para el transporte seguro de material radiactivo en relación a niveles de contaminación superficial removible [19].

En caso que los valores medidos de contaminación superficial sean superiores a los valores indicados, el titular/responsable de la empresa podrá implementar medidas de descontaminación de los ítems a fin de que los niveles resulten menores a los valores indicados en el párrafo anterior. En el caso que los valores permanezcan por encima de dichos niveles, si el titular/responsable de la empresa demuestra mediante una evaluación de dosis que las dosis estimada en los trabajadores y la persona representativa debido a los radionucleidos naturales es menor o igual a 1 mSv en un año (excluyendo la dosis debida a gas radón y el fondo de radiación del lugar), los ítems podrán gestionarse en forma convencional (en concordancia con el punto 6 del presente documento), previa autorización por parte de la Autoridad de Aplicación.

5. Medidas de control

Las medidas a implementarse deben realizarse estableciendo un programa de protección radiológica acorde, aplicando la aproximación gradual, que incluya monitoreos y estimaciones de dosis efectivas a los trabajadores, integrando las medidas a implementar a los procedimientos de control ya existentes en la planta establecidos para contaminantes convencionales, aplicando el principio de optimización.

Si la dosis debida a la exposición a gamma emisores y aerosoles es mayor a 2 mSv/a y menor o igual a 6 mSv/a, el titular/responsable de la empresa deberá implementar medidas de protección radiológica generales. Entre las medidas que deberá realizar el titular/responsable de la empresa se encuentran:

- Informar a los trabajadores sobre los riesgos radiológicos existentes y sobre las precauciones que deben adoptar en la actividad en general y en los destinos y puestos de trabajo a los que se les pueda asignar.
- Realizar mediciones de las tasas de dosis externas y mediciones de las concentraciones de actividad en el aire. Adicionalmente mediciones de gas radón y concentración de aerosoles en aire cuando corresponda.
- Estimar anualmente la dosis efectiva individual, la cual podrá realizarse a partir de los resultados de la vigilancia radiológica en el ambiente de trabajo.
- Registrar y notificar a la Autoridad de Aplicación los resultados de las dosis de los trabajadores.
- Contar con procedimientos escritos y acordes a un sistema de gestión.
- Mantener actualizados los registros dosimétricos de los trabajadores y que los mismos se encuentren, en todo momento, a disposición del propio trabajador.

Si la dosis debida a la exposición a emisores gamma y aerosoles es mayor a 6 mSv/a, el titular/responsable de la empresa deberá implementar medidas de protección radiológica específicas, aplicando los principios de protección radiológica operacional. Esta aplicación se llevará a cabo de forma gradual considerando el nivel de exposición, número de trabajadores involucrados y alternativas de protección existentes.

Entre las medidas que deberá realizar el titular/responsable de la empresa se encuentran:

- Informar a los trabajadores sobre los riesgos radiológicos existentes y sobre las precauciones que deben adoptar en la actividad en general y en los destinos y puestos de trabajo a los que se les pueda asignar.
- Realizar mediciones de las tasas de dosis externas y mediciones de las concentraciones de actividad en el aire. Adicionalmente, mediciones de gas radón y concentración de aerosoles en aire cuando corresponda.
- Estimar anualmente la dosis efectiva individual, la cual podrá realizarse a partir de los resultados de la vigilancia radiológica en el ambiente de trabajo o en los casos que la Autoridad de Aplicación considere necesario, a través del uso de dosímetros personales.
- Identificar áreas de trabajo donde se deben tomar medidas de seguridad adicionales como por ejemplo procedimientos específicos, requisitos de ventilación, uso de elementos de protección del personal, limitación de acceso.

- Contar con procedimientos escritos y acordes a un sistema de gestión
- Registrar y notificar a la Autoridad de Aplicación los resultados de las dosis de los trabajadores.
- Mantener actualizado la dosis de los trabajadores y estar, en todo momento, a disposición del propio trabajador.
- Realizar una vigilancia de la salud de los trabajadores.
- Entrenar y capacitar de los trabajadores
- Notificar en forma inmediata a la Autoridad de Aplicación si se producen cambios significativos en las dosis recibidas por los trabajadores o cualquier incidente que haya ocurrido y pueda provocar un aumento de las dosis ocupacionales.

En forma práctica, de acuerdo al nivel de las exposiciones, número de trabajadores afectados y alternativas de protección existentes, se podrán aplicar las siguientes medidas:

- Minimización de la duración de toda actividad que involucre exposición externa e interna.
- Uso de barreras físicas, señalización, control de acceso a los trabajadores para delimitar áreas de trabajo.
- Mantener blindaje entre el material NORM y el trabajador.
- Buenas prácticas industriales de higiene y seguridad para prevenir la dispersión de NORM.
- Uso de elementos de protección adecuados.
- Sistemas de ventilación adecuados
- Control de la calidad del aire
- Aplicación métodos húmedos (resuspensión de polvos)

Adicionalmente, toda industria debe cumplir con los criterios establecidos para el gas radón (Radón-222) establecidos en el punto 2.2.4.

6. Consideraciones generales para la determinación de la dosis

Se podrán realizar estimaciones de dosis en base a cálculos de escenarios con parámetros conservativos o mediante valores realistas.

Valores realistas: en base a programas de monitoreo

- Para dosis por incorporación: muestreo representativo de aire inhalado por el trabajador (muestreador de área y/o bombas personales), tiempo de permanencia, características de los aerosoles presentes en el ambiente, tipos de absorción en pulmón, modelos biocinéticos).
- Para dosis por irradiación externa: estimación de dosis anuales a los trabajadores a partir de mediciones de tasa de dosis en el lugar, tiempo de permanencia anual en cada sector,

medidas de protección ya instaladas en el lugar de trabajo que favorezcan la reducción de las dosis.

También es posible determinar las dosis recibidas por los trabajadores a través del uso de dosímetros personales, (termoluminiscentes o de otro tipo).

Las evaluaciones de dosis también pueden basarse en estudios previos realizados en instalaciones análogas. En este caso se debe justificar que los parámetros utilizados en el cálculo coincidan con los de la instalación análoga y por ende sean aplicables a ésta.

7. Exposición debida a residuos NORM.

Según se indica en la sección 3 del presente documento, un residuo NORM es un material restante de un proceso, que contiene o está contaminado con material radiactivo de origen natural (NORM). Un residuo NORM puede tener previsto un uso posterior.

Para una adecuada gestión de los residuos NORM estos deben caracterizarse según lo indicado en el punto 4.1. Las industrias que generen residuos NORM deben implementar medidas para prevenir o disminuir la generación de estos residuos. Asimismo, en la medida posible se deben implementar acciones de reutilización y reciclado de estos residuos, previa aprobación de la Autoridad de Aplicación.

En concordancia con el punto 4.2, si las concentraciones de los radionucleidos de la serie del Uranio-238 y del Torio-232 son menores o iguales a 1 Bq/g y las concentraciones de Potasio-40 son menores o iguales a 10 Bq/g en un residuo NORM, éste podrá gestionarse de forma convencional, sin ninguna restricción de tipo radiológico. Deberá tenerse en cuenta para su gestión la presencia de contaminantes convencionales de acuerdo a reglamentaciones establecidas por la correspondiente autoridad de aplicación correspondiente.

Por otra parte, en caso que las concentraciones de actividad de los radionucleidos naturales sean superiores a los valores mencionados en el párrafo anterior, si el titular/responsable de la empresa demuestra mediante una evaluación de dosis, considerando los distintos escenarios y vías de exposición debido a estos radionucleidos, que la dosis estimada en los trabajadores y en la persona representativa es menor a o igual 1 mSv en un año [9] (excluyendo la dosis debida a gas radón y el fondo de radiación del lugar), puede llevarse a cabo la gestión de estos residuos NORM en forma convencional, previa autorización por parte de la Autoridad de Aplicación.

En caso que los residuos NORM generados asociados a estas industrias no puedan gestionarse como residuos convencionales o peligrosos, serán catalogados como residuos radiactivos, siendo en este caso la autoridad de aplicación la ARN.

El titular/responsable de la empresa debe presentar a la Autoridad de Aplicación un procedimiento para la gestión de los residuos NORM generados, el cual debe ser aprobado por la Autoridad de Aplicación para su implementación.

El titular/responsable de la empresa debe evaluar las exposiciones de los trabajadores en relación a al manejo de los residuos NORM dentro del predio. Las dosis de los trabajadores deben ser reducidas a los niveles más bajos razonablemente posibles, aplicando el principio de

optimización. A los fines de la protección del trabajador, deben seguirse los criterios establecidos en el punto 4.3. “Criterios establecidos en términos de dosis efectiva”.

8. Requisitos en caso de modificaciones de los procesos

En el caso que se realicen cambios en los procesos industriales, ya sean alteraciones técnicas, modificaciones o ampliaciones significativas en relación a las actividades e instalaciones ya evaluadas, que puedan producir cambios de inventario de materiales o residuos NORM o se procesen materiales provenientes de pozos de otra cuenca geológica distinta a la evaluada, el titular/responsable de la empresa debe presentar a la Autoridad de Aplicación estos cambios y un análisis de su impacto radiológico a fin de asegurar la protección radiológica de los trabajadores.

9. Otros requisitos

El titular/responsable de la empresa debe cumplir también con otros requerimientos aplicables que establezcan otras autoridades competentes.

El titular/responsable de la empresa debe garantizar la información y el libre acceso para las inspecciones, o cualquier otra acción de verificación del cumplimiento de los requisitos establecidos en esta guía.

El titular de la actividad deberá informar a los trabajadores sobre los riesgos radiológicos existentes y sobre las precauciones que deben adoptar en la actividad en general y en los destinos y puestos de trabajo a los que se les pueda asignar. Las trabajadoras deberán ser informadas sobre la necesidad de realizar, lo antes posible, la declaración de situaciones de embarazo o lactancia.

10. Acciones de verificación del cumplimiento

El cumplimiento de los requisitos establecidos en el presente documento estará sujeto a verificación y control por parte de la Autoridad de Aplicación; en caso de ser necesario se aplicarán las medidas coercitivas previstas en la legislación nacional.

11. Conclusiones

Este trabajo describe las recomendaciones sobre los aspectos de protección radiológica a considerar en aquellas instalaciones y actividades relacionadas con NORM, que pueden provocar un incremento significativo de la exposición de los trabajadores.

Las recomendaciones descriptas en el presente trabajo sientan las bases para la implementación de medidas con fines de protección radiológica ocupacional en estas industrias, a aplicar por la correspondiente Autoridad u Organismo de control a definir en el país.

12. Bibliografía

- [1] International Commission on Radiological Protection, ICRP 142 “Radiological Protection from Naturally Occurring Radioactive Material (NORM) in Industrial Processes”, Volumen 48 N°. 4, 2019.
- [2] International Atomic Energy Agency, IAEA SRS No.33 “Radiation Protection against Radon in Workplaces other than Mines”, Safety Reports Series No. 33. 2003.
- [3] International Atomic Energy Agency, IAEA SRS No.34 “Radiation Protection and the Management of Radioactive Waste in the Oil and Gas Industry”, Safety Reports Series No. 34. 2003.
- [4] International Atomic Energy Agency, IAEA SRS No.49 “Assessing the Need for Radiation Protection Measures in Work Involving Minerals and Raw Materials”, Safety Reports Series No. 49. 2006.
- [5] International Atomic Energy Agency, IAEA SRS No.51 “Radiation Protection and NORM Residue Management in the Zircon and Zirconia Industries”, Safety Reports Series No. 51. 2007.
- [6] International Atomic Energy Agency, IAEA SRS No.68 “Radiation Protection and NORM Residue Management in the Production of Rare Earths from Thorium Containing Minerals”, Safety Reports Series No. 68. 2011.
- [7] International Atomic Energy Agency, IAEA SRS No.76 “Radiation Protection and NORM Residue Management in the Titanium Dioxide and Related Industries”, Safety Reports Series No. 76. 2011.
- [8] International Atomic Energy Agency, IAEA SRS No.78 “Radiation Protection and Management of NORM Residues in the Phosphate Industry”, Safety Reports Series No. 78. 2013.
- [9] International Atomic Energy Agency, IAEA SSG-60, “Management of Residues Containing Naturally Occurring Radioactive Material from Uranium Production and Other Activities”, Specific Safety Guide No.60, 2021.
- [10] International Atomic Energy Agency, IAEA GSR Part 3, “Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards”, General Safety Requirements Part 3, 2014.
- [11] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR 1982, “Ionizing radiation: Sources and biological effects”. UNSCEAR Report 1982
- [12] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR 2008, “Sources and Effects of Ionizing Radiation”. UNSCEAR Report 2008.
- [13] Comunidad Europea de la Energía Atómica. Euratom-2013, “Normas de Seguridad Básicas para la Protección Contra los Peligros Derivados de la Exposición a Radiaciones Ionizantes”, Directiva 2013-59-EURATOM, 2013.
- [14] International Atomic Energy Agency, IAEA Safety Glossary: “Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2018 Edition

- [15] Autoridad Regulatoria Nuclear, “Norma Básica de Seguridad Radiológica”, Norma AR 10.1.1, Rev. 4, 2019.
- [16] Autoridad Regulatoria Nuclear, “Niveles genéricos de dispensa”, Guía AR 8, Rev. 1, 2019.
- [17] Autoridad Regulatoria Nuclear “Factores dosimétricos para exposición externa y exposición interna, niveles guía de radionucleidos en alimentos y agua, y recomendaciones para el control de la exposición a gas radón.”, Guía AR 1, Rev. 2, 2022.
- [18] International Commission on Radiological Protection, ICRP 126, “Radiological Protection against Radon Exposure”, Volumen 43 N° 3, 2014.
- [19] International Atomic Energy Agency, IAEA No. SSR-6, “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”, No. SSR-6 (Rev. 1), 2018.

LISTADO DE AUTORES

Acosta, G.M. 3
Alonso, T. 1490
Amado, V. 13, 25, 41
Anderson, A. 41
Andres, P. 1490
Arias, M. 45
Barenghi, L. 57
Barquinero, J.F. 1489
Bastidas, B. 1490
Bellino, A. 1417
Benito, J.A. 69, 77
Berho, S. 1417
Bomben, A.M. 155
Bonchuk, Y. 41
Bonetto, J.P. 95, 107
Bossio, M.C. 121
Bourguignon, M. 1486
Boyer, C. 41
Bush-Goddard, S. 41
Canoba, A.C. 133, 141, 1509
Carny, P. 41
Casas, I. 211
Castillo, A. 1490
Castillo, R. 1490
Cerullo, A. 151
Charrasse, B. 41
Chavez Leguizamon, J. 227
Corzo, S.F. 1405, 1485
Cruz Suarez, R. 1490
de Barros, V. 1490
Di Giorgio, M. 155, 171, 187, 193, 719, 1489
Dobney, A. 1486
Encinas, D. 211
Ermacora, M. 211
Esquivel, J.L. 211
Feinendegen, L.E. 1491
Fornaciari, C. 1417
Franceschinis, G.O. 1417
Fuhr, E.I. 227
Garcia, A.L. 1490
Godino, D.M. 1485
González, A.J. 237, 271, 319, 353, 489, 625, 683, 719, 745, 781, 863, 893, 925, 1077, 1486, 1487, 1491
González Mesa, J.E. 1489
Gordillo, M.E. 1283
Grant, C. 1490
Higuera, M. 1489
Holladay, B. 1489
Ibarra, V. 1293
Ikonen, A.T.K. 41
Kawas, N. 1490
Khoury, H. 1490
Leciñana, A. 155
Leclerc, E. 41
López, F.O. 1495, 1509
López, S.N. 1421
López Canton, F. 1349, 1359
Lopez Bularte, A.C. 1417
Mañosca, M. 211
Martinez, E. 1490
Martiri, L.D. 1395
Menchaca, I. 1490
Menossi, S. 1283
Meskens, G. 1486
Messiga, J.P. 1405
Michelin, S.C. 1417, 1421
Michelli, M.V. 1425
Molina, D. 1490
Monfort, M. 41
Mora, J.C. 41, 1490
Moracho, M. 211
Mourlon, C. 41
Nevares, N. 1417
Noguera, G. 1490
Nuñez, M.P. 227, 1425
Oughton, D. 1486
Pacheco, R. 211
Peña, G. 1417
Perko, T. 1486
Pinos, M. 211
Protti, N. 1445

Quintana, J. 1417
Quintero, C. 1490
Ramajo, D.E. 1405, 1485
Rodríguez, C. 1283
Rodríguez, M. 151
Romain, F. 1486
Rubio, J. 1490
Saavedra, A.D. 1425
Sadañowski, I. 1283
Silva, E. 1490
Siri, S. 1417
Smith, J. 41
Sobehart, L. 1449
Socol, Y. 1486
Solis, A. 1421
Tellería, D. 41
Thomaz, L. 1417
Troparevsky, M.I. 1405
Truppa, W. 151
Ugarte, R. 1485
Valentino, L.I. 1453
Vidal, D. 1467
Videla, R. 1490
Waltar, A. 1491
Wils, T.M. 1486
Yusef, M.V. 1421
Zapata, A.M. 1417
Zorko, B. 41