Jornada de I+D en seguridad nuclear y protección radiológica

23 de febrero de 2010

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Índice

La I+D del CSN en 2009
José Manuel Conde (Jefe de la Oficina de I+D. CSN)

La investigación reguladora sobre Seguridad Nuclear y Protección Radiológica en Suecia
Gustaf Lowenhielm (Director de Investigación. Swedish Radiation Safety Authority)

Técnicas de dosimetría de extremidades. Metodología de calibración y caracterización
Mercè Gimjaume (Instituto de Técnicas Energéticas. Universidad Politécnica de Cataluña)

Integridad estructural de vainas de combustible nuclear en condiciones de almacenamiento temporal en seco
Miguel Ángel Martín-Rengel (E.T.S.I. de Caminos. Universidad Politécnica de Madrid)

Estudio del impacto radiológico de las centrales de carbón sobre sus entornos
Antonio Baeza (Universidad de Extremadura) y Beatriz Robles (CIEMAT)

Las cátedras universitarias del CSN. Reconocimiento de los mejores trabajos realizados durante 2009
Antonio Gea (Gabinete Técnico de Presidencia. CSN)

La I+D del CSN en 2009

José Manuel Conde

Jefe de la Oficina de I+D del CSN

INDICE

Generalidades

Actividades más destacadas

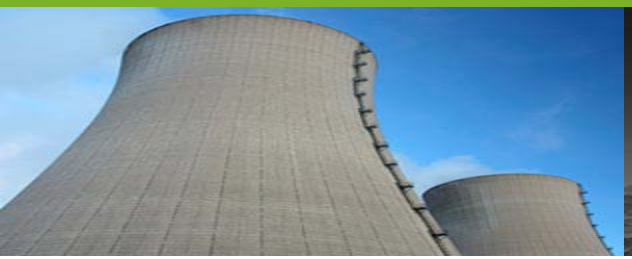
Perspectivas para 2010

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

www.csn.es

ACTIVIDADES DE I+D DEL CSN EN EL AÑO 2009

José M. Conde
Oficina de I+D
Consejo de Seguridad Nuclear



ÍNDICE DE CONTENIDOS

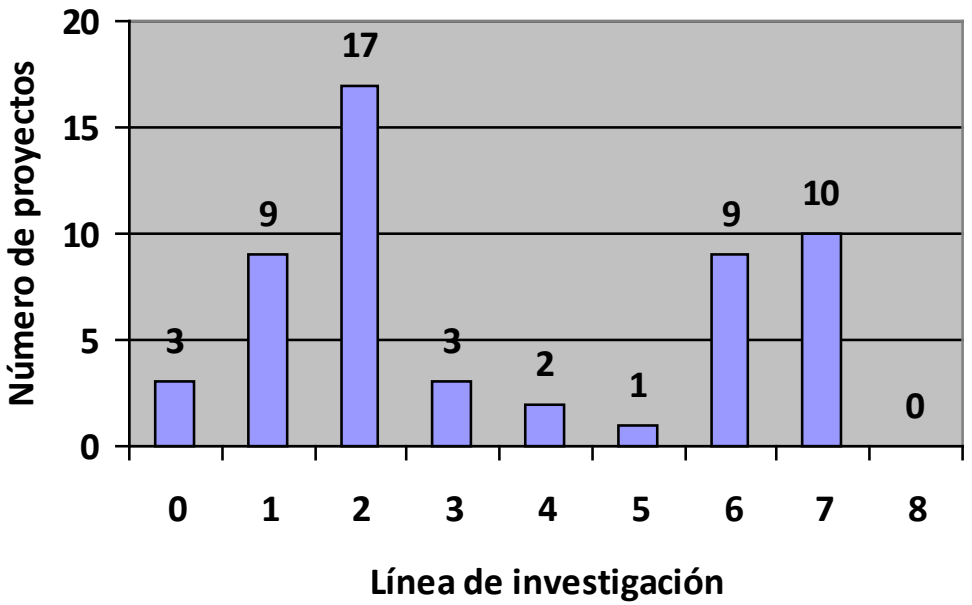
1. Generalidades
2. Actividades más destacadas
3. Perspectivas para 2010

01 | Cartera de proyectos

- Año 2009
  - Proyectos finalizados: 15
  - Proyectos iniciados: 35
  - Proyectos en vigor en 2010: 54
  - Inversión total: 3.367.000 €
  - Organizaciones externas involucradas: 25

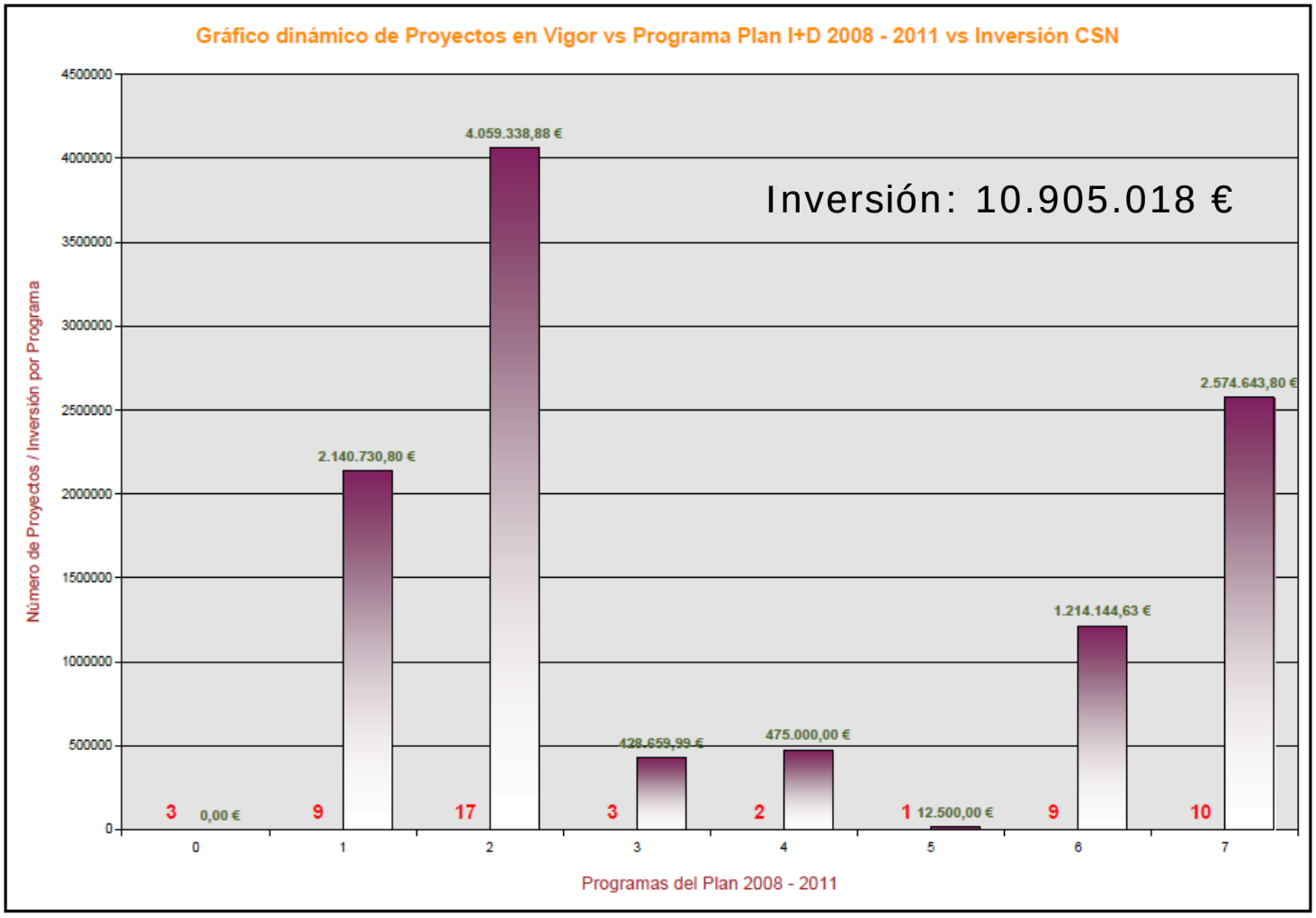
- Distribución:
  - I+D en Protección Radiológica: 20 proyectos
  - I+D en Seguridad Nuclear: 31 proyectos
  - Acuerdos de tipo general: 3

01 | Plan de I+D 2008-2011: distribución



1. Combustible nuclear y física de reactores
2. Modelación y metodologías de análisis de seguridad
3. Comportamiento de materiales
4. Nuevas tecnologías
5. Residuos radiactivos
6. Control de la exposición a la radiación
7. Dosimetría y Radiobiología
8. Gestión de emergencias y análisis de incidentes

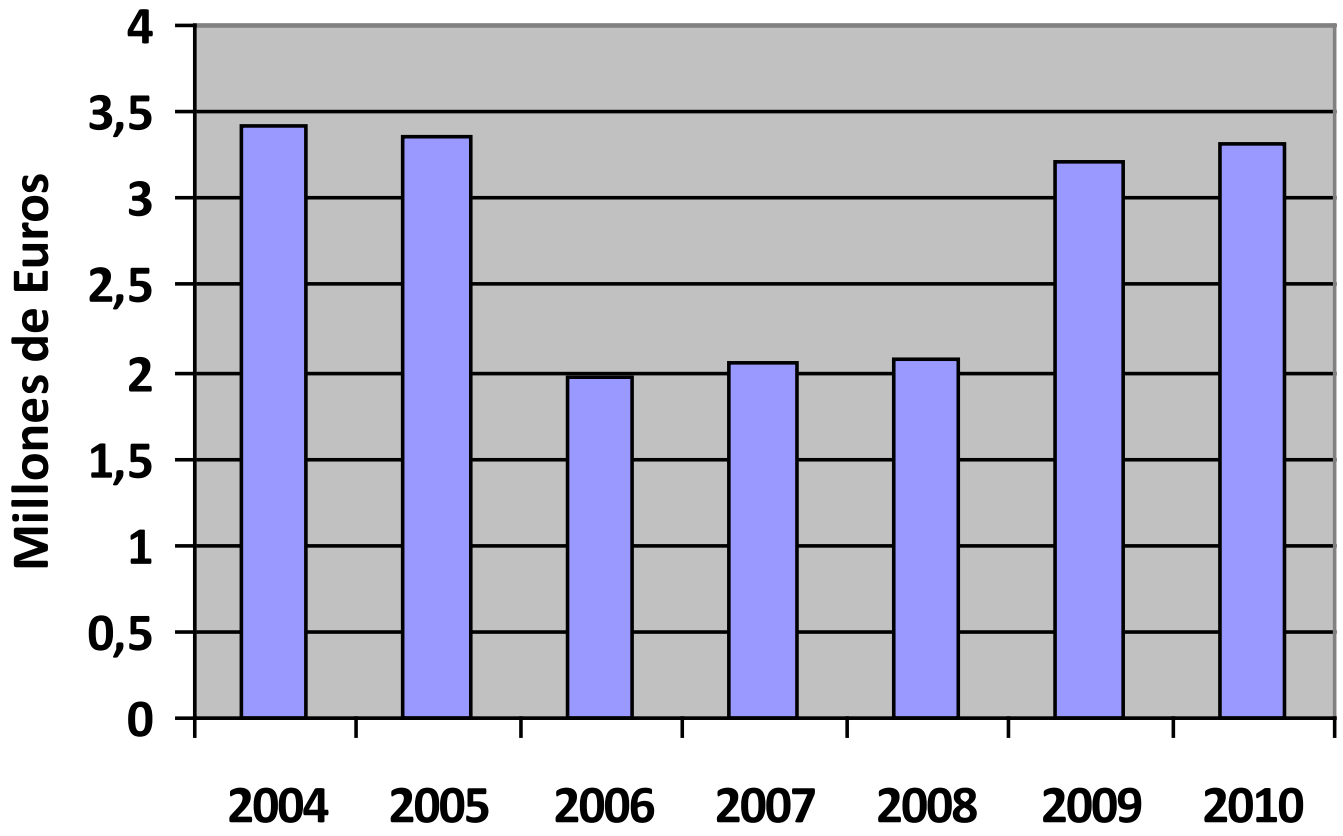
01 Distribución e inversión



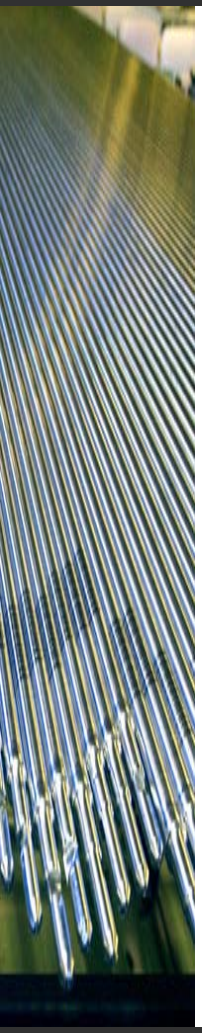
01 | Organizaciones

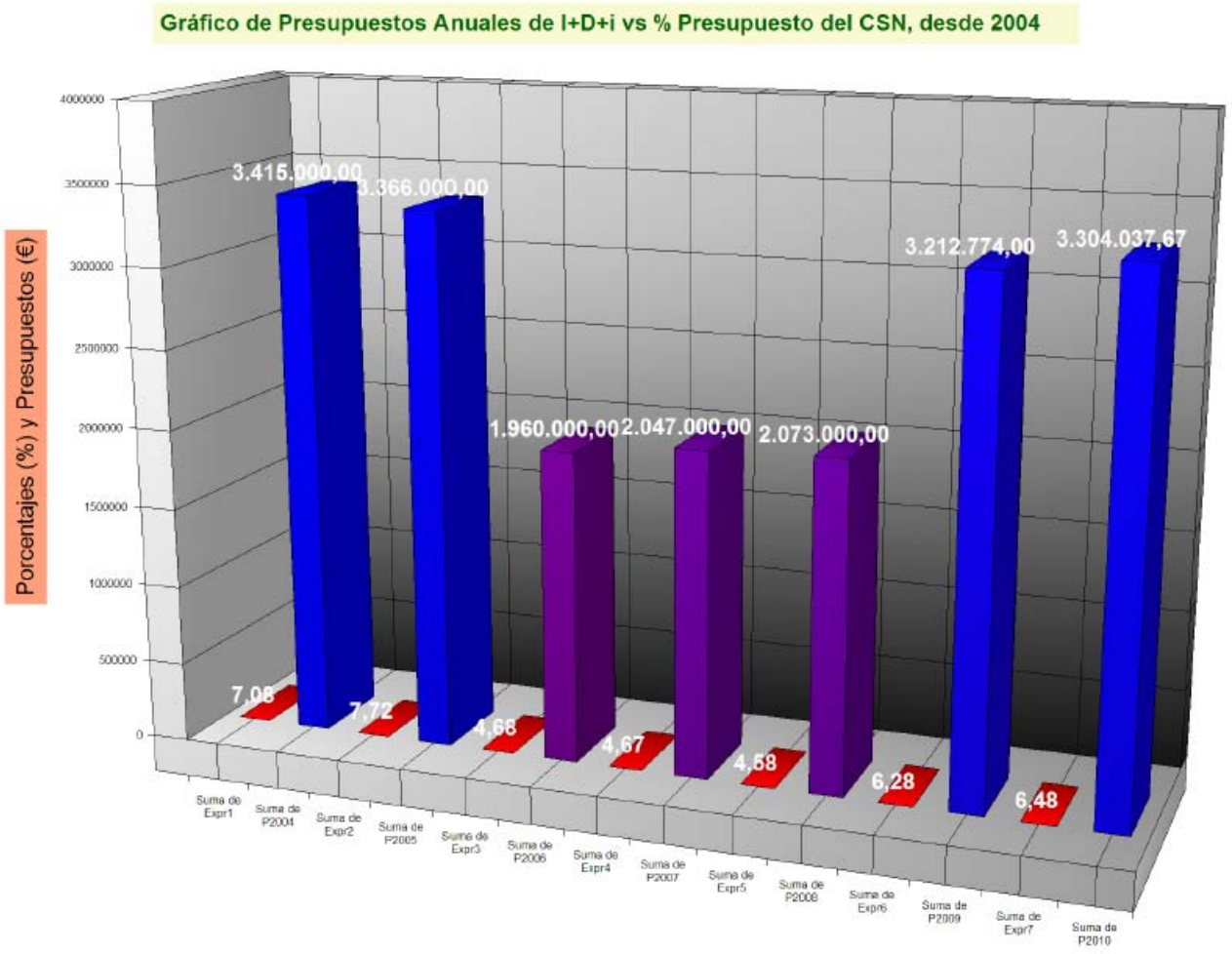
ORGANIZACIÓN	CANTIDAD	PROYECTOS
CEA	400.000,00 €	1
CIEMAT	2.231.195,61 €	4
EEAA	405.385,20 €	1
ENRESA	100.166,00 €	2
ENUSA	310.095,00 €	1
Fundación CO Galicia JAQP	163.560,00 €	1
Fundación HGU GM	292.320,00 €	1
IRSN	0,00 €	1
NEA	1.319.104,00 €	10
NRC	734.956,59 €	4
PSI SUIZA	141.000,00 €	1
SEA Ingeniería y Análisis de Blindajes, SL	30.715,00 €	1
U Cantabria	178.640,00 €	1
U Extremadura	248.456,72 €	2
U La Laguna	171.100,00 €	1
U Las Palmas GC	100.552,35 €	1
U Málaga	81.900,00 €	1
U Sevilla	534.178,00 €	1
U Valencia	124.700,00 €	1
UA Barcelona	827.900,80 €	4
UC Madrid	201.127,00 €	2
UNESA	0,00 €	2
UP Cataluña	751.733,77 €	3
UP Madrid	916.232,06 €	5
UP Valencia	640.000,00 €	2
Total general	10.905.018,10 €	54

01 | Evolución presupuestaria



01 Evolución presupuestaria





02 | Subvenciones

- Convocatoria 2009:
  - Primera convocatoria que se realiza desde el año 2005
  - Amplio abanico de temas técnicos bien definidos
  - Dotada con 2 M€ a lo largo de tres años
  - 56 solicitudes recibidas: 37 proyectos de protección radiológica, 19 de seguridad nuclear
  - 13 subvenciones concedidas: 8 proyectos de protección radiológica, 5 de seguridad nuclear
- Perspectivas
  - Nueva convocatoria general en 2012
  - Posibilidad de realizar convocatorias de alcance técnico limitado

02 | Acuerdos destacables

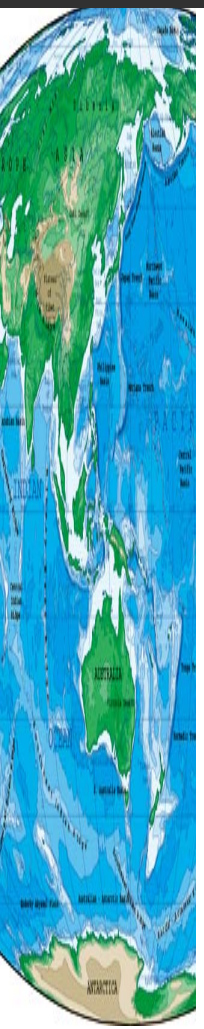
- Renovación del acuerdo de colaboración con UNESA
  - Acuerdo de propósito general
  - Instrumentos de colaboración más flexibles
- Renovación del acuerdo CAMP con la NRC
  - Condiciones similares a acuerdos anteriores
  - Participan diversas Universidades españolas
  - Otras organizaciones españolas han mostrado su interés en participar en el proyecto
  - El CSN está delimitando las condiciones adecuadas de participación

02 | Materiales de Zorita

- Proyecto encaminado a comprobar el estado de los materiales de los internos de Zorita tras la operación de la central

- Articulación del proyecto
  - Basado en el grupo de trabajo original de la industria
  - Participación conjunta del CSN y la NRC
  - Participación en la definición del alcance del proyecto
  - Soporte de las tareas a realizar por las organizaciones españolas
  - Análisis independiente de los resultados. Previsión de apoyo por parte del CIEMAT

02 | Accidentes severos



- El interés regulador por la I+D sobre accidentes severos permanece

- Coordinación de las distintas disciplinas técnicas involucradas
  - Representación de las Áreas del CSN afectadas
  - Establecimiento de un acuerdo de colaboración con CIEMAT
  - Participación del CSN en nuevos proyectos: ARTIST-2, Sandia Fuel Project
  - Aplicación de resultados a la modelación utilizada por el CSN para distintos propósitos

02 | Biodosimetría

- Establecimiento de acuerdos de colaboración con diversas entidades
- Contribución mediante la realización de actividades de I+D al sostenimiento de los grupos y a la mejora de sus capacidades técnicas

03 | Perspectivas 2010

- El número de proyectos crecerá levemente
  - Crecimiento muy elevado en 2009
- Presupuesto disponible similar al de 2009
  - Aumento del 3%
- Análisis de posibles convocatorias de concesión de subvenciones en 2011
  - Previsión presupuestaria

03 | Epidemiología de bajas dosis

- Plataforma MELODI
  - Promovida por la Unión Europea
  - Financiación de actividades a través de la red de excelencia DOREMI
- Participación española:
  - Representación en MELODI: Instituto Severo Ochoa (CSIC y UAM)
  - Apoyo por parte del CSN
  - Creación de una plataforma española con todas las organizaciones involucradas:
    - Apoyo en MELODI y participación en DOREMI
    - Otras iniciativas

03 | I+D asociada al desmantelamiento

- Las tareas de desmantelamiento de Zorita son de interés desde el punto de vista de I+D:
  - Proyecto de ensayos de los internos
  - Propuesta para realizar un proyecto similar con materiales no metálicos (hormigón)
  - Otras posibles iniciativas

- Búsqueda de acuerdos que favorezcan la realización de este tipo de proyectos, haciéndolos compatibles con las tareas de desmantelamiento

03 | Gestión interna

- Primera fase de informatización de las actividades de I+D en 2010
  - Estructuración interna
  - Integración con registro
  - Integración con sistema documental
- Segunda fase en 2010-2011
  - Apertura al exterior
  - Traslado de la mayor parte de la gestión a la web
  - Publicación de resultados

La investigación reguladora sobre Seguridad Nuclear y Protección Radiológica en Suecia

Gustaf Löwenhielm

Director de Investigación. Swedish Radiation Safety Authority (SSM)

INDICE

Swedish Radiation Safety Authority

Swedish Nuclear Power

Swedish Radiation Protection

Strål
säkerhets
myndigheten
Swedish Radiation Safety Authority

Regulatory Research on nuclear safety and radiation protection in Sweden

Presented at CSN February 23 2010

By

Gustaf Löwenhielm, Swedish Safety Radiation Authority

Swedish Radiation Safety Authority

A new authority!

- Merging 1 July 2008 of:
- Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) and
- Swedish Radiation Protection Institute (SSI)

- About equal in size (about 110 each).

Gustaf Löwenhielm
2010-02-15

Gustaf Löwenhielm
2010-02-15

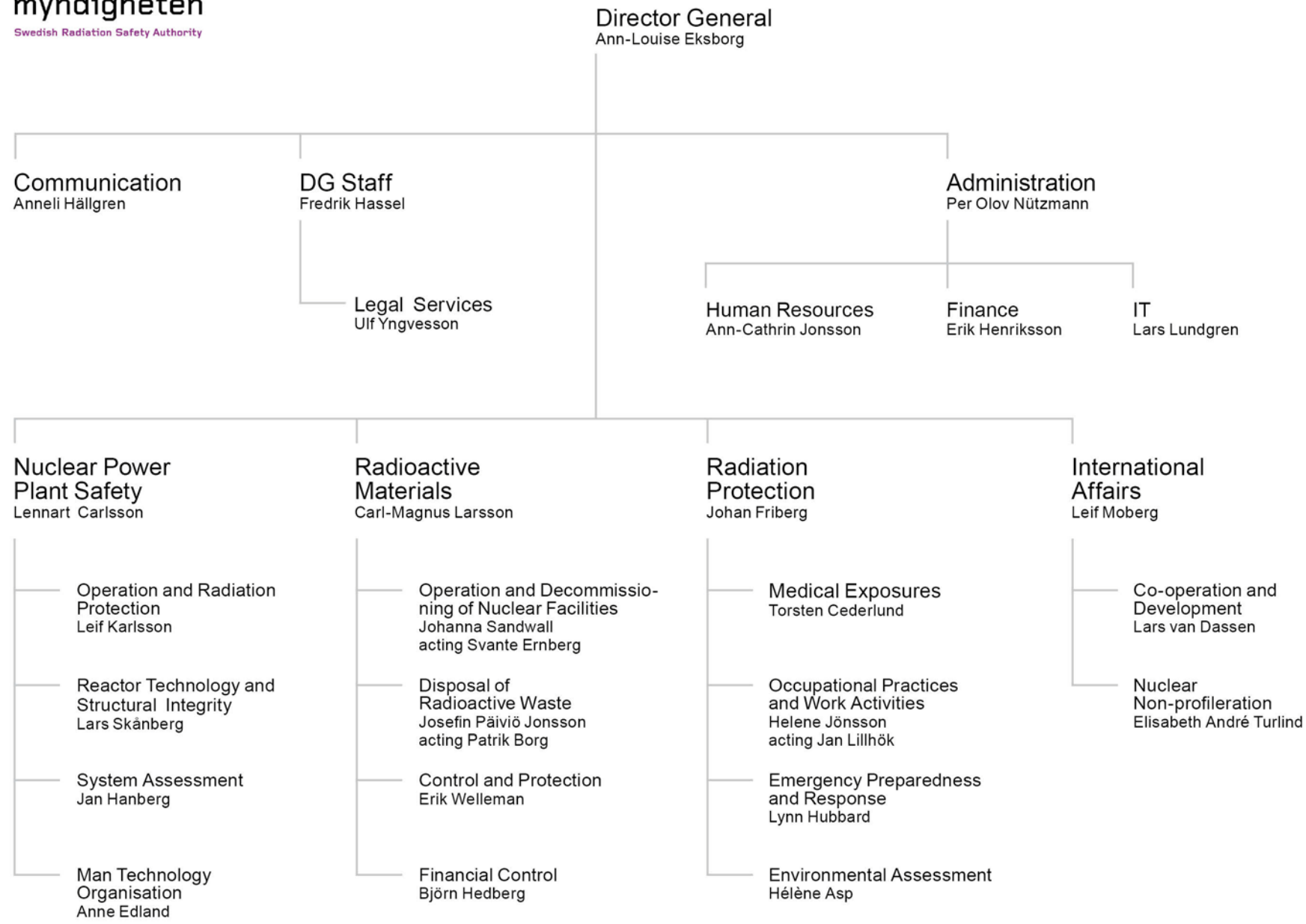
About the Swedish Radiation Safety Authority

- under the Ministry of the Environment
- DG Ann-Louise Eksborg
- budget approx. 400 million SEK
- 240 employees
- office in Solna

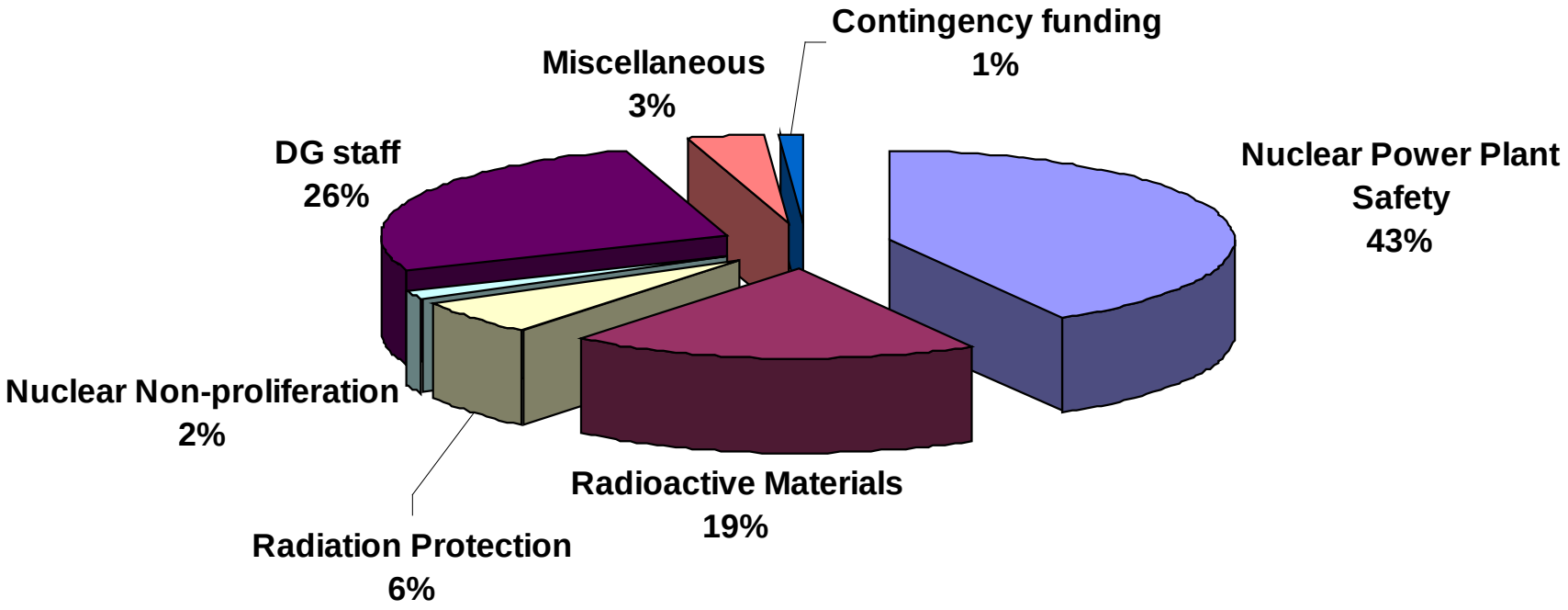
Gustaf Löwenhielm
2010-02-15

Strål säkerhets myndigheten
Swedish Radiation Safety Authority

Organisation 2009



Research budget 2010: 93,5 MSEK



How have we organised SSM research?

- Very little research at SSM!
- The administrators are in the operating departments,
- administrative administration is in DG staff,
- financial follow-up is in economical department

Advisory Research Committee

- Consists of 8 members + chairman (SSM Research director)
- Appointed by DG, normally 3 years
- Normally meetings 4 times/year

Advisory research committee - tasks

- To review the strategic orientation of SSM research
- To evaluate the results of SSM research
- To give advice about large projects (> 1 MSEK) suggested by SSM.

What documents do we have?

- SSM Research plan 2009 (March 2009)
- SSM Research strategy 2010-14 (Dec. 2009)
- SSM Research plan 2011-13 (Aug. 2010)
- Every 2:nd year updating of Research strategy
- Every 2:nd year updating of Research plan

Gustaf Löwenhielm

Research strategy 2010-14

- DG task given July 2008. After many delays it was finished by December 2009.
- The difficulty to overcome
  - What should the report contain
  - The different cultures if the old authorities

Why do we research? – SSM instructions

Government requires SSM to

- Support and develop national competence within SSM:s activity area.
- We shall do research to support SSM:s decisions and keep the necessary competence within SSM now and in the future.

Gustaf Löwenhielm

SSM interpretation

The most important overall aims of SSM research is:

- To ensure that SSM has the knowledge and instruments to manage an effective supervision
- To have access to the competence of importance in radiation protection and nuclear safety to fulfill SSM tasks
- That SSM contributes to that the national competence develops continuously within SSM competence areas.

Gustaf Löwenhielm
2010-02-15

The overarching research (1)

- Risks for human beings and environment
  - Contribute to uncertainties concerning low dose effects. Support MELODI
  - Contribute to increase knowledge about radiation effects on environment. Support Network of Excellence in Radioecology.

The overarching research (2)

- Man-Technology- Organsiation
  - Develop the technology in other areas than nuclear safety.
- Emergency preparedness
  - The national competence must be sufficient to handle emergency situations
- Dosimetry
  - Develop a long-term plan to maintain and develop knowledge of measurements and effect calculations

Safe nuclear power (also waste safety) (1)

- The responsibility and roles between industry and the federal government to ensure competence should be clarified.
- In case of new nuclear power plants: Do we need TSO or similar? Can we use foreign TSO:s?

Safe nuclear power (also waste safety) (2)

- Many activities ongoing:
  - Modernisation
  - Uprating power
  - Longer life than 40 years
- Conclusions
  - Must understand ageing issues in material and electrical issues
  - Follow up fuel, process, PSA, thermal-hydraulics, severe accidents development

Safe nuclear power (also waste safety) (3)

- If application for new nuclear power emerges also
  - New tecnical solutions, i.e passive systems and systems for severe accidents

Safe nuclear power (also waste safety) (4)

- In waste area less research because we will soon have an application (late 2010 or early 2011) for a final storage for high level waste.
- Still research in technical barriers for very long times, transport of radionuclides in geosphere and biosphere.

Safe nuclear power (also waste safety) (5)

- Non-proliferation
- Must support to the national capacity to verify and supervise the proliferaton substance, in particular i high-level waste.

Radiation safe hospital care

- New diagnostic methods are introduced, but risks and optimisation is not carried out in a systematic way.
- The knowledge about methods for risk calculations must increase
- SSM shall contribute that knowledge about the optimisation process is increased

Gustaf Löwenhielm
2010-02-15

Safe radiation products

- Electromagnetic fields (EMF)
  In the future we will have higher EMF levels due to increased mobile phone use.
- Other authorities are involved, somewhat unclear who does what.
  - Our capacity to measure EMF fields mus be further developed

Competence

- Continue to support important areas
- Today support to
  - Nuclear safety through Swedish Nuclear Technology Centre together with nuclear industry to 3 universities
  - Support to MTO professor chair
  - 4 university professor and lector chairs in the areas of radibiology, radioecology and dosimetry

Advisory Committees

- Besides the research committee we haveadvisory committees in the:
  - EMF area (yearly report)
  - UV area
  - Radiation therapy

- Should SSM have more?

Thank you for the attention

Técnicas de dosimetría de extremidades. Metodología de calibración y caracterización

Mercè Ginjaume

Instituto de Técnicas Energéticas,

Universidad Politécnica de Cataluña

INDICE

Marco legal y alcance

Dosimetría de extremidades en Europa

Ensayo de un conjunto de dosímetros de anillo y de muñeca

Protocolo de caracterización y calibración de dosímetros de extremidades

Medidas “in situ” en cuatro instalaciones tipo

Resumen y consideraciones finales

Técnicas de dosimetría de extremidades. Metodología de calibración y caracterización.

M. Ginjaume, X. Ortega, M. Roig
A. Carnicer, S. Pérez, M. Bueno

Proyecto CSN/UPC (expediente SRA/2038/07/748)
2008-2009

Institut Tècniques Energètiques - Barcelona
Universitat Politècnica de Catalunya (UPC)

http://www.upc.edu/inte

Jornada de I+D. Madrid, 23 de febrero de 2010

Presentación

1. Marco legal y alcance.
2. Dosimetría de extremidades en Europa.
3. Ensayo de un conjunto de dosímetros de anillo y de muñeca.
4. Protocolo de caracterización y calibración de dosímetros de extremidades.
5. Medidas “in situ” en cuatro instalaciones tipo.
6. Resumen y consideraciones finales.

1.1 Marco legal

El Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes (BOE n. 178 de 26/7/2001) establece los siguientes límites para la vigilancia individual de los trabajadores:

Límite de dosis efectiva 100 mSv durante todo período de **5 años** oficiales consecutivos, sujeto a una dosis efectiva máxima anual de 50 mSv.

Límites de dosis equivalente para tejidos u órganos

- ✓ en el **cristalino** 150 mSv/año.
- ✓ en la **piel** 500 mSv/año (dosis promediada en 1 cm^2 independientemente de la zona).
- ✓ en las **extremidades** (manos, pies, tobillos) 500 mSv/año.

1.2 Alcance: Colectivos potencialmente expuestos

Radiología intervencionista

Medicina nuclear

2.1 Dosimetría de extremidades en Europa

País	Número de TPE	Porcentaje de TPE sobre el total que utilizan dosímetro de anillo	Distribución de TPE en función del tipo de dosímetro	
			Dosímetro de anillo	Dosímetro de muñeca
Francia (F)*	159 000	5 %	19 %	81 %
Alemania (D)	240 000	5 %	100 %	0 %
Grecia (GR)	9 200	2 %	0 %	100 %
Irlanda (IE)	6 900	5 %	100 %	0 %
Polonia (PL)	29 200	2 %	100 %	0 %
España (E)	43 000	9 %	5 %	95 %
Suiza (CH)	50 800	2 %	100 %	0 %

(*) Francia incluye trabajadores del ámbito de veterinaria, que representan aproximadamente 6.7 % del total.

Porcentaje de personas del campo sanitario que utilizan dosimetría de extremidades en 7 países europeos, en 2005. Adaptada de Donadille y col.

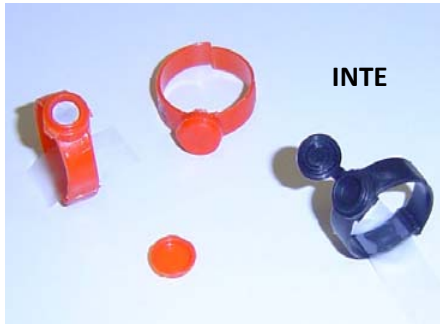
L. Donadille, E. Carinou, M. Ginjaume et al. Radiat. Protect. Dosim. 2008

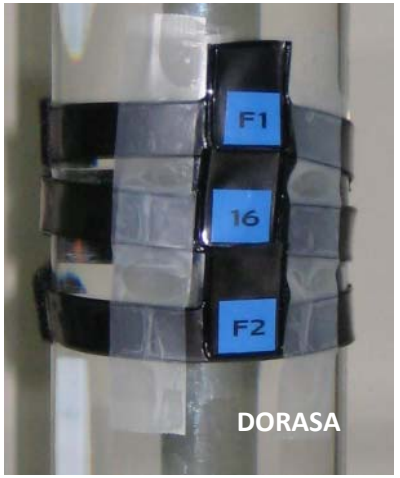
2.2 Usuarios en los Servicios de dosimetría españoles

- ✓ A finales del año 2007 había 23 servicios de dosimetría personal externa (SDP) autorizados por el CSN (TLD).
- ✓ 13 servicios disponían de sistema de dosimetría de extremidades.

SDP	Anillos (derecha)	Anillos (izquierda)	Muñeca (derecha)
ASEPEYO			14
CENTRO DE DOSIMETRÍA S.L.	269	13	341
CENTRO NACIONAL DE DOSIMETRÍA			5425
CIEMAT	153	12	
CN COFRENTES			18
CN TRILLO	6		
CN VANDELLÓS II			6
DORASA	65	10	193
ENUSA	121		
INFOCITEC	49	20	3
INSTO. CARLOS III			55
LAINSA	134	13	12
SCI (anillos en 2008)			120
UPC (anillos en 2008)			

2.3 Sistemas dosimétricos de extremidades utilizados en España





3.1 Ensayo de un conjunto de dosímetros de anillo y de muñeca

8 sistemas (6 SDPE)
2 muñeca
6 anillo

3.2 Ensayo de un conjunto de dosímetros de anillo y de muñeca

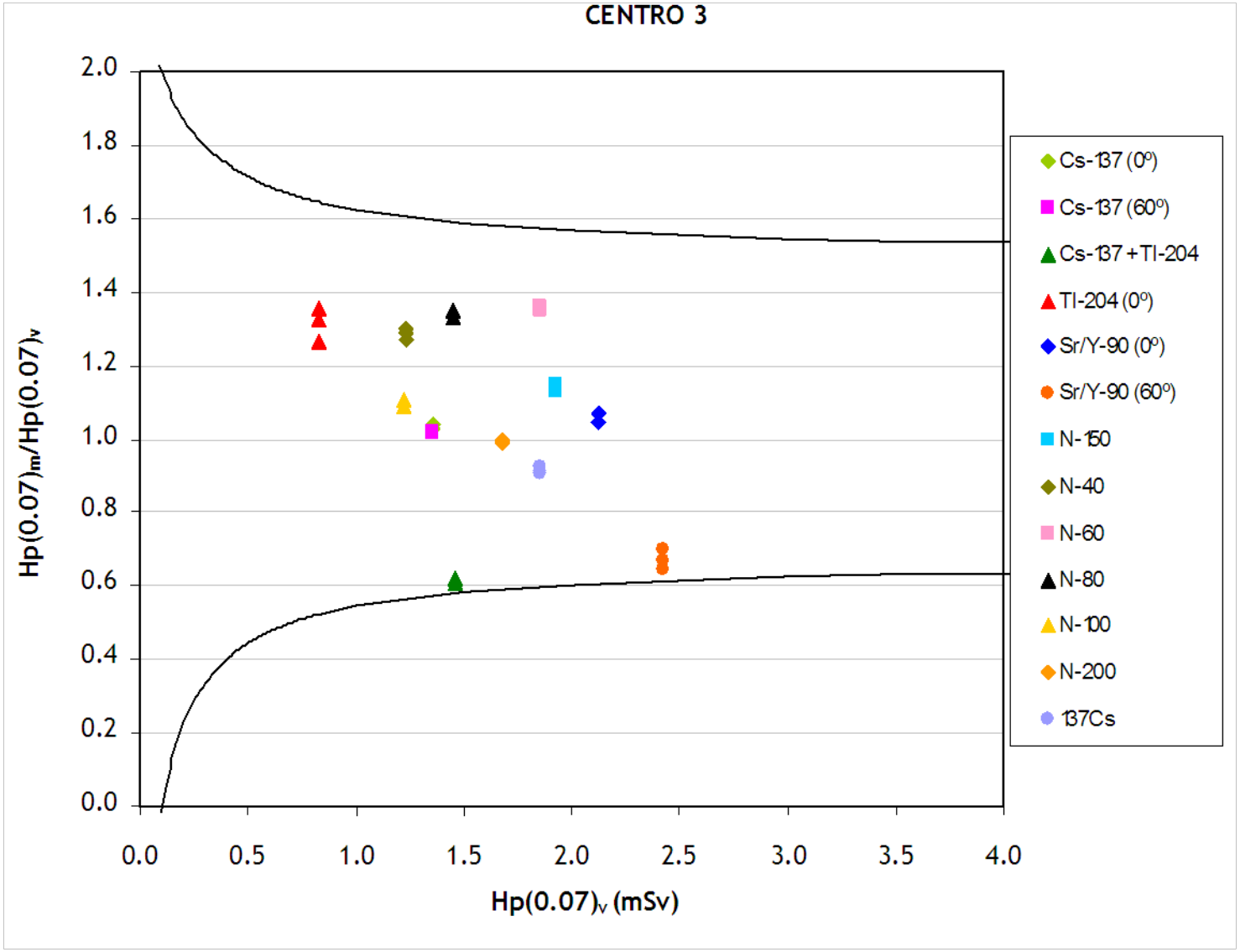
Materiales termoluminiscentes ensayados

TLD-700 LiF:Mg,Ti (240 mg/cm^2)
$^{7}Li_2$ $^{11}B_4O_7$:Cu (15 mg/cm^2)
Harshaw TLD-100 LiF:Mg,Ti (0,9mm)
MCP-Ns LiF:Mg,Cu,P (8,5 mg/cm^2)
Teledyne LiF:Mg, Ti (120 mg/cm^2)
GR-200A LiF:Mg,Cu,P (8,5 mg/cm^2)
TLD-100 LiF:Mg,Ti (240 mg/cm^2)
Teledyne $CaSO_4$:Dy (0,4 mm)

3.3 Ensayo de un conjunto de dosímetros: Haces de radiación

Denominación de la calidad	Rango de dosis equivalente personal (mSv)
N-40	1,5 (± 30 %)
N-60	2,0 (± 30 %)
N-80	1,5 (± 30 %)
N-100	0,5 (± 30 %)
N-150	2,0 (± 30 %)
N-200	2,0 (± 30 %)
^{137}Cs (0º)	1,5 (± 30 %)
^{137}Cs (0º)	2.0 (± 30 %)
^{137}Cs (60º)	2.0 (± 30 %)
N-150 (0º)	2.5 (± 30 %)
^{137}Cs + ^{204}Tl (0º)	0.7 + 0.7 (± 30 %)
$^{90}Sr/^{90}Y$ (0º)	2.5 (± 30 %)
$^{90}Sr/^{90}Y$ (60º)	2.5 (± 30 %)
^{204}Tl (0º)	0.7 (± 30 %)

3.4 Ensayo de un conjunto de dosímetros: Resultados centro 3



3.5 Ensayo de un conjunto de dosímetros. Resumen resultados

	EXACTITUD: cumplimiento límites curvas trompeta			REPETIBILIDAD			
CENTRO	todas las calidades	todas las calidades excepto ^{204}Tl	radiación fotónica	s<10%	s<20%	s<30%	s>30%
1	No	Sí	Sí	✓(sin ^{204}Tl)	✓ ^{204}Tl		
2	Sí	Sí	Sí			✓	
3	Sí	Sí	Sí	✓			
4	Sí	Sí	Sí		✓		
5	No	Sí	Sí	✓			
6	No	No	No				✓
7	No	No	No				✓
8	No	Sí	Sí	✓			

4.1 Protocolo de caracterización y calibración de dosímetros de extremidades

- ✓ La metodología propuesta complementa los requisitos técnicos y administrativos para los servicios de dosimetría personal recogidos en la Guía de Seguridad del CSN 7.1 (rev.1).

- ✓ Se detallan los procedimientos de calibración y caracterización de los dosímetros de extremidades.

- ✓ Se describen los ensayos y requisitos de funcionamiento propuestos en la norma ISO 12794:2000.

4.2 Protocolo de caracterización y calibración de dosímetros de extremidades

Índice

1. **Introducción**
2. **Alcance y objeto**
3. **Normativa aplicable**
4. **Definiciones**
5. **Magnitudes y unidades**
   - 5.1 Magnitudes operacionales para la vigilancia individual
   - 5.2 Maniquís para calibración
   - 5.3 Coeficientes de conversión y Calidades de referencia
6. **Caracterización del sistema dosimétrico**
   - 6.1 Condiciones generales
   - 6.2 Ensayos de caracterización
   - 6.3 Criterios de aceptación
7. **Calibración de un sistema de dosimetría de extremidades**
8. **Consideraciones finales**
9. **Referencias**

5.1 Medidas “in situ” en cuatro instalaciones tipo

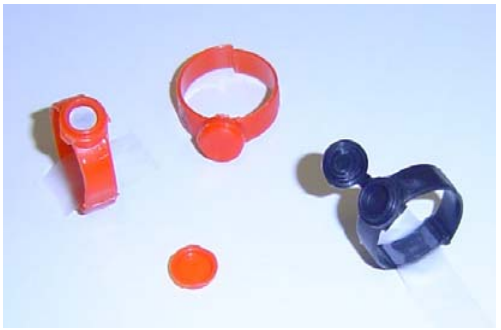
Centros sanitarios participantes

- ✓ Instalación de radiología intervencionista (Hospital de la Santa Creu i Sant Pau de Barcelona)
- ✓ Unidad de radiofarmacia centralizada (CADISA, Barcelona)
- ✓ Laboratorio de radiofarmacia anexo a un ciclotrón para radiofármacos PET (Clínica Universitaria de Navarra, Pamplona)
- ✓ Servicio de medicina nuclear para PET (Clínica Universitaria de Navarra, Pamplona)

5.2 Medidas “in situ” en cuatro instalaciones tipo: Sistemas dosimétricos

Dosímetros de anillo (prototipo INTE).

Radiología intervencionista RX (20 – 100 keV)
Unidad centralizada de radiofarmacia ^{99m}Tc (140 keV)



Guantes especiales con 11 dosímetros TL (proyecto ORAMED)

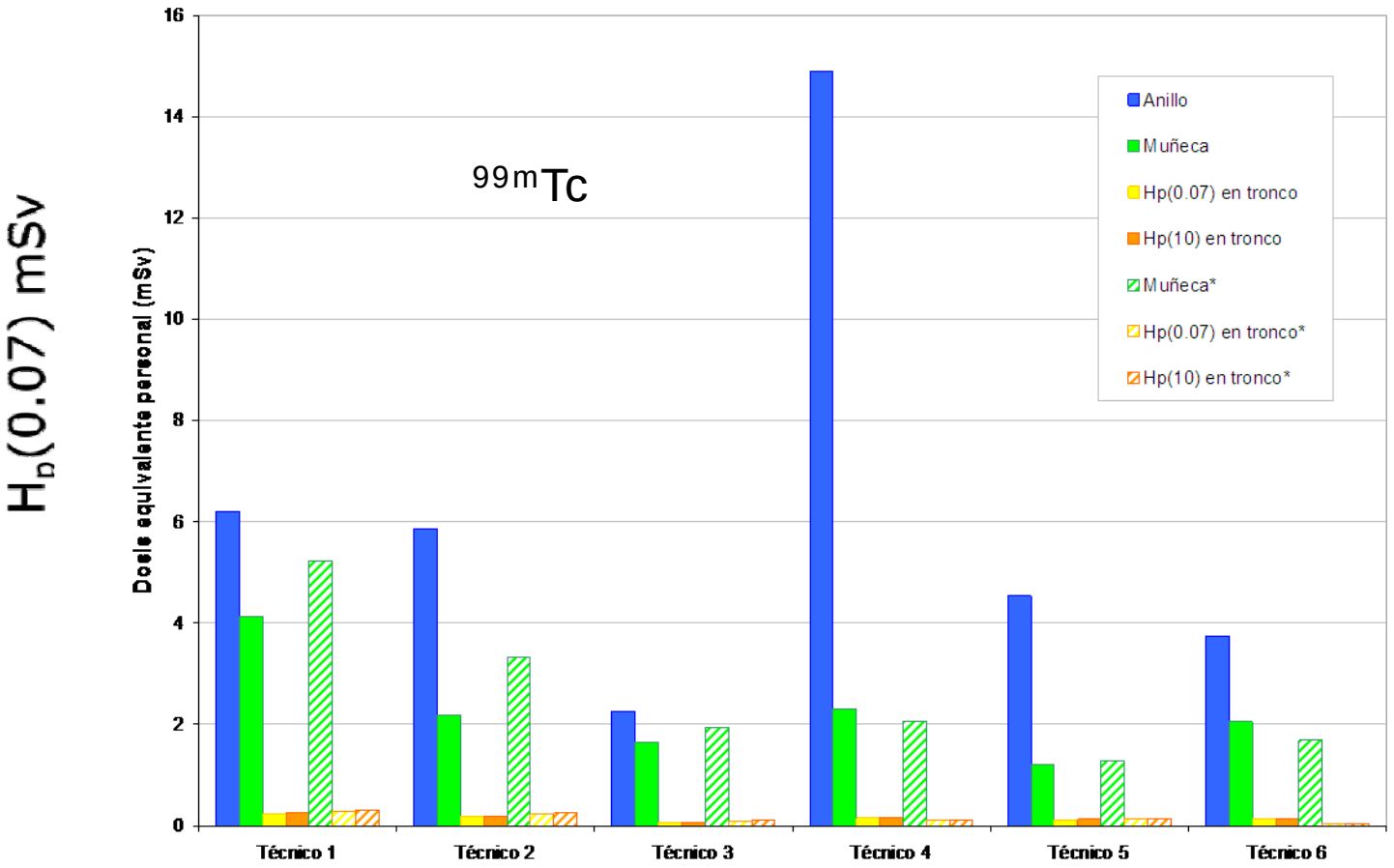
Preparación y administración de radiofármacos PET (positrones 634 keV y fotones aniquilación 511 keV)
(11 dosímetros por mano, 8 situados en la palma de la mano y 3 sobre las uñas)

5.3 Medidas “in situ” en cuatro instalaciones tipo. Radiología intervencionista

Procedimiento	$H_p(0.07)$ (mSv/proc) (valor medio ± std y rango entre paréntesis)					
	Cirujano principal		Cirujano secundario*		Técnico	
	Mano derecha	Mano izquierda	Mano derecha	Mano izquierda	Mano derecha	Mano Izquierda
Drenajes Biliares (13)	**10 ± 3** (1 – 36)	**15 ± 5** (3 – 38)	1.2 ± 0.7 (0.1 – 8)	0.8 ± 0.4 (0 – 3)	0.1 ± 0.0 (0 – 0.3)	0.0 ± 0.0 (0 – 0.1)
Vertebro-plastias(11)	7 ± 1 (1 – 14)	5 ± 1 (0.7 – 9)	0.1 ± 0.0 (0 – 0.2)	0.1 ± 0.0 (0 – 0.3)	0.1 ± 0.0 (0 – 0.3)	0.1 ± 0.0 (0 – 0.4)
TIPS (7)	1.8 ± 0.3 (0.5 – 4)	1.7 ± 0.3 (0.3 – 4)	---	---	0.2 ± 0.0 (0.1 – 0.3)	0.1 ± 0.0 (0.1 – 0.3)
Emboliza-ciones (13)	0.4 ± 0.1 (0 – 2)	0.7 ± 0.5 (0 – 6)	0.2 ± 0.2 (0 – 1.6)	0.2 ± 0.1 (0 – 1.4)	0.1 ± 0.0 (0 – 0.4)	0.1 ± 0.0 (0 – 0.2)

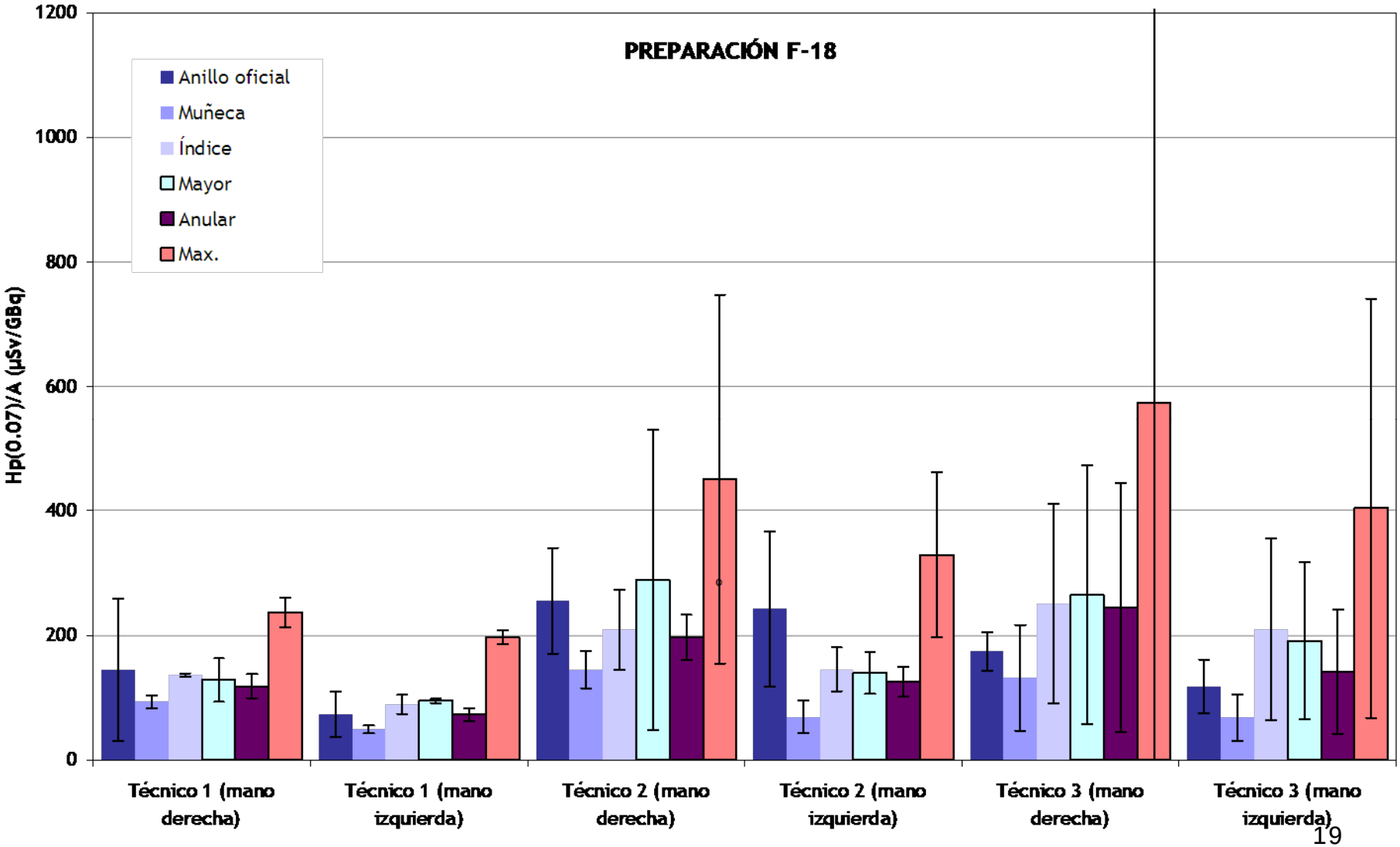
La relación entre $H_p(0.07)$ en la muñeca y en la base de los dedos para los radiólogos intervencionistas es del orden de 3 a 4.

5.4 Medidas “in situ” en cuatro instalaciones tipo.
Unidad centralizada de radiofarmacia

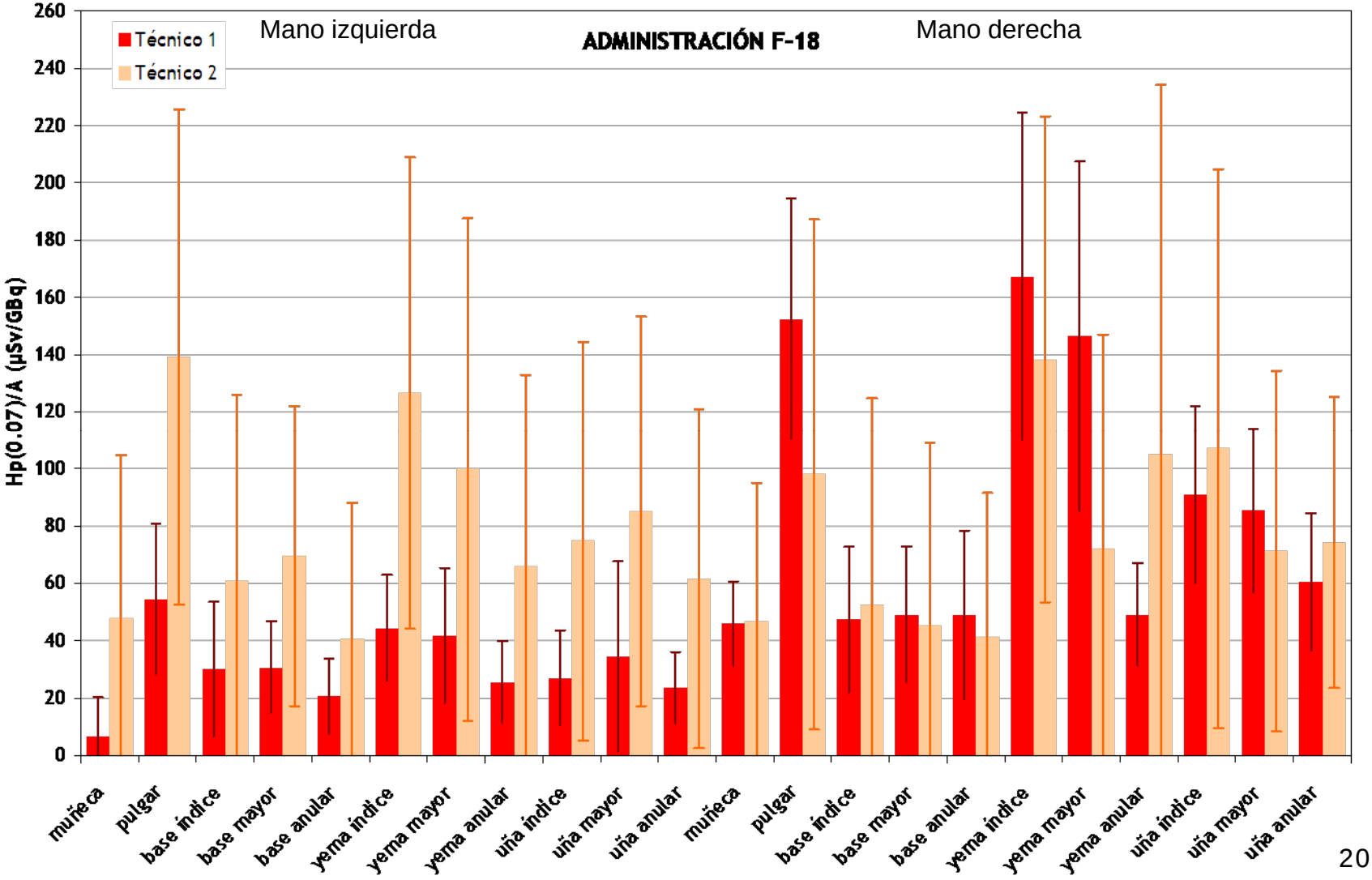


Comparativa entre $H_p(0.07)$ promedio mensual obtenido en este trabajo (dosimetría de anillo) y la dosimetría oficial (muñeca y torax).
* promedio obtenido a partir de la dosis anual.

5.5 Medidas “in situ” en cuatro instalaciones tipo. Laboratorio fármacos PET



5.6 Medidas “in situ” en cuatro instalaciones tipo.
Administración de fármacos PET



6.1 Resumen y consideraciones finales

1. Se ha elaborado un **protocolo para la caracterización y calibración de dosímetros de extremidades** basado en la norma ISO 12794:2000.

2. Los dosímetros de extremidades ensayados presentan en general una **respuesta satisfactoria**, aunque se observan algunas dificultades en la medida de la energía del ^{204}Tl (763 keV).

3. Las **medidas efectuadas en cuatro instalaciones tipo** (servicio de radiología intervencionista, unidad de radiofarmacia, laboratorio de radiofármacos PET y servicio de medicina nuclear) han permitido identificar diversos puestos de trabajo en los que la dosis equivalente máxima en piel puede superar 150 mSv por año.

4. Se ha comprobado que **la dosis equivalente en piel es la magnitud limitante** desde el punto de vista de la protección radiológica puesto que la dosis en cuerpo entero es muy baja.

6.2 Resumen y consideraciones finales

5. $H_p(0.07)$ determinada con el sistema de **dosimetría de anillo** es superior a las medidas obtenidas con los dosímetros de muñeca (en torno a un factor 3). Sin embargo en algunos puestos de trabajo dicha medida no corresponde a la dosis máxima en piel.

6. En ***radiología intervencionista***, el cirujano principal es la persona que recibe mayores dosis. Se han medido valores de $H_p(0.07)$ de hasta 38 mSv por procedimiento.

7. En ***medicina nuclear***, las dosis equivalente en piel por unidad de actividad manipulada son 100 veces superior para el personal de radiofarmacia que prepara ^{18}F respecto a la preparación de ^{99m}Tc.

8. Si se comparan los valores de $H_p(0.07)$ obtenidos en este estudio con los de otras publicaciones, se constata la **efectividad** de las **medidas de protección radiológica** aplicadas: guantes plomados, pantallas protectoras en radiología, blindajes especiales de jeringa, utilización de pinzas para la manipulación de los viales.

ORAMED 2011,
Barcelona 20-22 Enero 2011
www.upc.edu/inte/oramed

Gracias por su atención

Agradecimientos:

- Servicios de dosimetría personal
- Centros sanitarios
- Consejo de Seguridad Nuclear
- Comisión Europea (FP7- EURATOM)

Integridad estructural de vainas de combustible nuclear en condiciones de almacenamiento temporal en seco

Miguel Ángel Martín-Rengel

E.T.S.I. de Caminos, Universidad Politécnica de Madrid

INDICE

Introducción

Hidruración de muestras

Ensayos de tracción en anillo

Ensayo de compresión diametral

Líneas de trabajo futuro

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID
E.T.S.I. CAMINOS, CANALES Y PUERTOS
DEPARTAMENTO DE CIENCIA DE MATERIALES

INTEGRIDAD ESTRUCTURAL DE VAINAS DE COMBUSTIBLE NUCLEAR EN CONDICIONES DE ALMACENAMIENTO TEMPORAL EN SECO

M.A. MARTÍN-RENGEL, J. RUIZ- HERVÍAS,
F.J. GÓMEZ, L.CABALLERO, A. VALIENTE

ÍNDICE

1.- INTRODUCCIÓN

2.- HIDRURACIÓN DE MUESTRAS

3.- ENSAYO DE TRACCIÓN EN ANILLO

4.- ENSAYO DE COMPRESIÓN DIAMETRAL

5.- LÍNEAS DE TRABAJO FUTURO

Las vainas de combustible nuclear son tubos de pared delgada de 0.57 mm de espesor, 9,5 mm de diámetro exterior y unos 4 m de altura que contienen las pastillas cerámicas de combustible.

Estos tubos constituyen la primera barrera de confinamiento de los productos de fisión generados a lo largo de las distintas etapas del ciclo de combustible

Las vainas se fabrican con aleaciones de Zr

- Transparencia al flujo neutrónico
- Buenas propiedades mecánicas
- Resistencia a la corrosión

Durante su estancia en el reactor las vainas absorben hidrógeno

- **Subproducto de corrosión de las propias aleaciones de Zr**
- **Descomposición por radiólisis del agua de refrigeración**
- **Humedad de las pastillas cerámicas de UO_2**

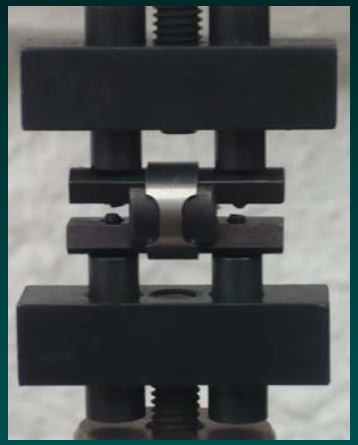
Debido a los gradientes térmicos existentes en la vaina, el H se distribuye por la misma y precipita, formando hidruros de circonio que pueden fragilizar la aleación

A lo largo de las distintas etapas del ciclo de combustible, las vainas están sometidas fundamentalmente a una solicitación mecánica en la dirección circunferencial.

Debido a la anisotropía de las vainas, es preciso realizar ensayos mecánicos en la dirección circunferencial de las mismas para evaluar la fragilización debida a los hidruros.

Ensayos de caracterización mecánica en dirección circunferencial:

Ensayo de tracción en anillo

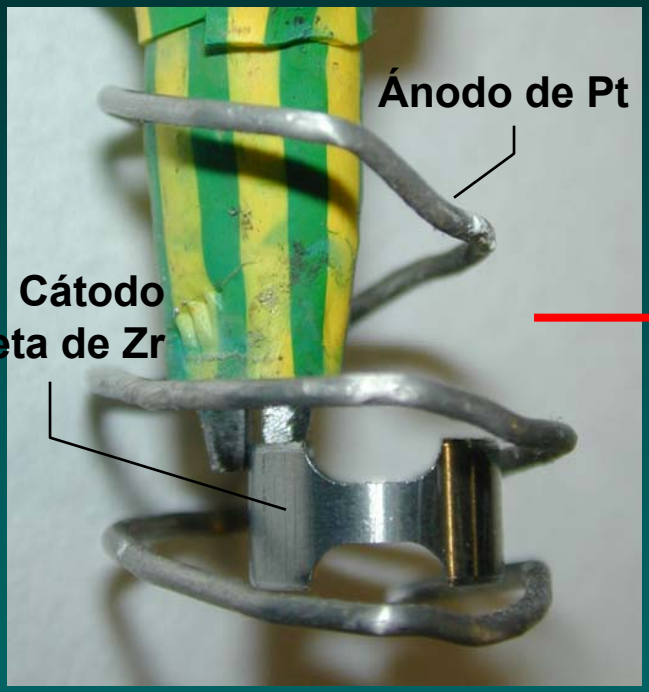


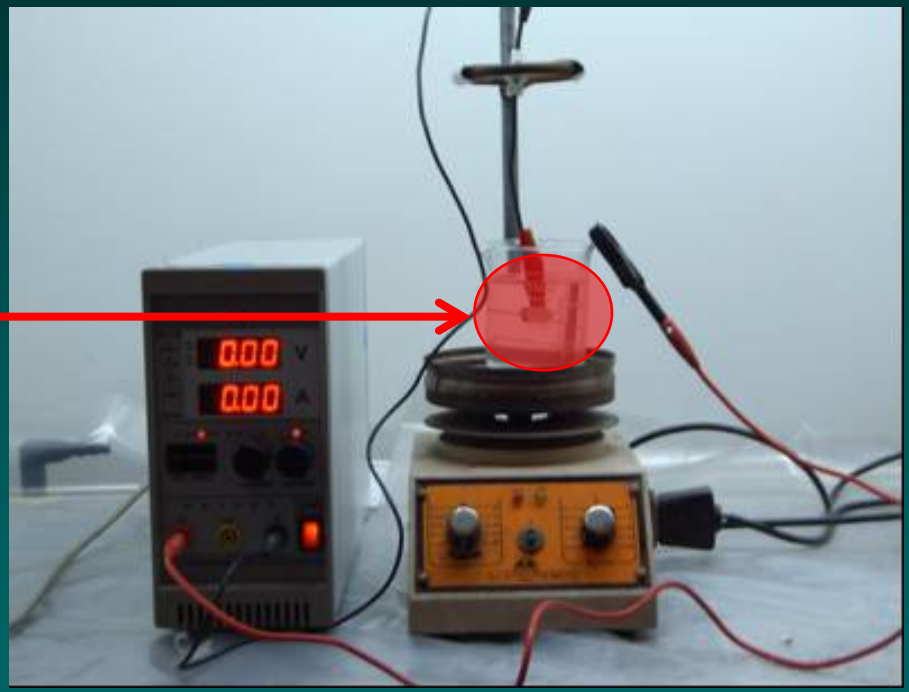
Ensayo de compresión diametral

OBJETIVO

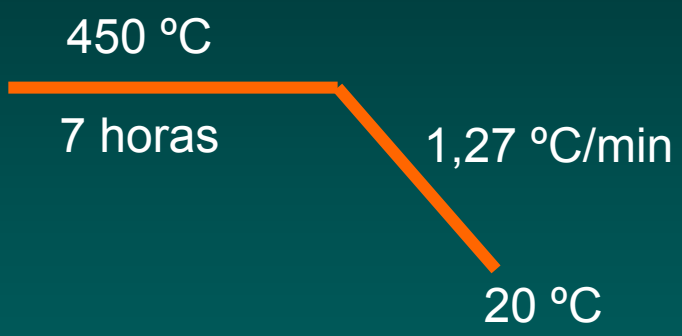
Determinar el efecto del contenido de hidrógeno en las propiedades mecánicas y en el comportamiento en rotura de vainas de ZIRLO.

Introducción de cantidades controladas de hidrógeno en las vainas (150, 250, 500, 1200 y 2000 ppm) mediante carga catódica.



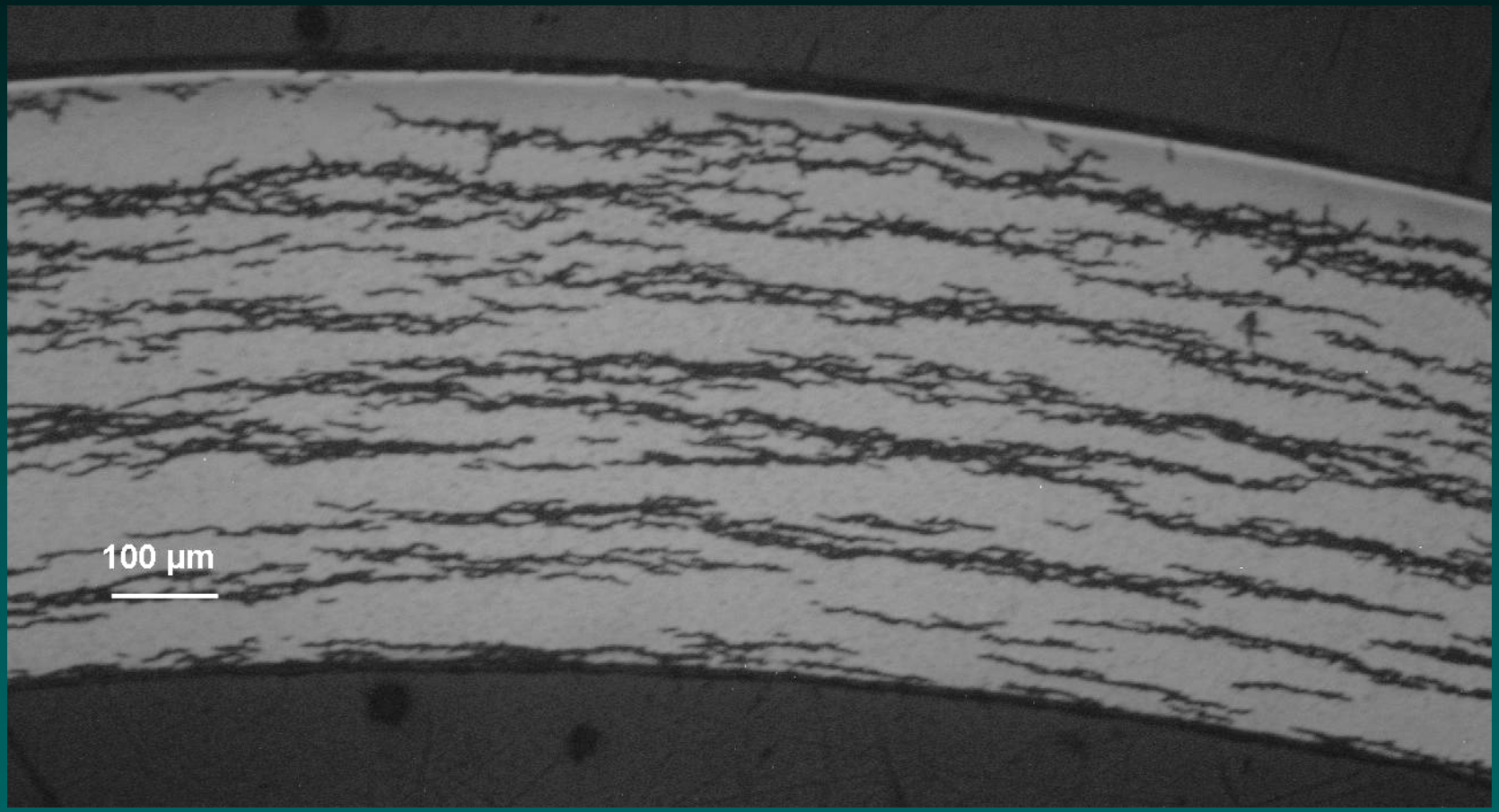


Tratamiento térmico para lograr una distribución homogénea de hidrógeno en el Zr y la formación de hidruros



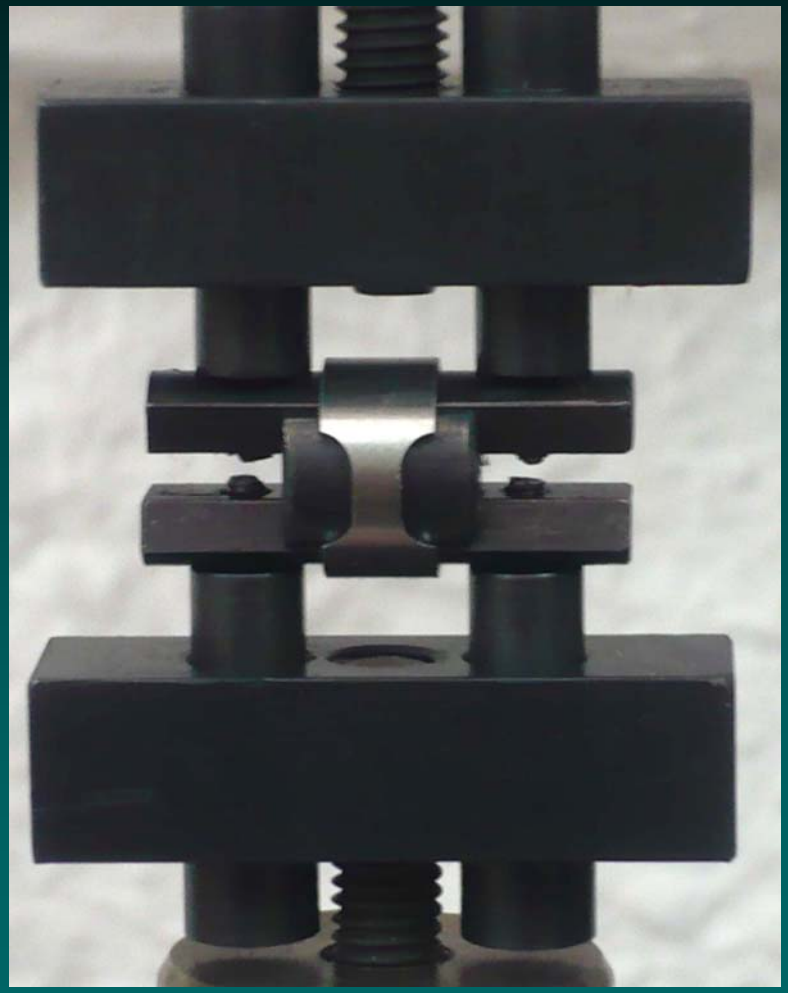
Extracción de hidrógeno mediante calentamiento de la muestra hidrurada
Análisis de la cantidad de hidrógeno

ANALIZADOR DE HIDRÓGENO *EMGA-621W*



Sección transversal de una muestra con 500 ppm

Ensayos de tracción en anillo



Se realizaron en control de desplazamiento con v = 0,3 mm/min

Se llevaron a cabo sobre muestras de ZIRLO con distintos contenidos de hidrógeno (0, 150, 250, 500, 1200, 2000 ppm) a temperaturas de 20 y 300 ºC

Modelización numérica del proceso: método elementos finitos (*Abaqus 6.7-5)*

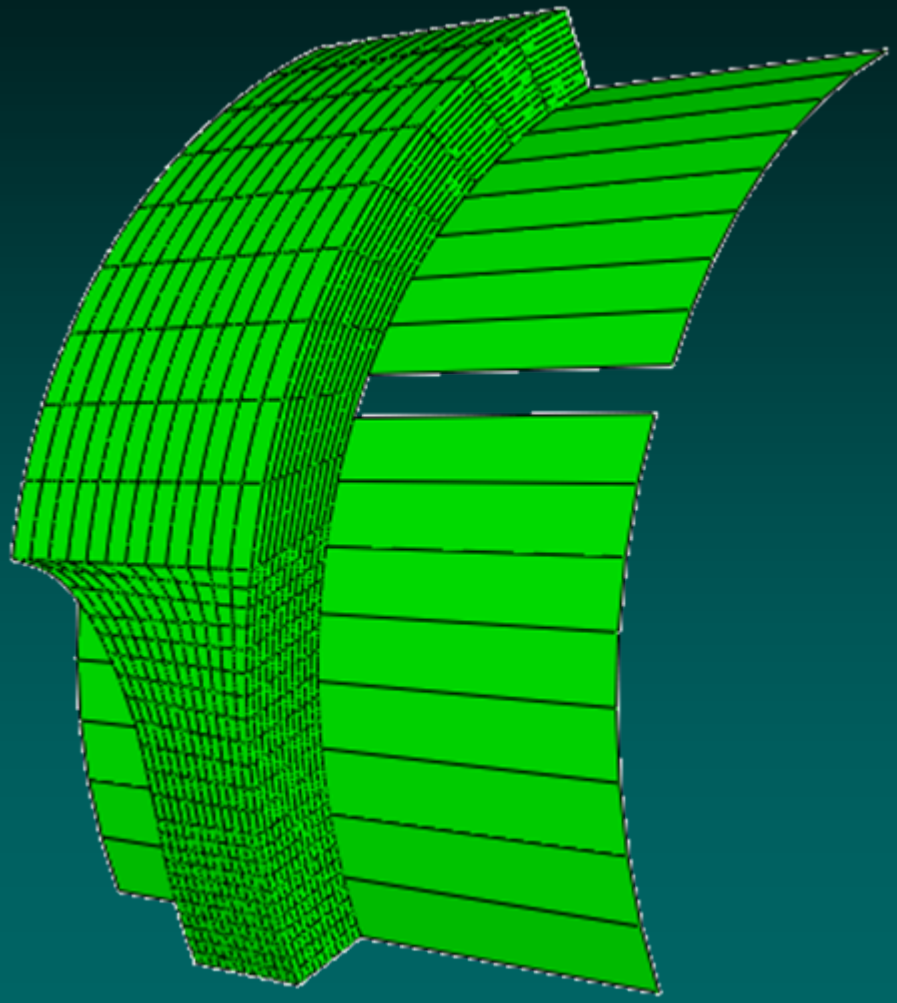
Detalles de los cálculos

* 3D
* No linealidad geométrica
* Malla estructurada
* Paralelepípedos con 20 nodos
* Tamaño del elemento en la zona reducida: 25 x 80 x 80 µm
* Problema de contacto

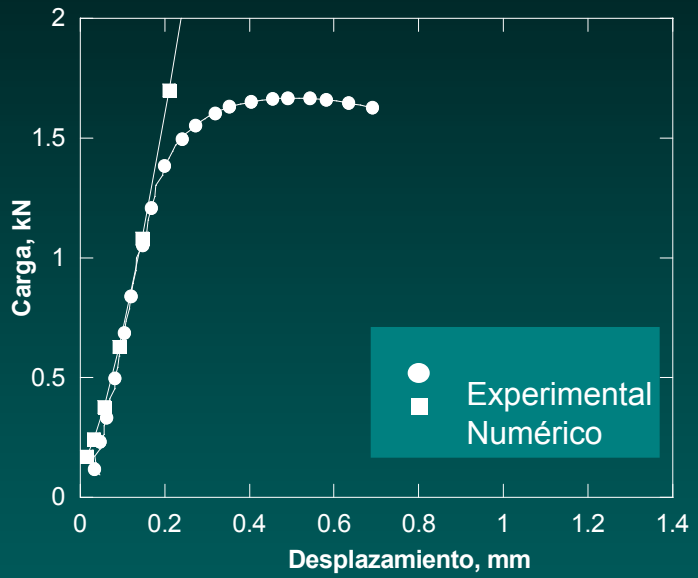
Superficies Rígidas

Coeficiente de rozamiento: 0,125

Holguras

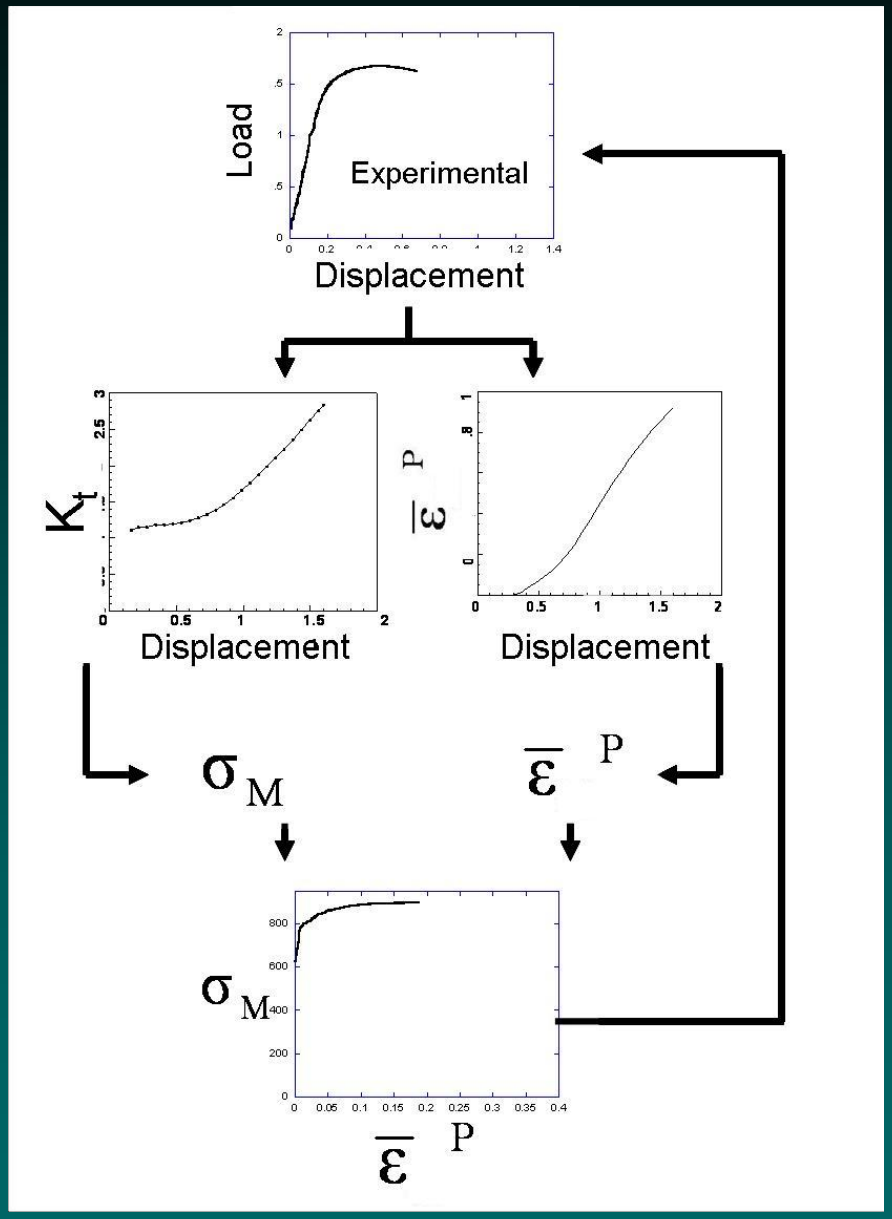


Paso 1: Cálculo del módulo elástico

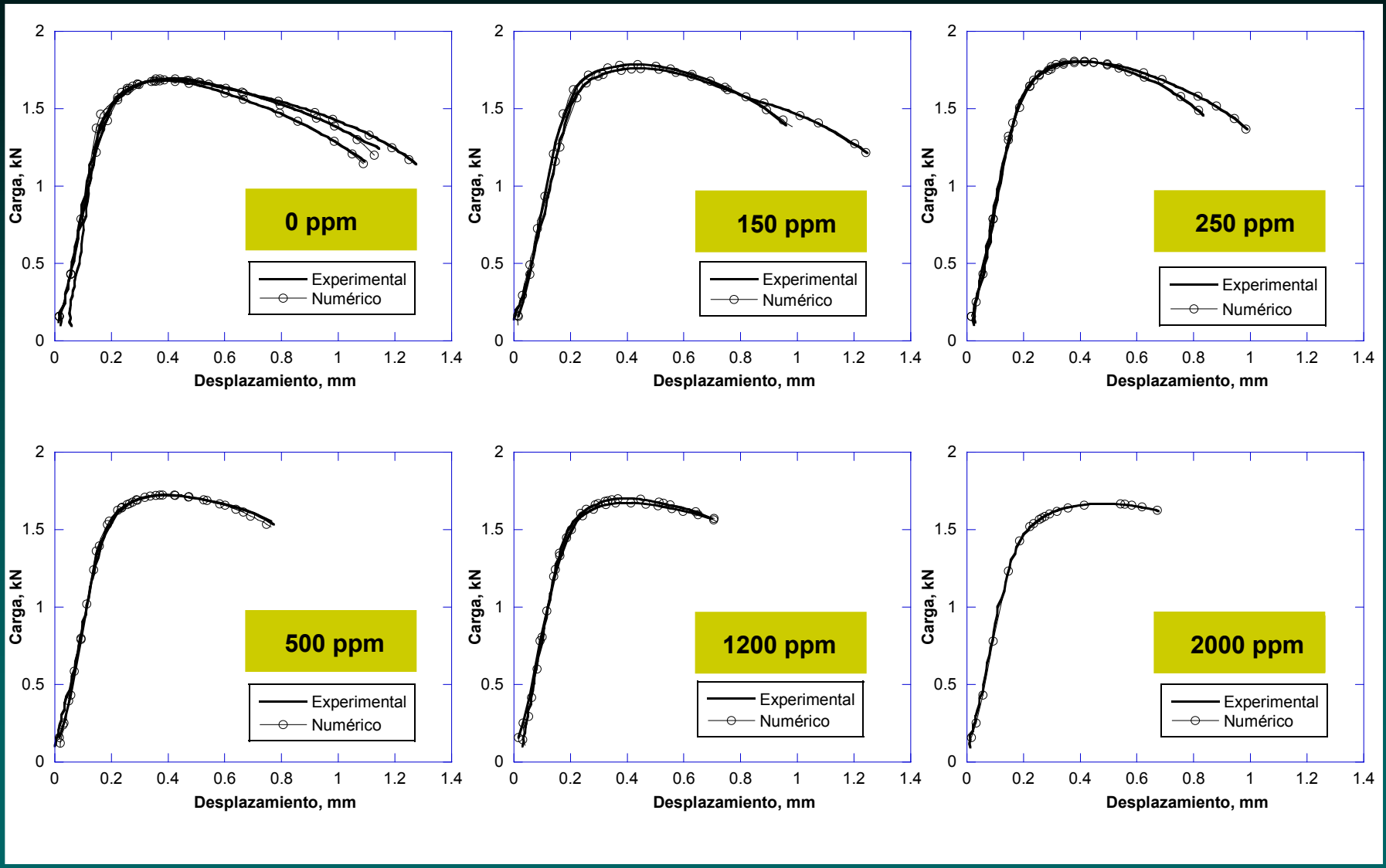


Paso 2: Se supone un límite elástico y se realiza un cálculo elástico perfectamente plástico

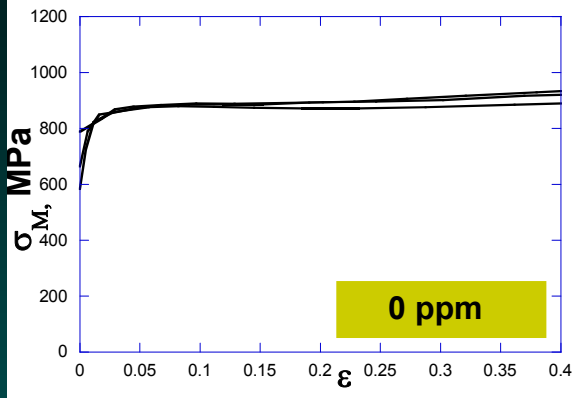
Paso 3: 1ª iteración, realimentación del cálculo con la curva σ_M - $\bar{\varepsilon}^P$ obtenida

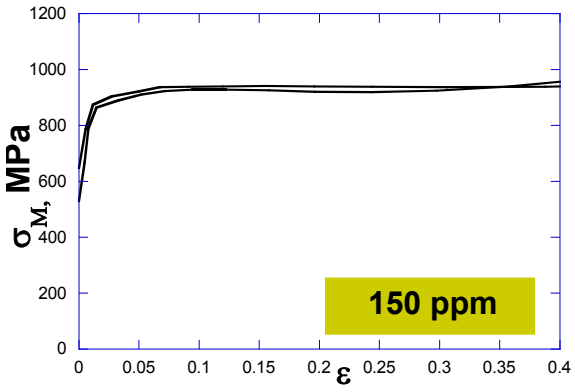


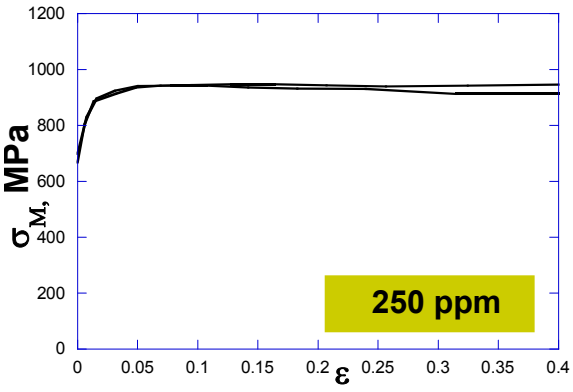
Registros experimentales carga vs. desplazamiento y ajustes numéricos, 20 ºC

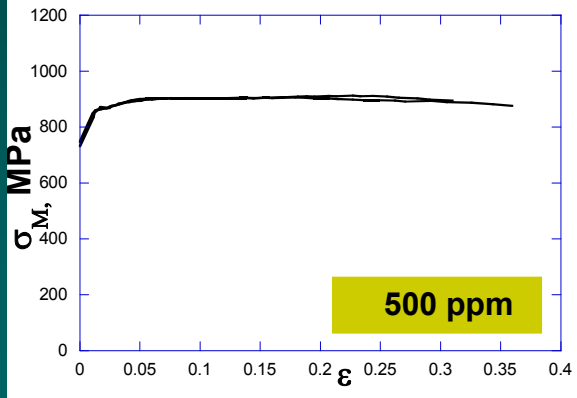


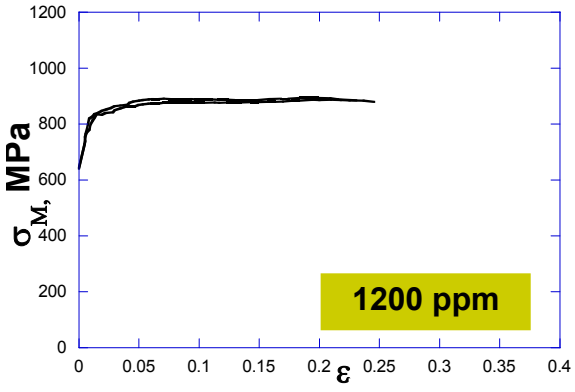
Curvas σ_M - $\bar{\varepsilon}^P$ a 20 ºC

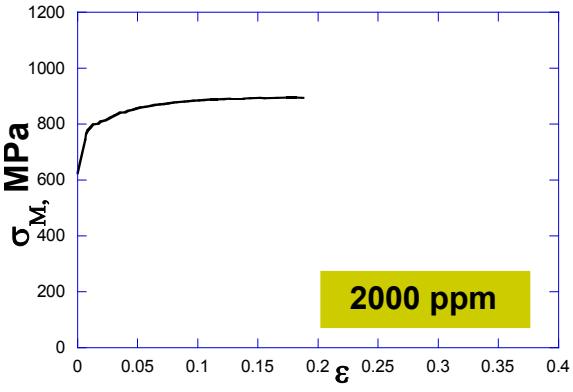




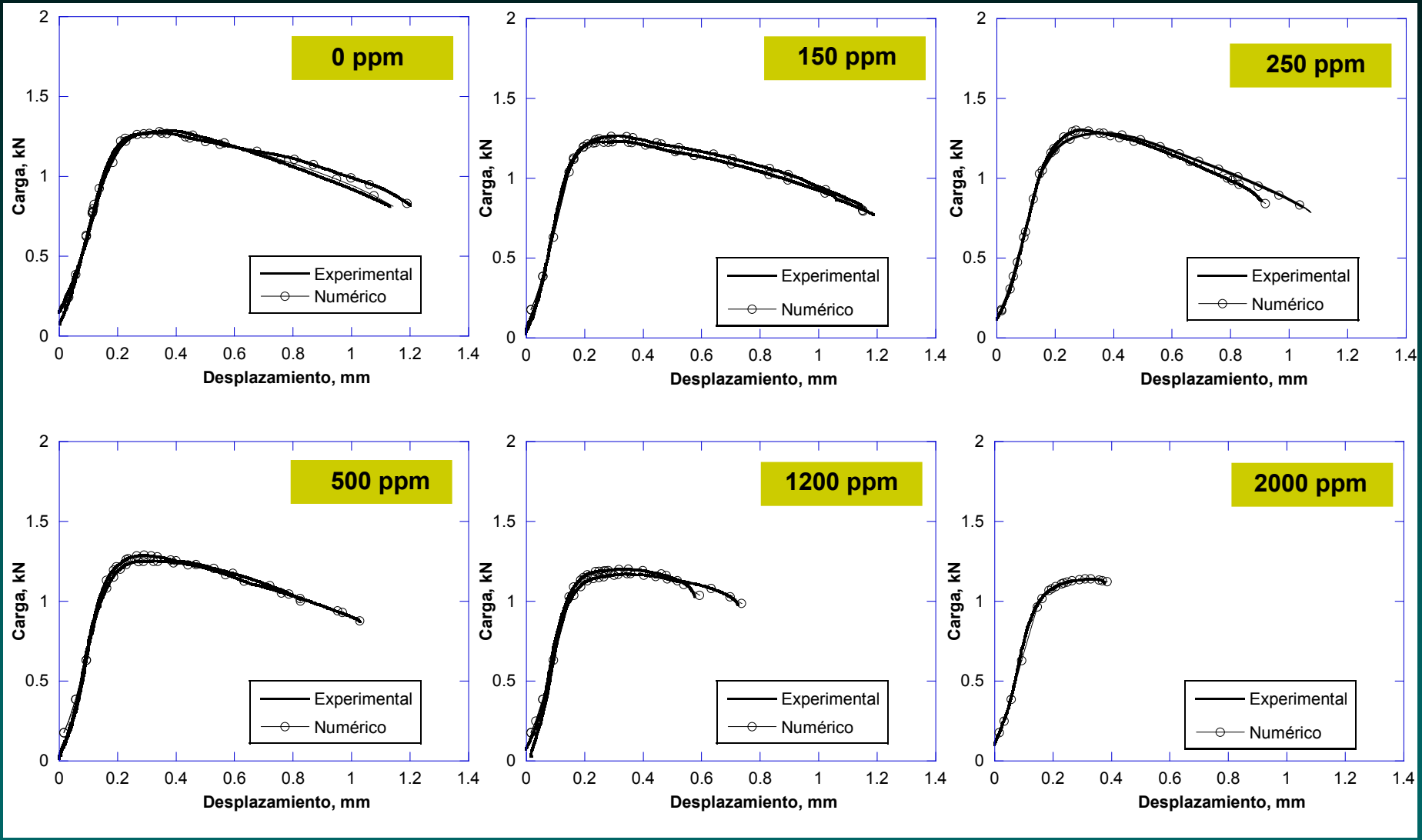




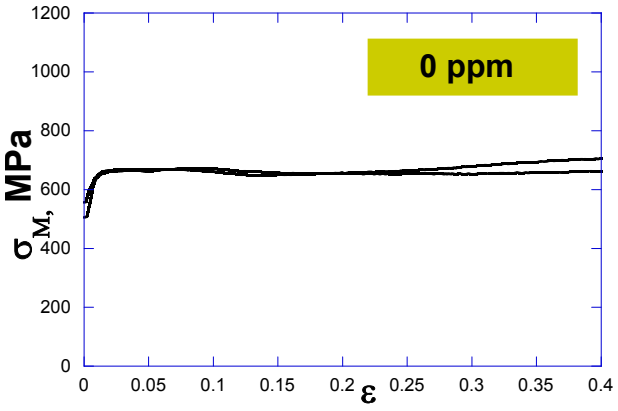


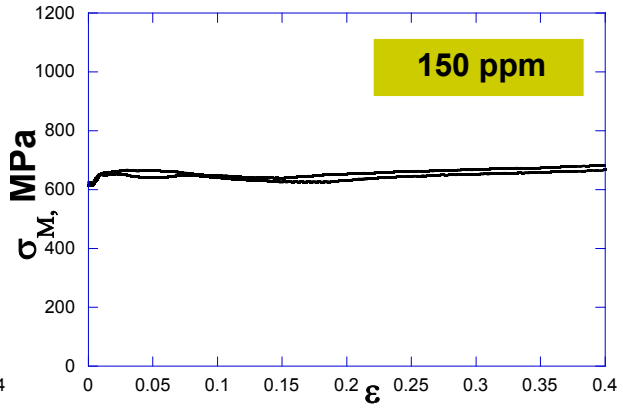


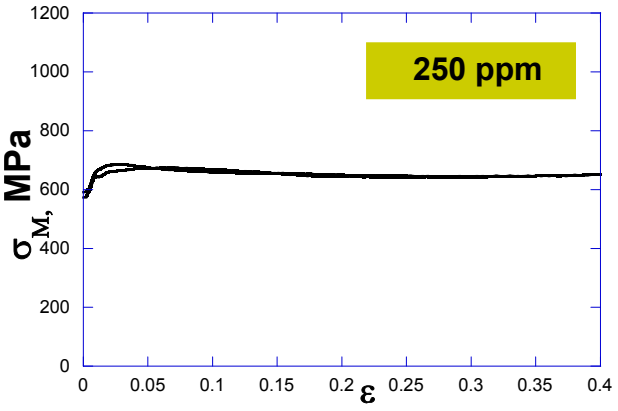
Registros experimentales carga vs. desplazamiento y ajustes numéricos, 300 ºC

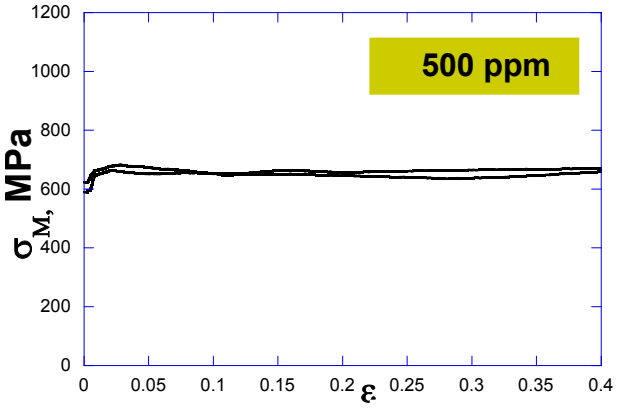


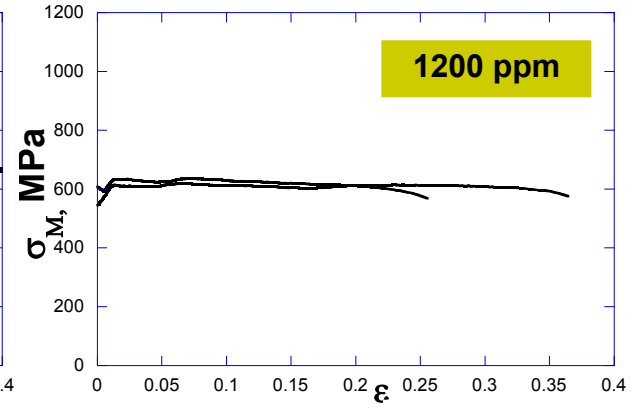
Curvas σ_M - $\bar{\varepsilon}^P$, 300 ºC

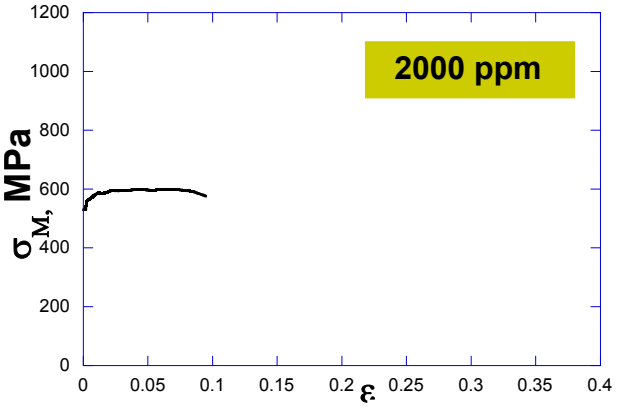












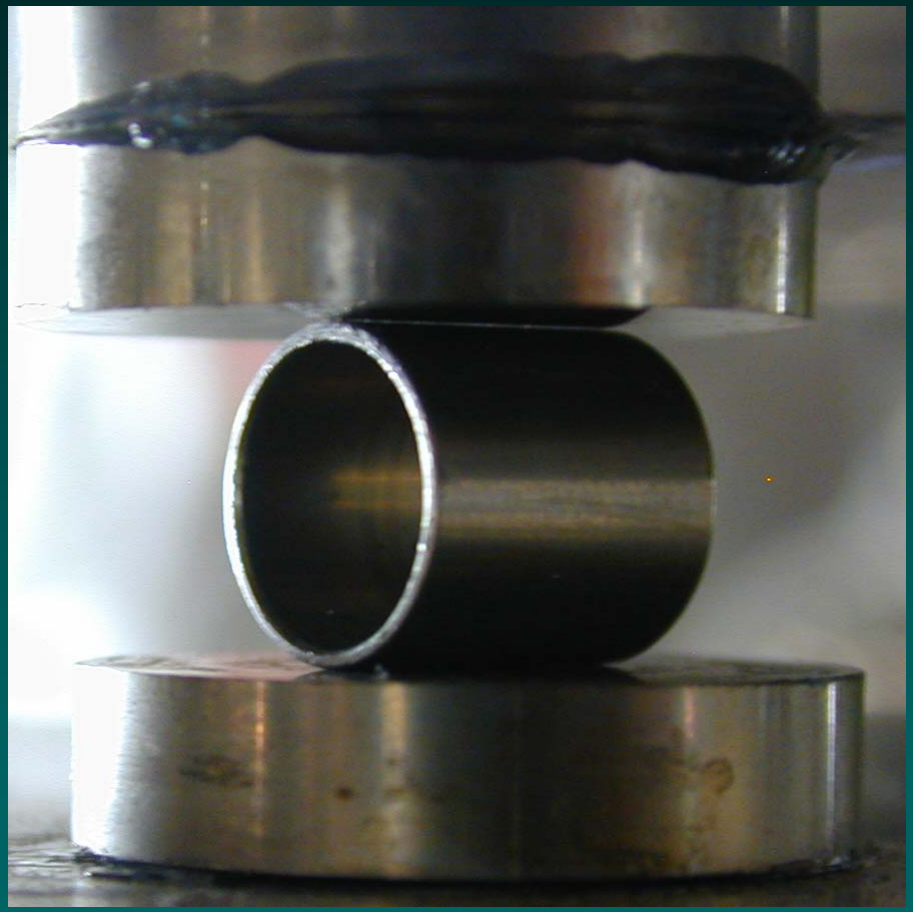
Conclusiones

Las propiedades mecánicas de las vainas no sufren cambios significativos en función de la concentración de hidrógeno en el intervalo estudiado (0-2000 ppm)

Se puede apreciar una pérdida de ductilidad de las vainas como consecuencia de la presencia de hidruros. Dicha pérdida de ductilidad se hace patente para concentraciones de hidrógeno superiores a 500 ppm a 20 ºC y a partir de 1200 ppm a 300 ºC

Las vainas prácticamente no muestran endurecimiento por deformación

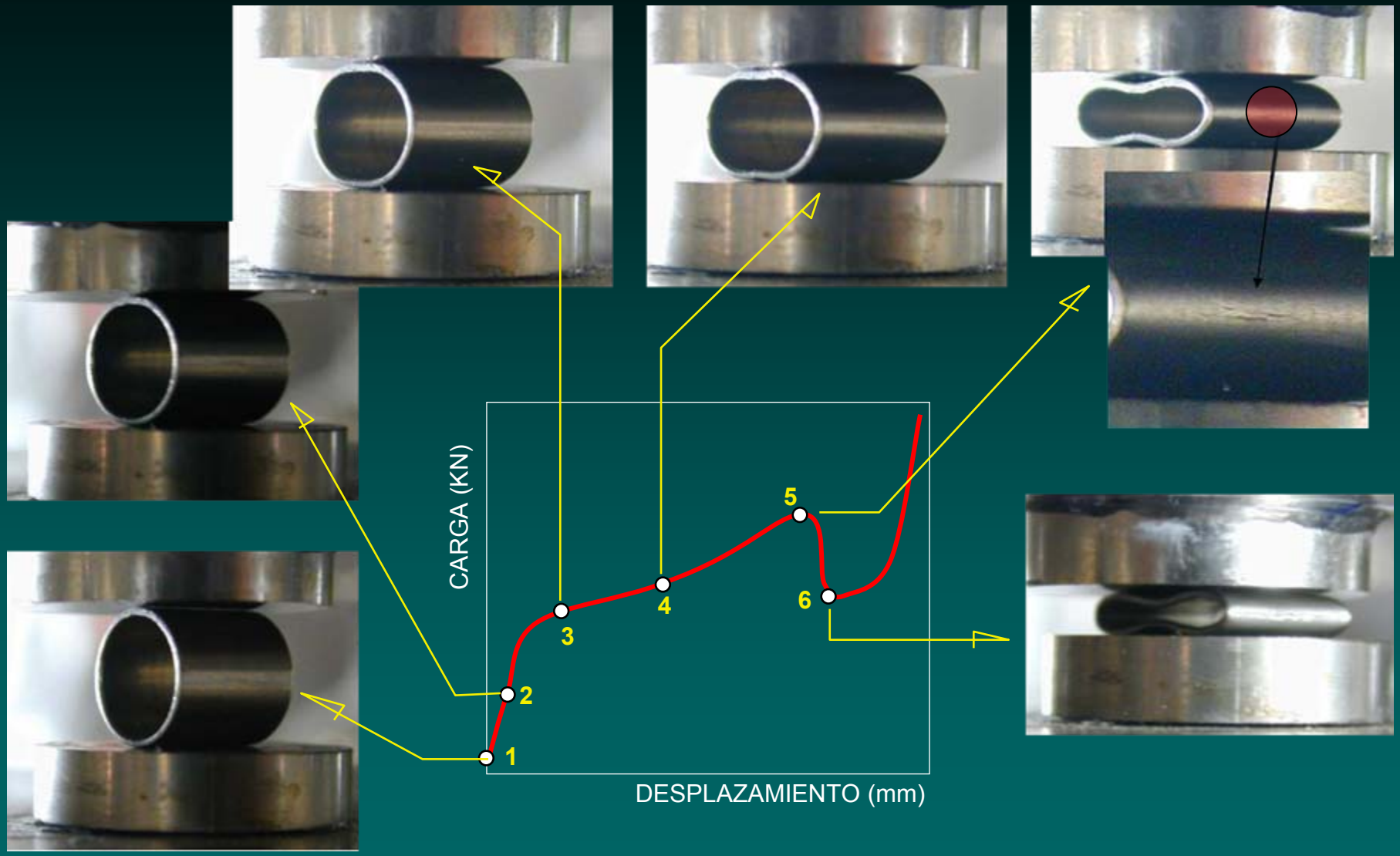
Ensayos de Compresión Diametral



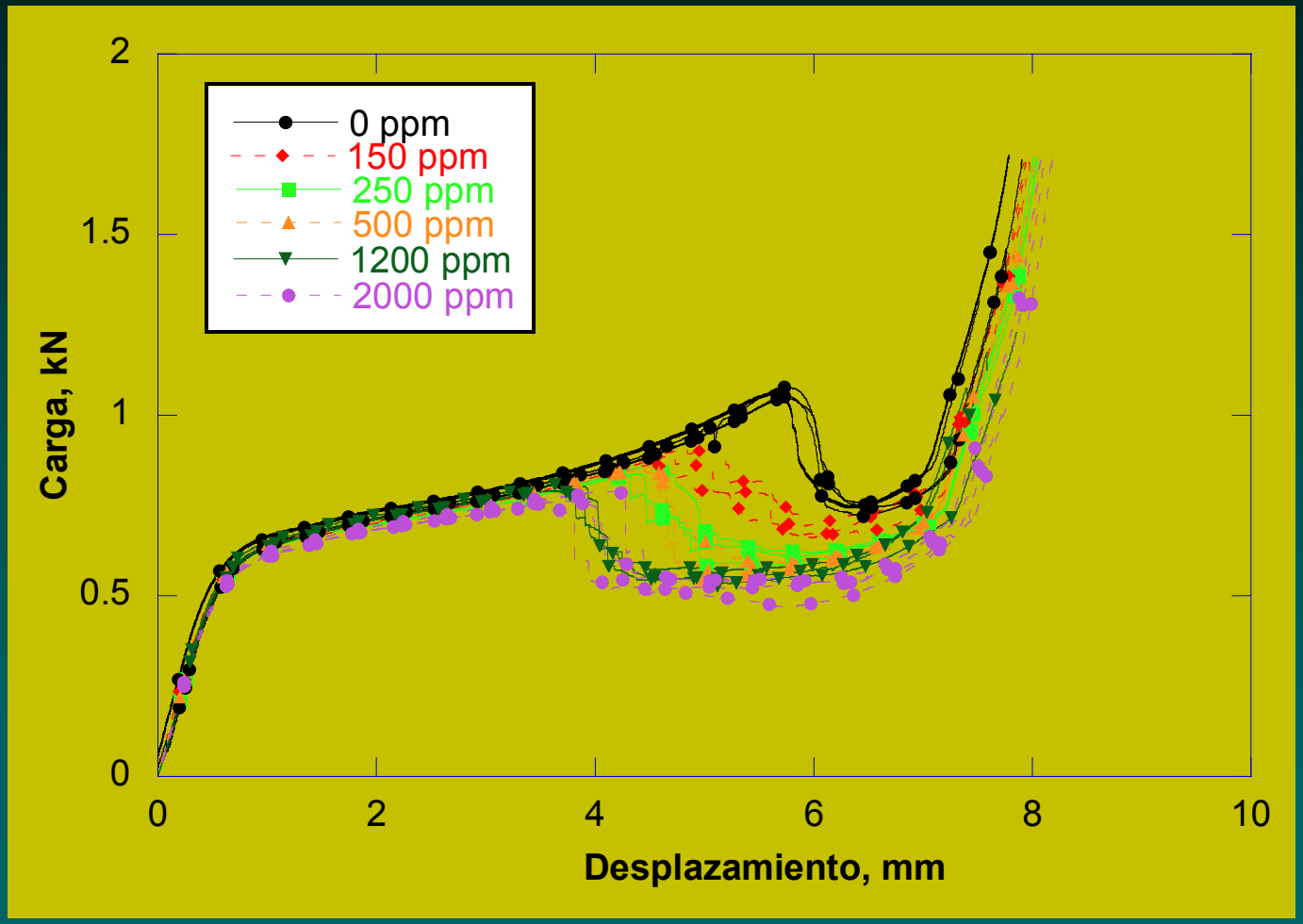
Se realizaron en control de desplazamiento con v = 0,3 mm/min

Se llevaron a cabo sobre muestras de ZIRLO de 10 mm de longitud con distintos contenidos de hidrógeno. (0, 150, 250, 500, 1200, 2000 ppm)

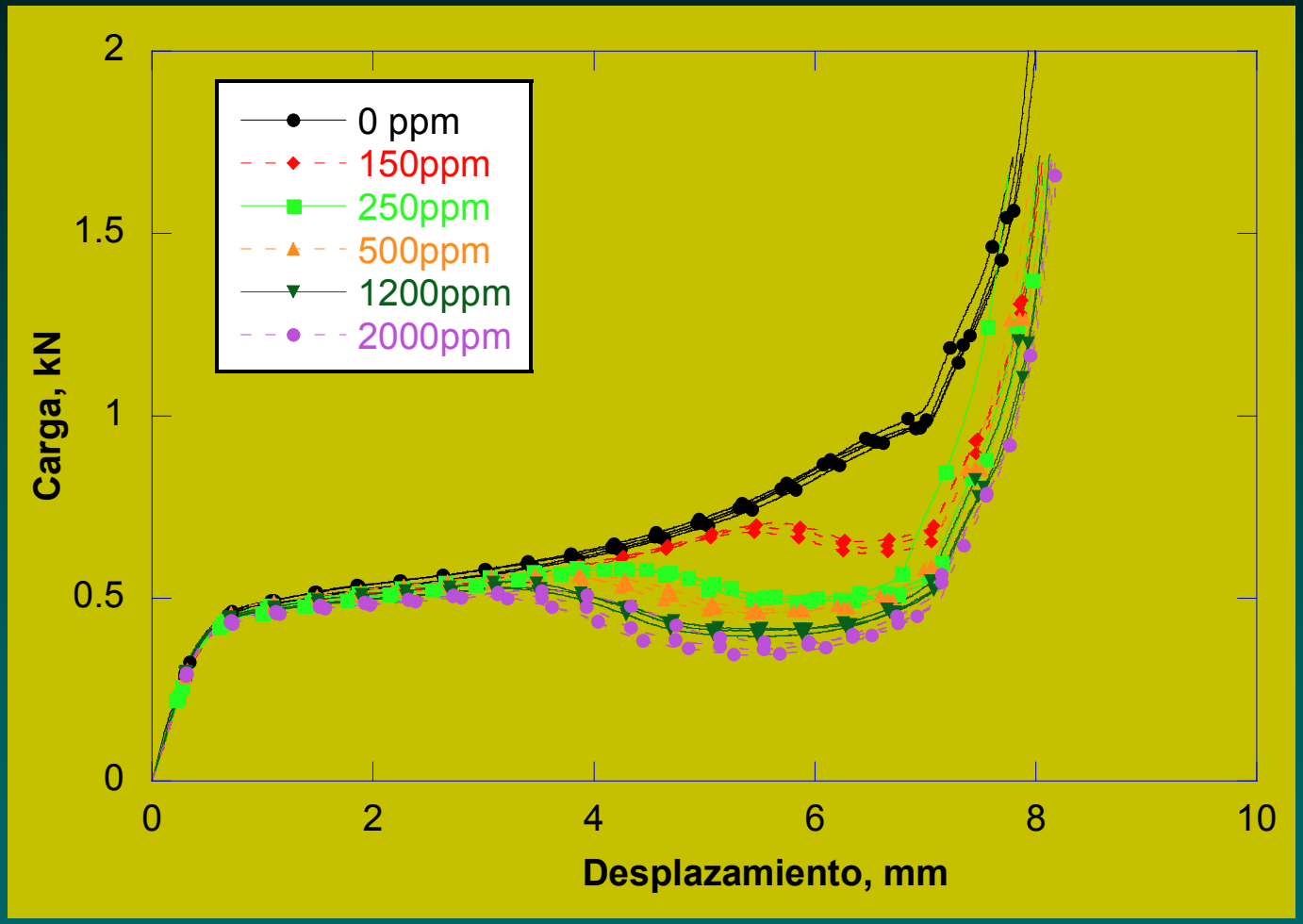
A temperaturas de 20 y 300 ºC


CARGA (KN)
DESPLAZAMIENTO (mm)
1
2
3
4
5
6

Curva carga vs. desplazamiento para muestras con distinto grado de hidruración (0-2000 ppm), 20ºC



Curva carga vs. desplazamiento para muestras con distinto grado de hidruración (0-2000 ppm), 300ºC



Modelización numérica del proceso: método elementos finitos (*Abaqus 6.7-5)*

Detalles de los cálculos

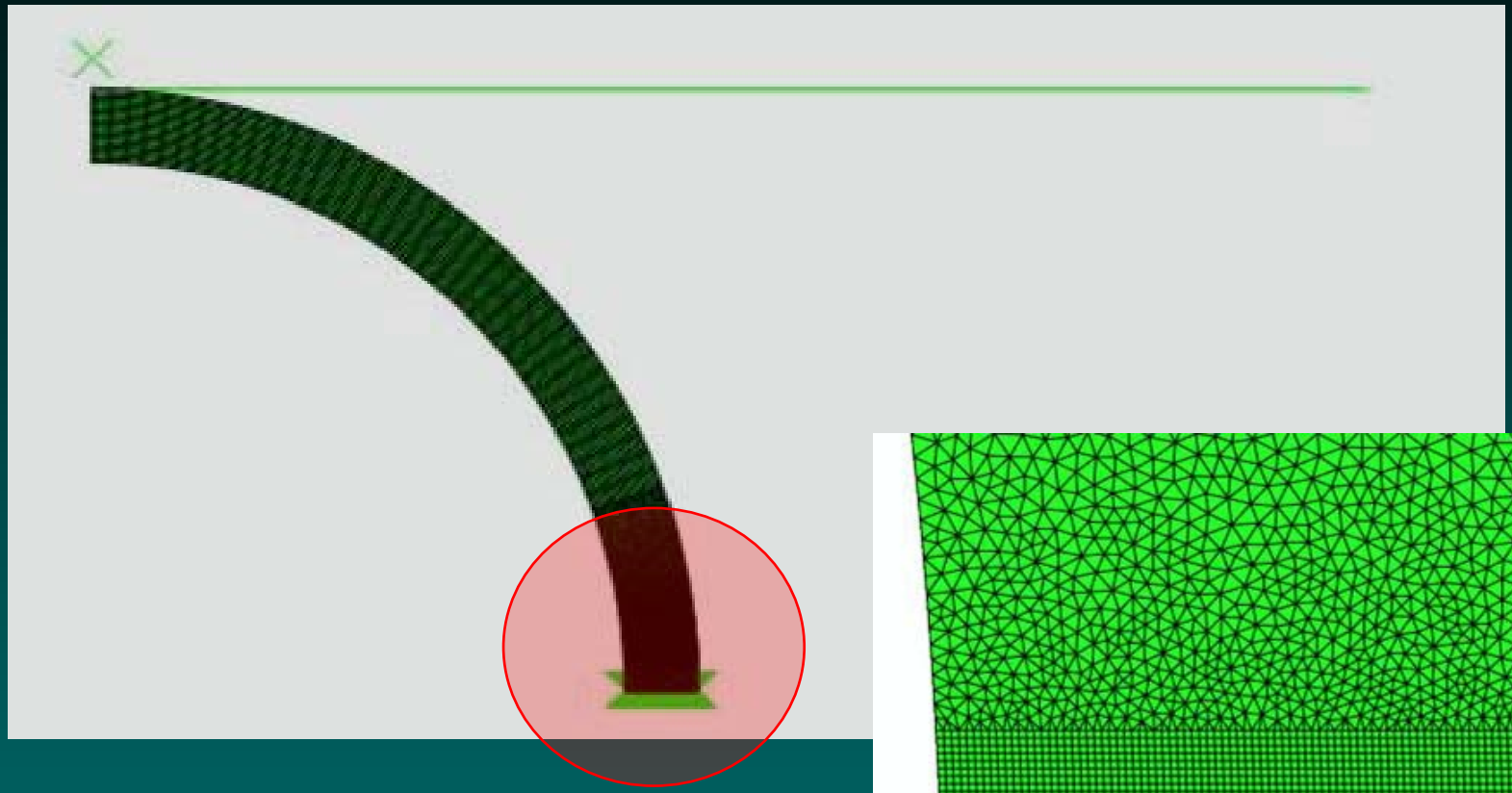
2D

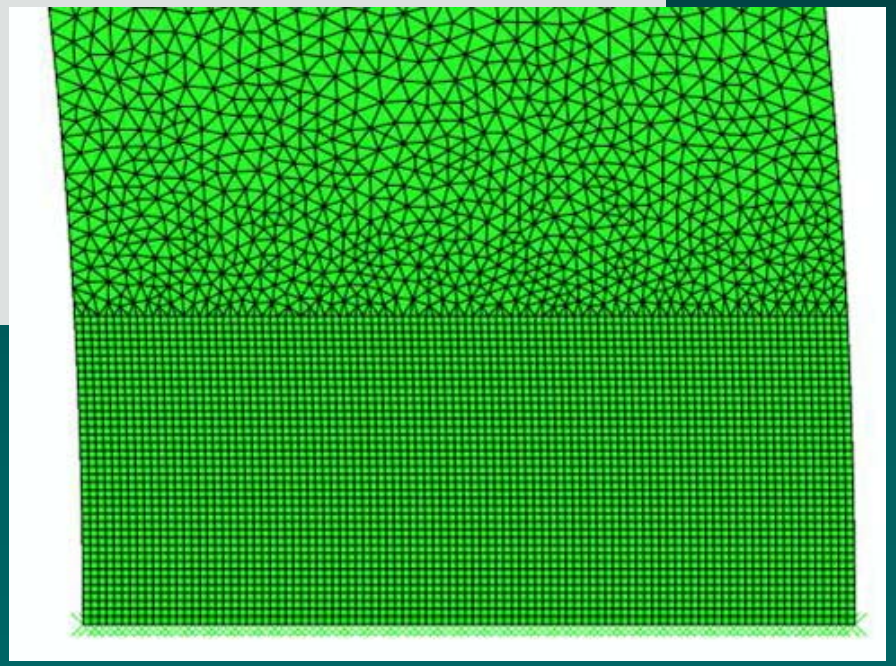
No linealidad geométrica

Malla semiestructurada: Estructurada en la zona de daño y en la región de aplicación de carga

Cuadriláteros de 8 nodos con un tamaño de 5 µm

Problema de contacto: Superficies Rígidas





Modelo de daño

Modelo cohesivo

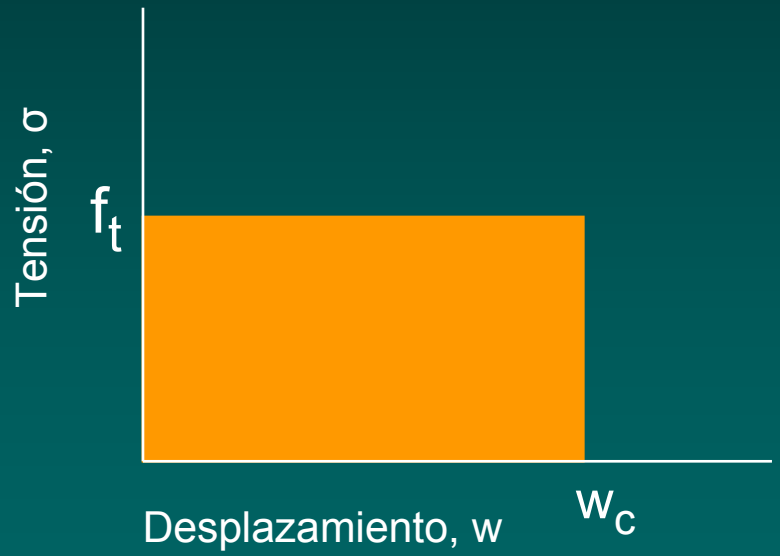
Curva de ablandamiento rectangular

Se introdujeron elementos de intercara cuadráticos propios de tres nodos

Variable de control: desplazamiento del primer nodo cohesivo

Curva de ablandamiento rectangular: funciona bien para metales

F.J. Gómez, A. Valiente, M.Elices: *"Cohesive modelling of the fracture of a neutron irradiated pressure vessel steel".* Nuclear Engineering and Design. V.219 (2002) 111-125

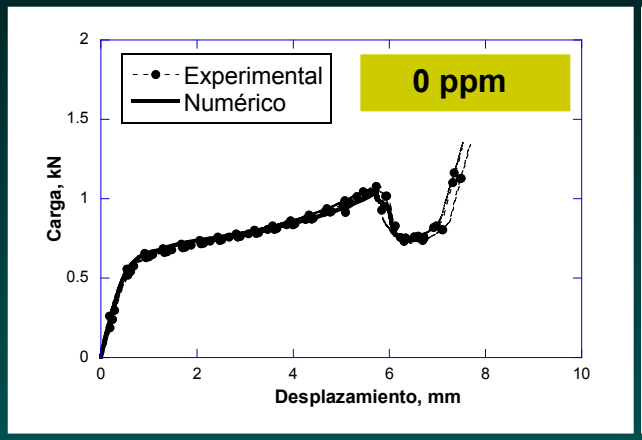


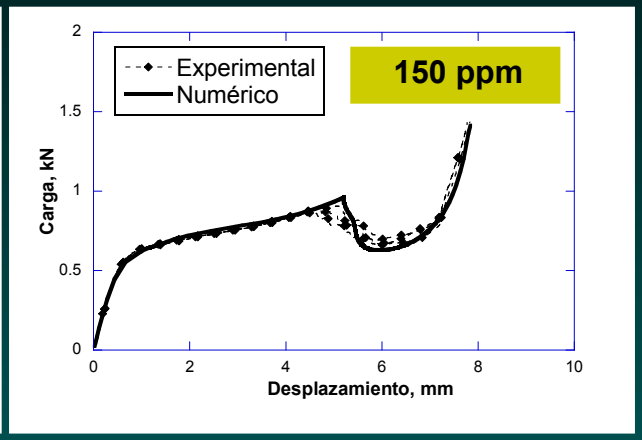
$$E' G_F = K_{IC}^2$$

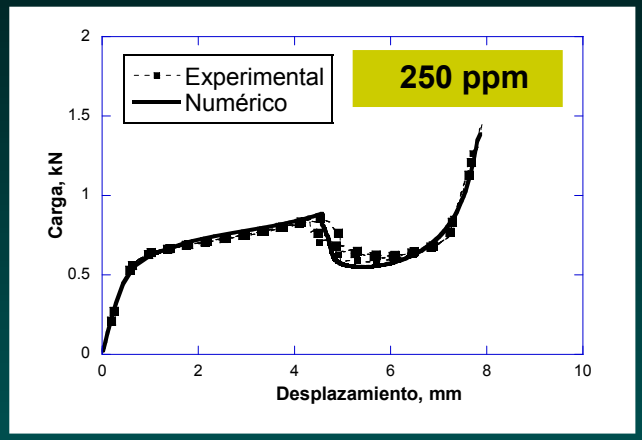
$$E' = \frac{E}{1-\nu^2}$$

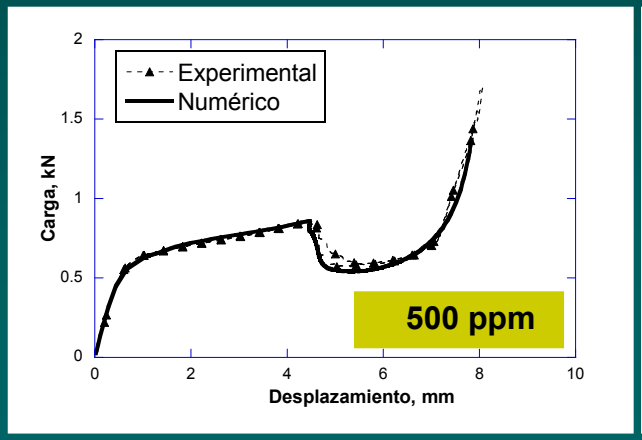
$$G_F = f_t w_C$$

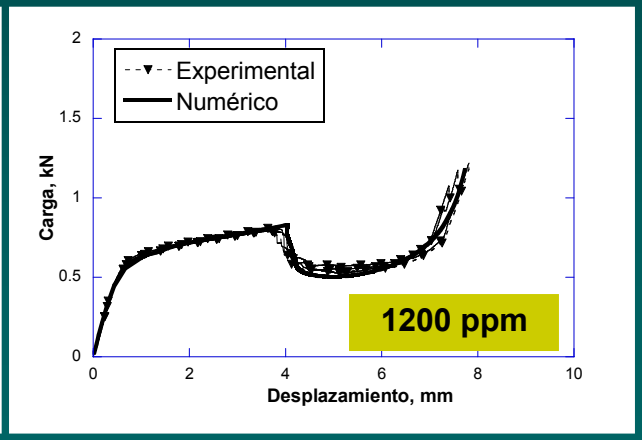
Curvas carga vs. desplazamiento y ajustes numéricos (0-2000 ppm), 20 ºC

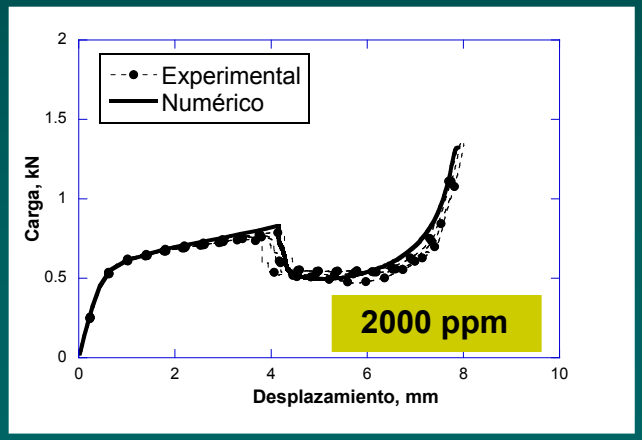






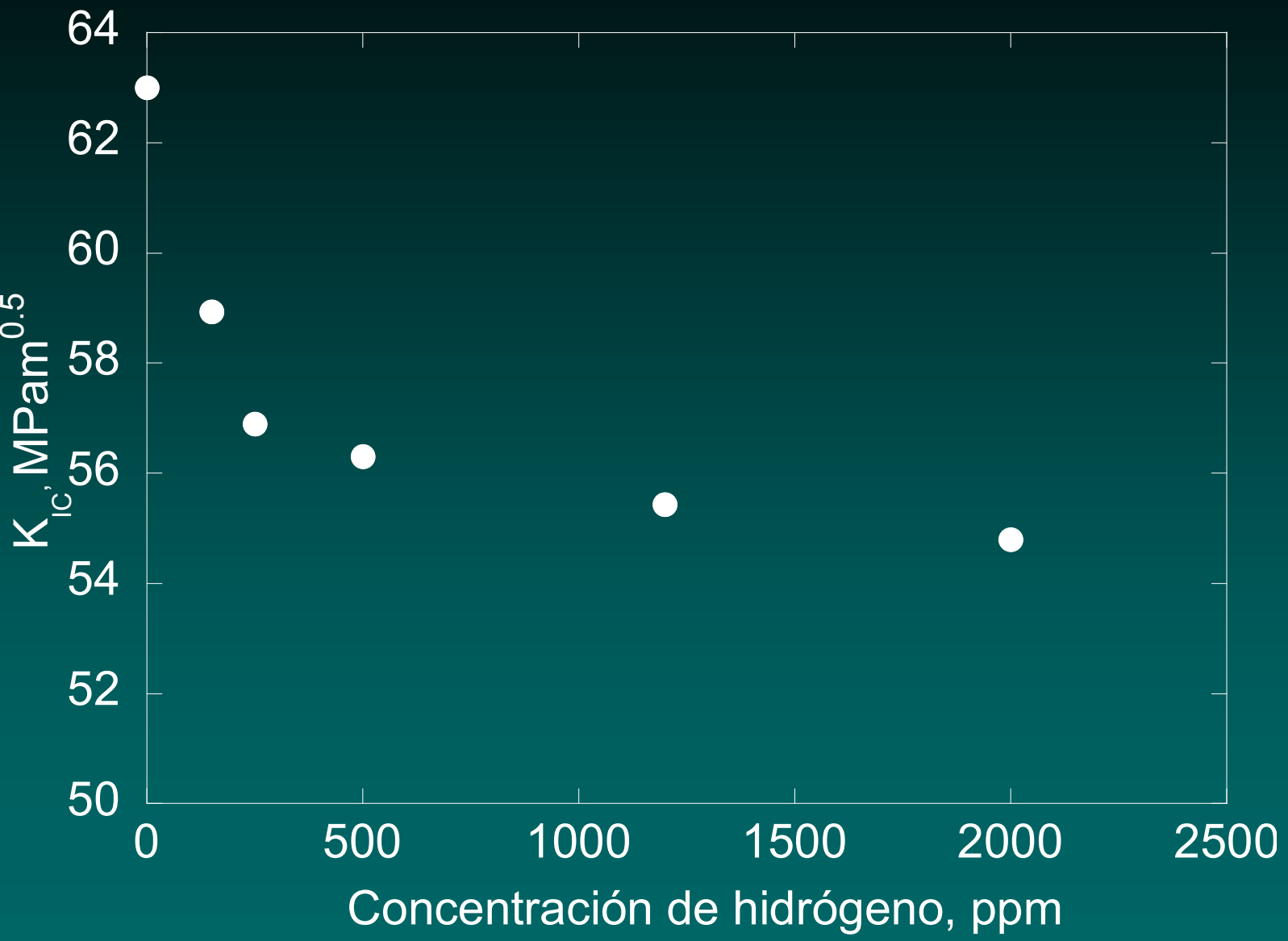






Constantes del modelo cohesivo

H(ppm)	f_t(MPa)	W_c(μm)	G_F(kN/m)
0	930	41,0	38,13
150	928	36,6	33,96
250	922	34,4	31,72
500	915	34,0	31,11
1200	912	33,0	30,10
2000	906	32,4	32,40


64
62
60
58
56
54
52
50
K_{IC}, MPam$^{0.5}$
0
500
1000
1500
2000
2500
Concentración de hidrógeno, ppm

Conclusiones

El ensayo de compresión diametral es un ensayo fácil de llevar a cabo y no depende de manera crítica de parámetros de difícil medida experimental. Estos factores hacen que sea un ensayo muy interesante para material irradiado

Aplicando el modelo de la fisura cohesiva al ensayo de compresión diametral se pueden obtener parámetros que caracterizan el comportamiento en rotura de las vainas, como la energía y tenacidad de fractura a partir de los registros experimentales carga vs. desplazamiento

El ensayo de compresión diametral es muy sensible a la presencia de hidruros. Con sólo 150 ppm se modifican de forma apreciable los registros carga vs desplazamiento. Para concentraciones de hidrógeno mayores no se producen cambios sustanciales en las curvas carga vs. desplazamiento.

Ensayo de compresión diametral

Ajuste de los registros experimentales carga vs. desplazamiento de los ensayos efectuados a 300 ºC sobre probetas con distintos contenidos de hidrógeno

Obtención de la curva tensión-deformación en dirección circunferencial a partir de los registros experimentales carga vs desplazamiento

Ensayos sobre muestras de vainas irradiadas

Ensayos de tracción en anillo

Aplicación de sistemas de extensometría que permitan la medida directa de la deformación local de la muestra

Introducción de los modelos de daño en el ensayo de tracción en anillo

Estudio del impacto radiológico de las centrales de carbón sobre sus entornos

Antonio Baeza

Universidad de Extremadura

Beatriz Robles

Ciemat

INDICE

Antecedentes

Objetivos

Necesidades operativas. La instalación

Evaluaciones

Conclusiones

ESTUDIO DEL IMPACTO RADIOLÓGICO DE LAS CENTRALES TÉRMICAS DE CARBÓN SOBRE SUS ENTORNOS

Antonio Baeza

Beatriz Robles

GOBIERNO DE ESPAÑA · MINISTERIO DE CIENCIA E INNOVACIÓN · Ciemat Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas · UNIVERSIDAD DE EXTREMADURA

ANTECEDENTES Y MOTIVACIÓN

En 1991

Recomendación de la I.C.R.P. (nº 60):

Se consideró la exposición de los trabajadores debida al ^{222}Rn y se incluyeron en el sistema de protección, el almacenamiento y las operaciones con materiales conteniendo cantidades significativas de radionucleidos naturales

En 1996

Directiva 96/29 de EURATOM:

Desarrolló las recomendaciones del ICRP-60, e introdujo un nuevo Título VII relativo al incremento significativo de la exposición debida a fuente naturales tanto para los trabajadores como para el público

En 2006

Reglamento de Protección sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes:

En su Titulo VII establece *"la necesidad de realizar los estudios precisos a fin de determinar si existe un incremento significativo de la exposición de los trabajadores o de los miembros del público..."*.

Determinando sobre qué tipo de actividades laborales, "*las actividades que generen residuos que habitualmente no se consideran radiactivos, pero que contengan radionucleidos naturales que provoquen un incremento significativo de la exposición de los miembros del público...*".

1er PLAN de I+D del Consejo de Seguridad Nuclear (2004 – 2008).6º PROGRAMA:

"Evaluación del impacto radiológico debido a las instalaciones, actividades o situaciones que, de forma real o potencial, liberen material radiactivo al medio ambiente y, por otro lado, a la evaluación de la exposición a la radiación natural"

Unidad de Protección Radiológica del Público y del Medio Ambiente.

CIEMAT

Valoración del impacto

Colaboración Científica

Laboratorio de Radiactividad Ambiental de la Universidad de Extremadura.

Uex

Soporte experimental

Equipo de trabajo:
David Cancio
Juan Carlos Mora
Beatriz Robles

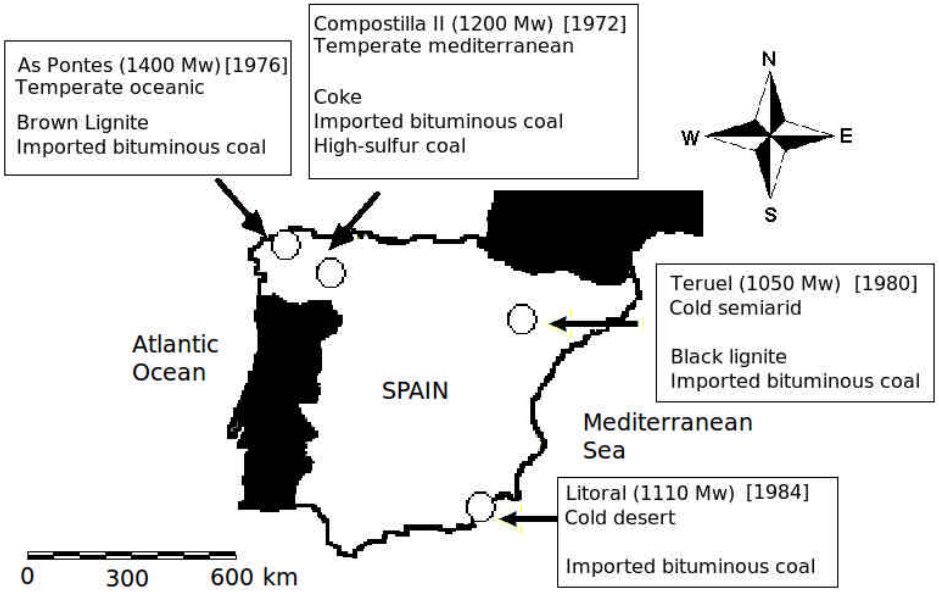
Equipo de trabajo:
Antonio Baeza
José Ángel Corbacho
José vasco
Javier Guillén

GOBIERNO DE ESPAÑA · MINISTERIO DE CIENCIA E INNOVACIÓN · Ciemat Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas · UNIVERSIDAD DE EXTREMADURA

OBJETIVOS

Objetivo Global:

Realizar la evaluación del impacto radiológico que ejercen, sobre sus trabajadores y sus respectivos entornos y poblaciones, las cuatro centrales térmicas de carbón de mayor potencia de nuestro país.



Debido a sus CARACTERÍSTICAS, probablemente se cubre un amplio espectro de la casuística existente.

1) Tienen distintas fechas de puesta en funcionamiento, estando construidas en principio a partir de diferentes propuestas tecnológicas

2) se encuentran localizadas en distintos entornos geográficos y sobre todo, con diferentes ambientes climatológicos

3) utilizan carbones de muy diferentes procedencias y características

4) el destino final de las escorias y cenizas generadas es también distinto.

OBJETIVOS

Objetivos Específicos:

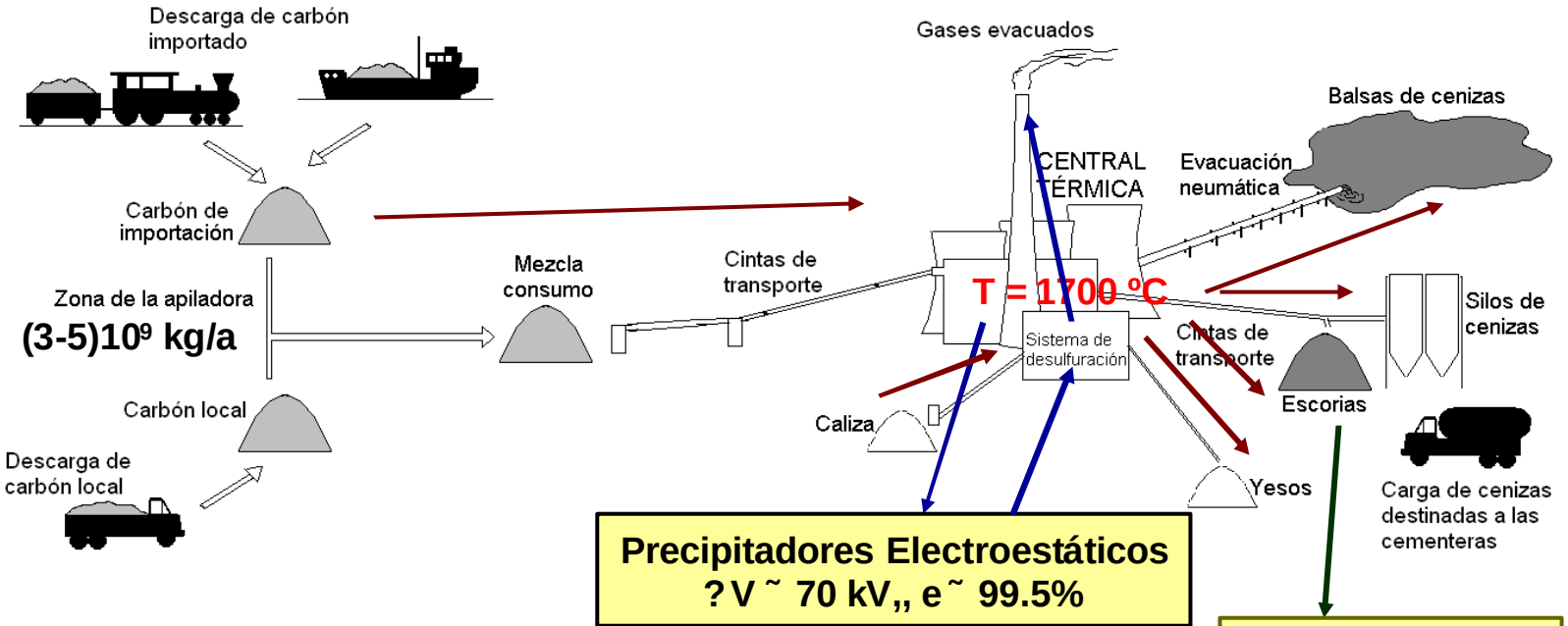
1º) La cuantificación de las características de cada uno de los términos fuente, especificando el tipo y cantidad de radionucleidos liberados, las vías de descarga mas relevantes y la localización o localizaciones más afectadas

2º) La determinación de la dosis efectiva total para cada una de las vías de exposición, teniendo en cuenta que los radionucleidos liberados son de origen natural y en principio, difícilmente distinguibles de los constituyentes primordiales del propio entorno.

Objetivo Adicional: *(A solicitud del CSN)*

La redacción de un Protocolo que sirva de guía con la que se pueda llevar a cabo el estudio radiológico de cualquier otra unidad de producción termoeléctrica (UPT), que utilice como combustible algún tipo de carbón,

Necesidades Operativas. La instalación

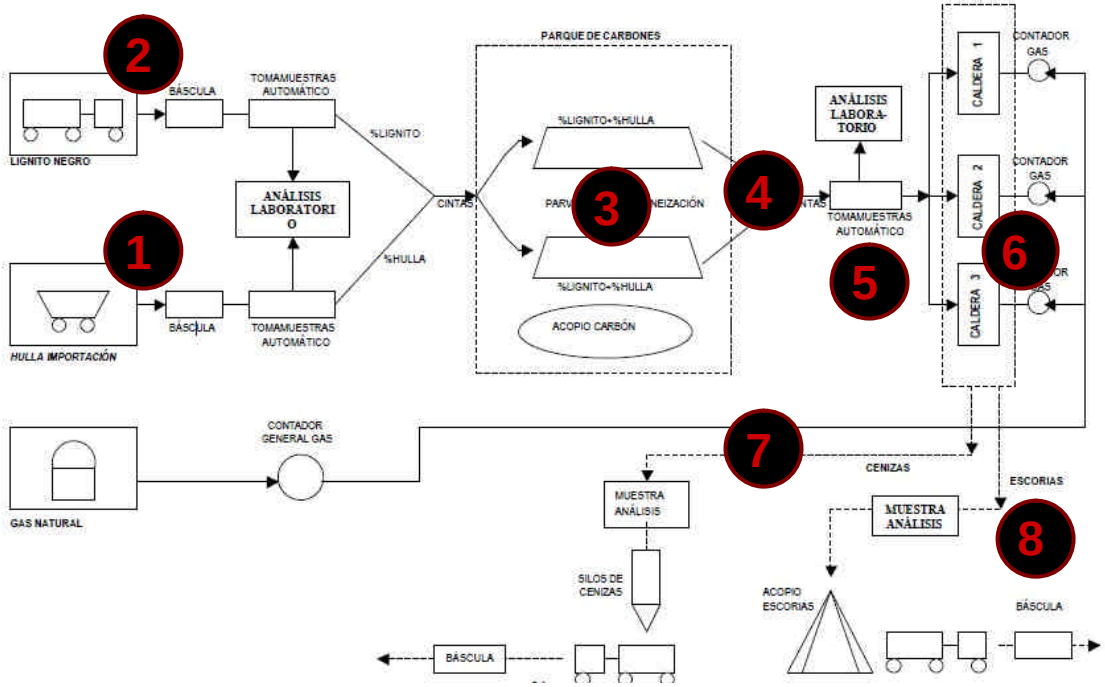


Precipitadores Electroestáticos
? V ˜ 70 kV,, e ˜ 99.5%

- **Balsas**
- **Escombreras**
- **Minas**
- **Otros …**

"Todas estas actividades se realizan con intervención humana"

Ejemplo. La UPT de Andorra (Teruel)



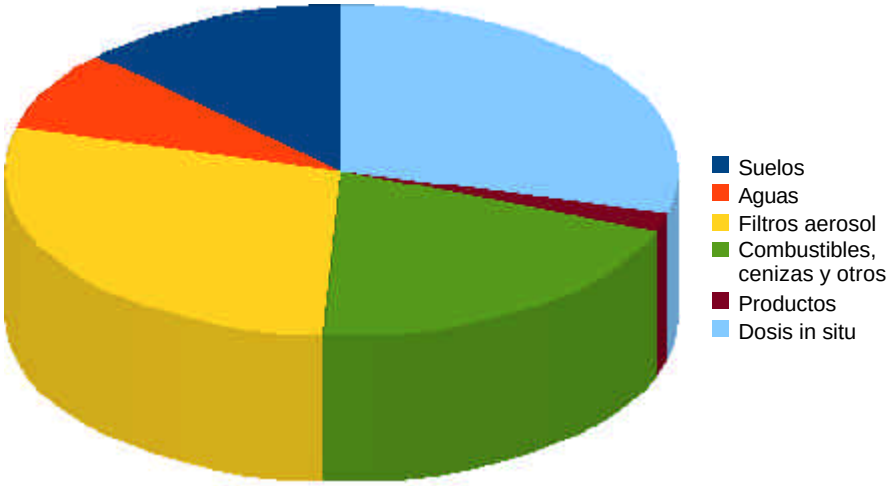
ACTIVIDADES IDENTIFICADAS:

A	Conducción de camiones
B	Control de pesaje y de características
C	Apilamiento con pala motorizada
D	Mantenimiento y reparación

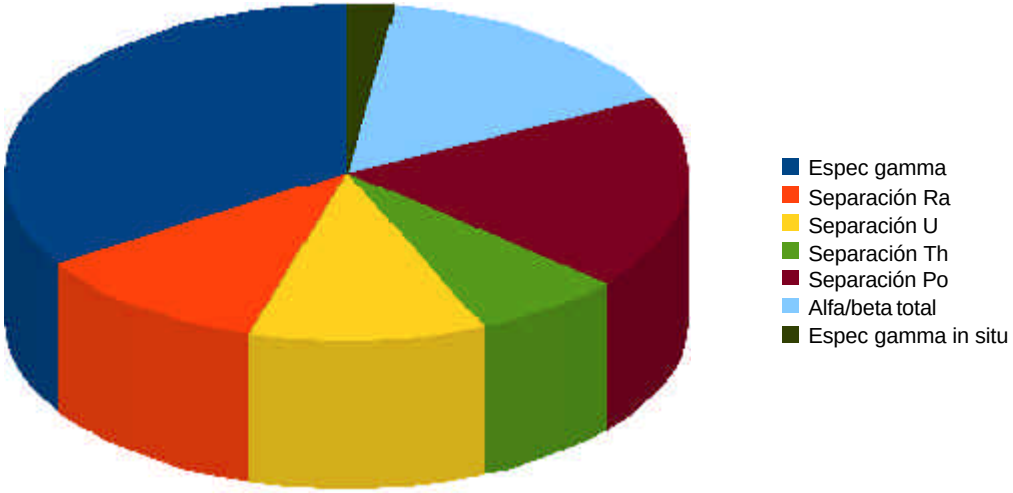
ETAPAS DEL FLUJO CARBONES – ESCORIAS – CENIZAS:

1	Recepción carbón Nacional A, B, C, D	5	Preparación de la mezcla de consumo D
2	Recepción carbón Importación B, C, D	6	Mantenimiento de las calderas D ---- IMPORTANTE en todas !! -----
3	Formación Parva Homogeneización D	7	Manipulación de las cenizas A, B, D
4	Retirada del carbón de las parvas D ---- IMPORTANTE en Carboneras !!! ------	8	Manipulación de las escorias A, C, D

TOTAL DE MUESTRAS RECOGIDAS: 494



TOTAL DE ANÁLISIS REALIZADOS: 767



1) Características Radiactivas de los combustibles

		Actividad ± DS (Bq / kg seco)			
Combustibles	**N**	**^{40}K**	**^{226}Ra**	**^{232}Th**	**^{210}Po**
Lignito Negro	2	113 ± 26	63 ± 2	19 ± 4	En proceso
Lignito Marrón	2	82 ± 18	12 ± 3	10 ± 4	72 ± 17
Carbón Bituminoso	9	59 ± 26	23 ± 7	23 ± 6	36 ± 24
Carbón con alto contenido en azufre	2	390 ± 100	36 ± 2	32 ± 5	En proceso
Coque	4	< 22	4 ± 2	< 6	En proceso
Mezcla de consumo en la UPT de Andorra	2	77 ± 32	56 ± 5	21 ± 2	65 ± 11
Mezcla de consumo en la UPT de Carboneras	4	62 ± 30	18 ± 4	20 ± 6	47 ± 20
Mezcla de consumo en la UPT de Compostilla	2	334 ± 13	34 ± 3	33 ± 3	118 ± 40
Mezcla de consumo en la UPT de As Pontes	2	< 28	< 5	< 5	14 ± 8

El valor mas elevado de los encontrados

Carbones importados de Sudáfrica, Colombia e Indonesia

Destilados de Carbones Bituminosos o de Petróleo

Rangos de actividades IAEA:

^{226}Ra: 1 – 206 Bq/kg, ^{232}Th: 1 – 170 Bq/kg, ^{210}Po: 3 – 52 Bq/kg, y ^{40}K: 4 – 785 Bq/kg.

2) Características Radiactivas de las calizas

Actividad ± DS (Bq / kg seco)	N	^{40}K	^{226}Ra	^{232}Th	^{210}Po
Calizas	4	35±12	20±2	< 5	42±7

3) Enriquecimientos Radiactivos de los subproductos

	Factor de Enriquecimiento ± e			
Carbón Empleado – Cenizas volantes	**^{40}K**	**^{226}Ra**	**^{232}Th**	**^{210}Po**
UPT de Andorra	4 ± 2	3,4 ± 0,3	3,5 ± 0,3	4 ± 1
UPT de Carboneras	4 ± 3	9 ± 3	8 ± 3	11 ± 8
UPT de Compostilla	3,3 ± 0,2	2,8 ± 0,3	2,8 ± 0,3	4 ± 1
UPT de As Pontes	9 ± 1	9,6 ± 0,4	9 ± 1	19 ± 11
Carbón empleado – Escorias				
UPT de Andorra	3 ± 1	2,7 ± 0,3	3,1 ± 0,3	1 ± 0,2
UPT de Carboneras	4 ± 2	8 ± 3	7 ± 4	0,2 ± 0,1
UPT de Compostilla	3,2 ± 0,2	2,5 ± 0,2	2,7 ± 0,3	0,2 ± 0,1
UPT de As Pontes	5 ± 1	5 ± 1	4,0 ± 0,4	2,4 ± 1,3

✓**Los niveles de enriquecimiento en ^{40}K, ^{226}Ra y ^{232}Th son relativamente similares en las escorias y en las cenizas de cada UPT.**

✓**Los mayores enriquecimientos se detectan en las UPTs de Carboneras y de As Pontes, que usan básicamente carbones bituminosos de importación, con bajo contenido radiactivo.**

✓**El enriquecimiento del ^{210}Po es muy superior en las cenizas que en las escorias, siendo inexistente en 3 de las UPTs estudiadas.**

4) Enriquecimientos Radiactivos de los yesos

Factor de Enriquecimiento ± e	**^{40}K**	**^{226}Ra**	**^{232}Th**	**^{210}Po**
Calizas - Yesos	0.57	0.8	----	0.58

✓ **No se observa enriquecimiento en los yesos para ninguno de los radionucleidos ensayados.**

Características de las aguas evacuadas

		pH	Conductividad (µS/cm)	Niveles de Actividad (mBq/L)				Dosis Efectiva (µSv/a)
				^{238}U	^{234}U	^{226}Ra	^{210}Po	
Aguas Continentales								
UPT Andorra	Entrada	8,4	737	16 ± 3	24 ± 3	4 ± 1	2,1 ± 0,4	4 ± 2
	Descarga	8,6	2490	89 ± 13	123 ± 17	13 ± 2	0,8 ± 0,2	10 ± 4
	Entrada	8,3	750	19 ± 4	28 ± 6	3,6 ± 0,4	Nm	2 ± 1
	Descarga	8,1	2250	49 ± 7	60 ± 12	5 ± 1	Nm	5 ± 1
UPT Compostilla	Entrada	10,6	209	6 ± 1	4 ± 1	1,4 ± 0,5	4 ± 1	6 ± 3
	Descarga	9,5	572	5 ± 1	6 ± 1	3 ± 1	17 ± 2	15 ± 7
	Entrada	7,9	171	2,0 ± 0,5	2,6 ± 0,3	0,5 ± 0,1	1,1 ± 0,2	1,2 ± 0,5
	Descarga	7,6	470	1,5 ± 0,3	1,8 ± 0,3	0,1 ± 0,06	1,8 ± 0,3	2 ± 1
UPT As Pontes	Entrada	6,5	69	2,1 ± 0,4	2,7 ± 0,4	5 ± 1	8 ± 1	8 ± 3
	Descarga	7	928	12 ± 2	12 ± 2	4 ± 1	1,7 ± 0,2	3 ± 1
	Entrada	5,3	62	1,7 ± 0,4	5 ± 1	3 ± 1	4 ± 1	4 ± 2
	Descarga	8,1	243	5 ± 1	7 ± 1	7 ± 2	2,5 ± 0,4	4 ± 2
Aguas marinas								
UPT Carboneras	Entrada	8,2	38800	40 ± 5	47 ± 6	2 ± 1	8 ± 1	----
	Descarga	8,2	38600	43 ± 4	50 ± 5	2 ± 0,4	3 ± 1	----

✓Incremento de las especies en disolución

✓Incremento de las actividades de uranio y radio

✓Incremento en determinadas condiciones de la actividad del polonio

En cualquier caso, la D.I.T. total y su incremento << 100 µSv/a (R.D.140/2003)

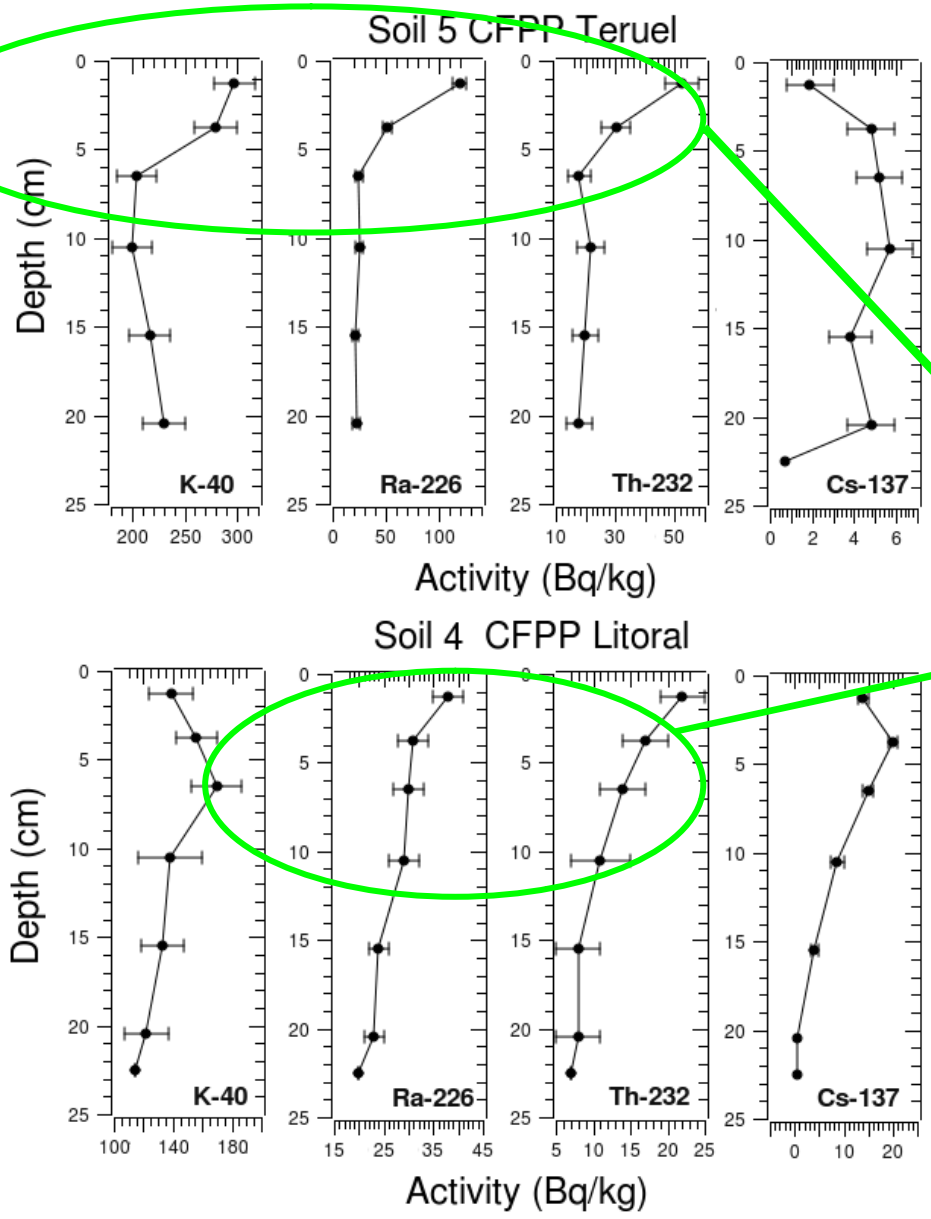
Características radiactivas de los aerosoles

UPT	Distancia a la UPT (km)	Características de la estación	Campaña 1 ^{210}Po ± e (mBq/m^3) (dry)	Campaña 2 ^{210}Po ± e (mBq/m^3) (wet)
Compostilla	4,3	Máxima deposición atmosférica	1,6 ± 0,3	1,0 ± 0,2
	4,9 - 7,1	Resto de estaciones (N)	0,9 – 2,0 (7)	0,3 – 0,8 (7)
	8,4	Fuera de influencia	2,7 ± 0,4	0,5 ± 0,1
Carboneras	3,2	Máxima deposición atmosférica	4,0 ± 0,5	1 ± 0,2
	3,2 – 20	Resto de estaciones (N)	1,7 ± 0,3 (1)	0,7 – 0,8 (2)
	15,5	Fuera de influencia	1,8 ± 0,1	0,9 ± 0,2
As Pontes	13	Máxima deposición atmosférica	1,6 ± 0,1	0,6 ± 0,1
	3,5 – 19,7	Resto de estaciones (N)	1,8 - 6,0 (5)	0,3 - 0,6 (5)
	29	Fuera de influencia	5,0 ± 1,2	0,27 ± 0,03
Andorra	7	Máxima deposición atmosférica	0,17 ± 0,02	0,07 ± 0,01
	-	Resto de estaciones (N)	0,4 - 0,6 (2)	0,4 ± 0,1 (1)

Clima seco, máximo nivel de Polonio en zona de máxima deposición

Clima húmedo, no coincide la zona de máxima deposición con los mayores valores del Polonio

Características radiactivas de los depósitos producidos



Suelo perturbado mecánicamente

Impacto de la Instalación

Suelo NO perturbado

Tasa de dosis por irradiación externa

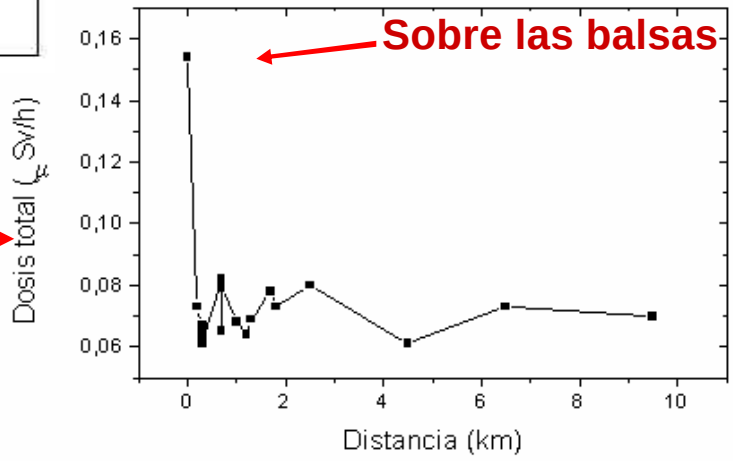
		Distancia de la UPT (km)	In situ H_{10} (nSv/h)
UPT Compostilla	1	4,3 (DA)	121 ± 18
	2	3,5	99 ± 15
	3	1,5	104 ± 16
	4	1,5	91 ± 14
	5	1	113 ± 17
UPT Carboneras	1	5	57 ± 8
	2	2,4	59 ± 8
	3	1	66 ± 10
	4	0,7	58 ± 8

Suelos con impactos de sus respectivas instalaciones

Sin reflejo Dosimétrico !!

		Distancia de la UPT (km)	In situ H_{10} (nSv/h)
UPT As Pontes	1	13 (DA)	113 ± 17
	2	4	100 ± 15
	3	3,8	79 ± 11
	4	3,8	89 ± 13
	5	3	81 ± 12
UPT Andorra	1	7 (DA)	70 ± 10
	2	2	71 ± 10
	3	1	64 ± 9
	4	0,7	84 ± 12
	5	0,2	74 ± 11

Impacto dosimétrico de la resuspensión desde las balsas de cenizas de la UPT de Andorra



Particularidades de las evaluaciones de las Industrias NORM

Los RN son naturales y, el incremento en su actividad es del mismo orden que la variabilidad del fondo natural

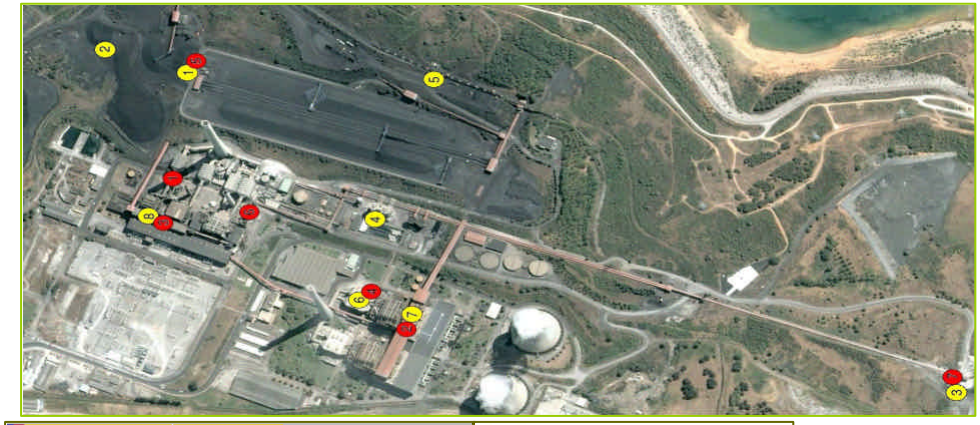
- ❖Dificultad para determinar la contribución de la industria sobre el fondo natural
- ❖Ausencia de estudios radiológicos preoperacionales
  - ✓Programa de muestreo en las zonas de influencia y de no influencia
  - ✓Modelos matemáticos que simulen el transporte de los RN

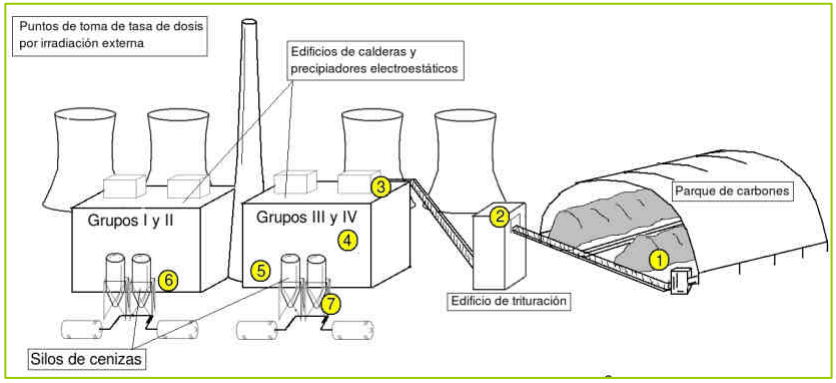
No siempre se puede considerar el equilibrio secular en las cadenas y subcadenas radiactivas. Los procesos productivos pueden romperlo

- ❖Normalmente no hay información acerca de la cantidad de los RN emitidos y su forma físico-química
- ❖Es necesario conocer el proceso productivo: reacciones químicas y condiciones de presión y temperatura que pueden llevar a pérdidas de RN, a enriquecimientos de los mismos o incluso a la formación de depósitos
  - ✓Programa de muestreo representativo
  - ✓Caracterización radiológica de efluentes, filtros, materias primas y subproductos

Proceso para evaluar estas Industrias NORM (1)

- ❖Conocer en profundidad el proceso industrial y los trabajos asociados al mismo
- ❖Conocer las condiciones reales de trabajo de los operarios para definir los grupos a evaluar y sus vías de exposición
- ❖Caracterizar radiológicamente las materias primas, subproductos filtros, productos de desecho…
- ❖Caracterizar radiológicamente los efluentes
- ❖Caracterizar la tasa de dosis equivalente ambiental H*(10) en el interior del recinto de la instalación
- ❖Muestrear aerosoles en el interior del recinto de la instalación





Proceso para evaluar estas Industrias NORM (2)

- Identificar áreas de no influencia de la instalación para cuantificar el fondo radiactivo natural
- Caracterizar radiologicamente los suelos, los cuerpos de agua de la zona definida de influencia
- Caracterizar la tasa de dosis equivalente ambiental H*(10) en el exterior del recinto de la instalación
- Muestrear aerosoles en el interior del recinto de la instalación
- Modelizar la dispersión de los vertidos

Proceso para evaluar estas Industrias NORM (3)

- Estudiar la zona de influencia: poblaciones cercanas y sus hábitos para definir los grupos más expuestos y sus vías de exposición
- Evaluar las dosis efectivas a los trabajadores y el público definidos
- Cuantificar las incertidumbres asociadas a cada una de las fases de la evaluación, para evitar sobrestimaciones y subestimaciones de la dosis efectiva calculada

Definición y selección de los grupos de trabajadores

Identificar adecuadamente:

- ✓Las distintas tareas que llevan a cabo
- ✓ Los sistemas de ventilación
- ✓ Los tiempos de permanencia en las diferentes zonas
- ✓ Utilización de equipos de protección individual

Clasificar los trabajadores e identificar las vías de exposición para cada grupo definido

Grupo de trabajadores	Ext	Inh
A- Camioneros que transportan todos los materiales excepto las cenizas	SI	SI
B- Camioneros que transportan cenizas	SI	SI
C- Conductores de los trenes de carbón	SI	SI
D- Operadores de descarga de los vagones	SI	SI
E- Conductores de las palas mecánicas	SI	SI
F- Operadores de mantenimiento	SI	SI

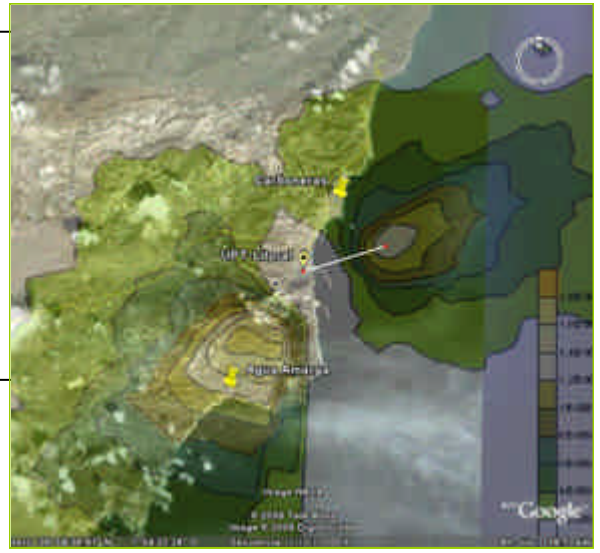
Definición y selección de los grupos de población más expuestos

Identificar adecuadamente:

- ✓ Las poblaciones con posible influencia de la instalación
- ✓ Zonas de producción de alimentos (cultivos, piscicultura, …)
- ✓ Los tiempos de permanencia en las diferentes zonas
- ✓ Áreas con posible uso recreativo influenciadas por la instalación

Definir los escenarios para el público

Escenarios para el Público	Ext	Inh
A- Agrícola/urbano zona máximo impacto gaseoso	SI	SI
B- Recreativo zona de balsas	SI	SI
C- Recreativo zona máximo impacto efluente gaseoso	SI	SI

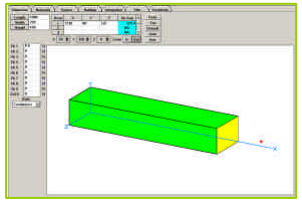


Evaluación de las dosis efectivas a los trabajadores y al público

- Se llevó a cabo a partir de las medidas realizadas en la UEX y otras realizadas en la propia instalación (datos meteorológicos de la instalación, composición química,…)
- Se realizaron hipótesis razonables sobre las concentraciones de actividad en las cadenas de desintegración
- Observación directa de hábitos de trabajo (filtros, factores de ocupación, utilización de medidas de protección personal,...)
- Datos proporcionados por instalación (materiales y dimensiones de los remolques, masas transportadas...)
- Modelos, implementados en su mayor parte en códigos:

CROM: Código de cálculo para la realización de evaluaciones de dosis a los grupos críticos como consecuencia de las descargas al medio ambiente de instalaciones radiactivas y nucleares en condiciones de operación normal

→ Dosis interna por inhalación y dosis externa al público (inm nube + dep suelo)



MICROSHIELD: Permite realizar simulaciones de geometrías sencillas. Calcula las contribuciones de la radiación gamma en dosis superficial y profunda

→ Dosis externa en conductores de camiones y trenes

GOBIERNO DE ESPAÑA · MINISTERIO DE CIENCIA E INNOVACIÓN · Ciemat Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas · UNIVERSIDAD DE EXTREMADURA

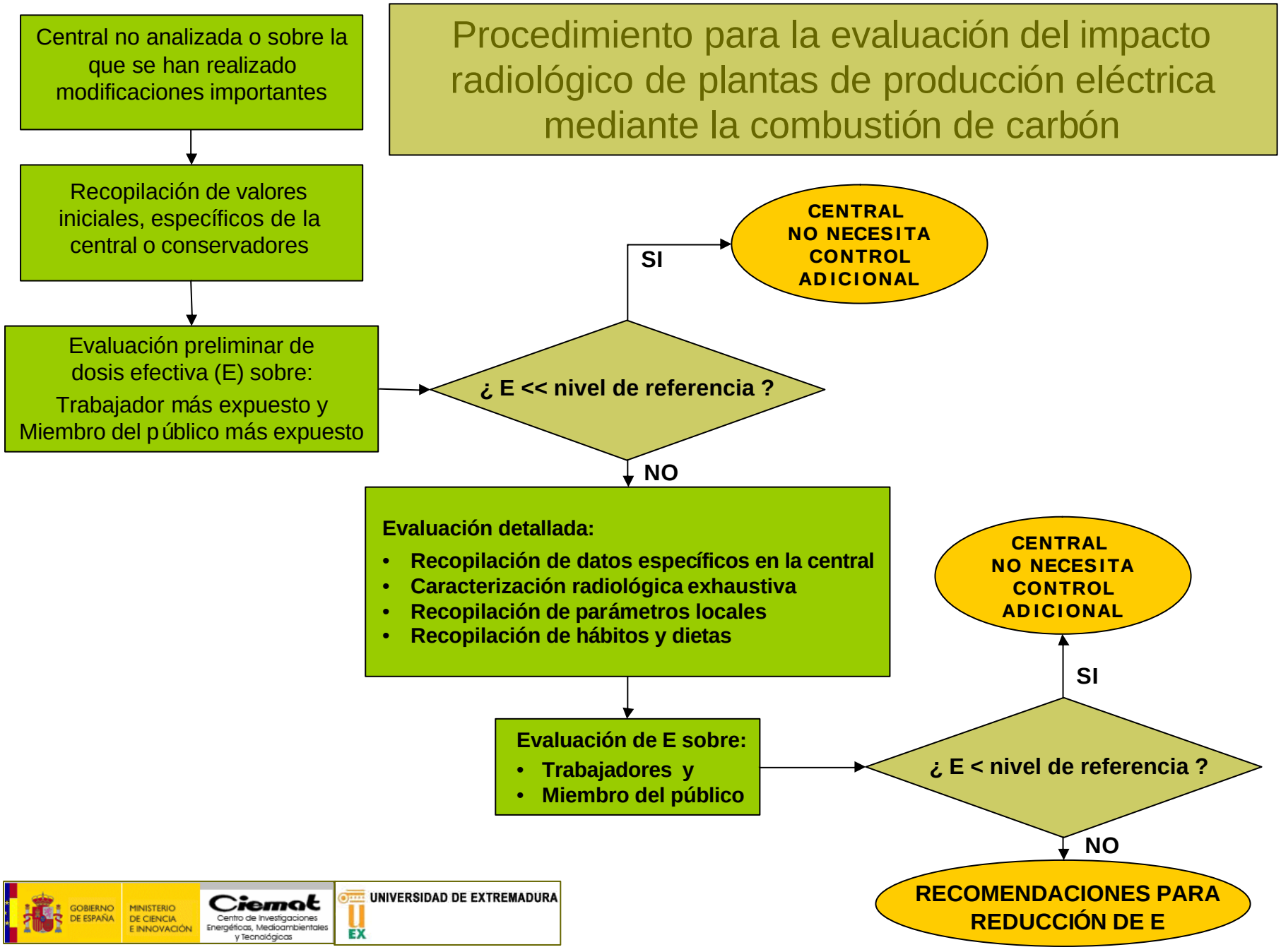
Conclusiones globales del Proyecto (1)

- El contenido de RN naturales detectado en carbones fue siempre inferior a los niveles de desclasificación y exención para grandes cantidades de materiales recogido en la Safety Guide RS-G-1.7 del OIEA y el Radiation Protection 122 Part II
- En las cenizas, escorias y yesos tampoco se superaron dichos valores, con la excepción de cenizas de la UPT Litoral donde la concentración de ^{210}Po (962±154 Br kg^{-1}) ˜ 1000 (OIEA) < 5000 (UE)
- Solo en la UPT de Compostilla II se detectó un ligero incremento de ^{210}Po aguas abajo atribuido a la escorrentía en épocas de lluvia desde la escombrera.
- Las medidas en suelos no evidenciaron impacto alguno a excepción de dos muestras tomadas en las proximidades de las balsas de cenizas de las UPT de Teruel y Litoral.
- Los valores de tasa de dosis equivalente ambiental fueron inferiores en el interior de las instalaciones que en el exterior, salvo sobre las balsas de cenizas y escombreras

Conclusiones globales del Proyecto (2)

- Los valores más elevados de radiactividad en aire se encontraron en las zonas donde debido a las tareas habituales se produce una mayor resuspensión de materiales y subproductos
- En las muestras de alimentos tomadas no se detectaron valores que evidenciaran ningún incremento achacable al funcionamiento de las instalaciones
- El impacto radiactivo calculado de las instalaciones sobre las poblaciones más influenciadas por los vertidos fue despreciable desde el punto de vista de la protección radiológica en todas las instalaciones estudiadas. Los valores máximos fueron del orden de decenas de $\mu Sv\ a^{-1}$
- Para los trabajadores las dosis efectivas calculadas para los grupos considerados, no superaron nunca 1 $mSv\ a^{-1}$, siendo el valor máximo calculado 0.1 $mSv\ a^{-1}$ para los conductores de camiones de cenizas de la UPT Litoral
- En el estudio realizado durante las operaciones de mantenimiento de la caldera en la UPT Compostilla II, la dosis efectiva calculada para los trabajadores durante estas tareas de mantenimiento en el interior de la caldera y bajo hipótesis conservadoras fue inferior a 1 $mSv\ a^{-1}$

Procedimiento para la evaluación del impacto radiológico de plantas de producción eléctrica mediante la combustión de carbón



Las cátedras universitarias del CSN. Reconocimiento de los mejores trabajos realizados durante 2009

Antonio Gea Malpica

Gabinete Técnico de Presidencia, CSN

INDICE

Las cátedras universitarias del CSN

Reconocimiento de los mejores trabajos realizados durante 2009

LAS CÁTEDRAS UNIVERSITARIAS DEL CSN

RECONOCIMIENTO DE LOS MEJORES TRABAJOS REALIZADOS DURANTE 2009

ANTONIO GEA
GABINETE TÉCNICO DE PRESIDENCIA

ACTUALMENTE HAY FIRMADOS TRES CONVENIOS:

- ETSI DE MINAS (MADRID)
- ETSI INDUSTRIALES (MADRID)
- ETSI DE INDUSTRIALES (BARCELONA)

SE INICIARION EN ENERO DE 2005

OBJETO DE LAS CÁTEDRAS:

- COMPLEMENTAR LA FORMACIÓN DE ALUMNOS EN TECNOLOGÍA NUCLEAR, SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA.

- DOTAR FUNDAMENTALMENTE DE BECAS DE DOCTORADO Y PROYECTOS DE FIN DE CARRERA.

- FOMENTAR COLABORACIÓN CON UNIVERSIDADES Y CENTROS DE INVESTIGACIÓN, COMPLETANDO FORMACIÓN DE ALUMNOS Y PROFESORES.

ACTUACIONES DESARROLLADAS:

- DOTACIÓN DE 60.000 € ANUALES PARA CADA CÁTEDRA.

- COMITÉS DE COORDINACIÓN CON TRES MIEMBROS DEL CSN (UNO DE ELLOS CONSEJERO) Y TRES MIEMBROS DE LA UNIVERSIDAD CORRESPONDIENTE.

ACTUACIONES DESARROLLADAS:

CÁTEDRA FEDERICO GODED (ETSII UPM):

✓CURSOS DE POSTGRADO DE TERMOHIDRÁULICA AVANZADA Y DE FIABILIDAD Y RIESGO.

✓5 BECAS PARA TESIS DOCTORALES (2 FINALIZADAS).

✓20 BECAS PARA PROYECTOS FIN DE CARRERA.

ACTUACIONES DESARROLLADAS:

CÁTEDRA CSN (ETSIM UPM):

✓ ASIGNATURAS DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD DE INSTALACIONES NUCLEARES Y DE APLICACIONES INDUSTRIALES DE RADIACIÓN Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA PARA EL TÍTULO DE GRADO (225 Y 153 ALUMNOS CON ALGUNOS PROFESORES DEL CSN).

✓ CURSO DE POSTGRADO SOBRE METODOLOGÍAS PARA EL ANÁLISIS DE SEGURIDAD, CÓDIGOS TERMOHIDRÁULICOS, OPERACIÓN Y ANÁLISIS DE RIESGO EN PARADA, MODIFICACIONES ETF MEDIANTE ANÁLISIS INFORMADO POR EL RIESGO Y VIGILANCIA, INSPECCIÓN Y MANTENIMIENTO EN CENTRALES NUCLEARES.

✓ 4 BECAS PARA TESIS DOCTORALES (1 FINALIZADA).

✓ 4 BECAS PARA PROYECTOS DE FIN DE CARRERA.

✓ ASISTENCIA A CURSOS EN EL EXTRANJERO DE ALUMNOS DE DOCTORADO (5).

ACTUACIONES DESARROLLADAS:

CÁTEDRA ARGOS (ETSII UPC):

✓ 21 BECAS PARA TESIS DOCTORALES, COFINANCIADAS EL 40% POR EL EQUIPO INVESTIGADOR DEL ESTUDIANTE DE DOCTORADO (7 FINALIZADAS).

✓38 BECAS PARA PROYECTOS DE FIN DE CARRERA.

✓21 BECAS DE INICIACIÓN A LA INVESTIGACIÓN Y DESARROLLO.

✓11 BECAS PARA FOMENTAR LA PARTICIPACIÓN EN LA RED ENEN.

✓9 AYUDAS A COFINANCIACIÓN DE EQUIPAMIENTO CIENTÍFICO (50%).

MEJORES TRABAJOS REALIZADOS DURANTE 2009:

CÁTEDRA FEDERICO GODED (ETSII UPM):

PROYECTO DE FIN DE CARRERA

METODOLOGÍA PARA PROPAGAR INCERTIDUMBRES DE LOS DATOS NUCLEARES MEDIANTE CÓDIGOS DETERMINISTAS EN CÁLCULOS DE BLINDAJE.

AUTOR: MARÍA ALVARIÑO DE LA SERNA.

TESIS DOCTORAL

DESARROLLO DE LA RESOLUCIÓN DEL PROBLEMA DEL ACOPLAMIENTO NEUTRÓNICO Y TERMOHIDRÁULICO CON UN SISTEMA DE CÁLCULO MULTIESCALA.

AUTOR: JAVIER JIMÉNEZ ESCALANTE.

MEJORES TRABAJOS REALIZADOS DURANTE 2009:

CÁTEDRA CSN (ETSIM UPM):

PROYECTO DE FIN DE CARRERA

ESTUDIO DE LA CONVENIENCIA DEL DISPARO DE LAS BOMBAS DEL PRIMARIO EN SECUENCIAS DE MBLOCA DE DISTINTOS TAMAÑOS, DISTINTAS LOCALIZACIONES E INDISPONIBILIDAD DEL SISTEMA DE INYECCIÓN DE ALTA PRESIÓN.

AUTOR: DAVID PRADA TOLEDO.

CURSOS

CURSO DE VIGILANCIA, INSPECCIÓN Y MANTENIMIENTO EN CENTRALES NUCLEARES.

MEJORES TRABAJOS REALIZADOS DURANTE 2009:

CÁTEDRA ARGOS (ETSII UPC):

PROYECTO FIN DE CARRERA

SEGURIDAD RADIOLÓGICA DEL ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO (FUENTES DE RADIACIÓN, DISEÑO DE BLINDAJES DE ALMACENES EN SECO Y CONSECUENCIAS RADIOLÓGICAS DE ACCIDENTES).

AUTOR: DAVID LÓPEZ FERNÁNDEZ.

TESIS DOCTORAL

ESTUDIO DE LAS CONCENTRACIONES ATMOSFÉRICAS DINÁMICAS DE RADÓN EN LAS ESTACIONES DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA ESPAÑOLAS Y SU APLICACIÓN AL MOVIMIENTO DE MASAS DE AIRE.

AUTOR: DELIA ARNOLD.

Muchas gracias por su atención