



# **Surveillance de l'exposition interne aux rayonnements ionisants des travailleurs en France**

L'expérience du SCPRI  
et de l'OPRI

Alain BIAU

Club Histoire SFRP - 15 octobre 2012



# I – L'Exposition interne

## Définitions



# L'exposition interne aux rayonnements ionisants

## Définitions

On parle d'exposition interne lorsqu'un radionucléide pénètre dans l'organisme d'un individu. Selon la nature du radionucléide, il va se fixer sur tel ou tel organe ou sur l'organisme entier.

Au sein de l'organe les rayonnements  $\alpha, \beta, \gamma$  ou neutrons vont délivrer tout ou partie de leur énergie et donc une dose absorbée:

$$D = \sum_i E_i / m$$

$E_i$  = Energie du rayonnement  $i$

$m$  = masse de l'organe



## **L'exposition interne aux rayonnements ionisants**

### Voies d'accès de l'exposition interne

- Inhalation de vapeurs ou d'aérosols
- Ingestion
- Blessure en milieu radioactif
- Diffusion à travers la peau en cas de contamination de surface

En milieu professionnel le risque le plus courant est lié à l'inhalation



## **II – CIPR et réglementation française**

### **Evolutions des recommandations de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) et de la Réglementation française de 1959 à 2003.**

La CIPR, créée en 1928, est composée d'experts internationaux et publie des recommandations générales et des documents techniques qui servent de référence pour les réglementations d'un grand nombre de pays et en particulier la France.



## Evolution de la CIPR et de la réglementation française

- 1958: Premières Recommandations

Dans la publication 2 en 1959, la CIPR définit des grandeurs qui serviront longtemps à la surveillance de l'exposition interne :

Cette publication a été rédigée par le groupe suivant :

R.M. SIEVERT (Suède) Président

E.E. POCHIN (Grande Bretagne) Vice Président

W. BINKS (Allemagne), **L. BUGNARD** (France)

H. HOLTHUSEN (Allemagne), J.C. JACOBSEN (Danemark),

R.G. JAEGER (Allemagne), J.F. LOUTIT (Grande Bretagne), K.Z. MORGAN (USA), R.S. STONE (USA),

L.S. TAYLOR (USA), Sir Ernest Rock CARLING (Grande Bretagne) Président Emérite, G. FAILLA (USA) Vice Président Emérite et B. LINDELL (Suède) Secrétaire



## 1959 : CIPR Publication 2

La publication 2 donne une somme d'indications sur l'exposition interne mais du point de vue pratique l'essentiel est:

Maximum permissible burden **q**  
(Quantité Maximale Admissible **QMA**)

$$q (\mu\text{Ci}) = 100\text{mR} / 3.7 \times 10^4 \times 1.6 \times 10^{-6} \times 6.05 \times 10^5 f_2 \varepsilon$$

100 = 100 ergs/g par rad

m = masse de l'organe en grammes

R = 0.1 rad par semaine

$3.7 \times 10^4$  désintégrations par seconde pour 1  $\mu\text{Ci}$

$1.6 \times 10^{-6}$  ergs / Mev

$6.05 \times 10^5$  secondes par semaine

$f_2$  = fraction de la charge corporelle dans l'organe de référence

$\varepsilon$  = énergie pondérée déposée dans l'organe pour chaque désintégration du radionucléide en tenant compte de l'EBR de chaque rayonnement émis



## CIPR Publication 2 suite

Le tableau suivant, extrait de la publication 2 de la CIPR, présente, pour chaque radionucléide et pour différents organes, la charge maximale admissible **q (QMA)** et les **MPC<sub>a</sub>** et **MPC<sub>w</sub>**, « Maximum Permissible Concentrations » in air and in water, pour 40 h de travail par semaine et pour 168 h par semaine sans travail.

Sachant qu'on considère :

Volume d'air inspiré durant 8 h de travail = **1. 10<sup>7</sup> cm<sup>3</sup>** soit la moitié du volume d'air inspiré durant 24 h.

Volume d'eau incorporé durant 8 h de travail = **1100 cm<sup>3</sup>** soit la moitié du volume d'eau consommée durant 24 h

# CIPR Publication 2 Tableau I

PERMISSIBLE DOSE FOR INTERNAL RADIATION

47

Radionuclide and type of decay	Organ of reference (critical organ <b>bold face</b> )	Maximum permissible burden in total body $q(\mu\text{c})$	Maximum permissible concentrations				
			For 40 hr week		For 168 hr week		
			(MPC) <sub>w</sub> ( $\mu\text{c}/\text{cm}^3$ )	(MPC) <sub>a</sub> ( $\mu\text{c}/\text{cm}^3$ )	(MPC) <sub>w</sub> ( $\mu\text{c}/\text{cm}^3$ )	(MPC) <sub>a</sub> ( $\mu\text{c}/\text{cm}^3$ )	
<sup>30</sup> Zn <sup>65</sup> $\beta^-$ , $\epsilon$ , $\gamma$	(sol.)	<b>Total body</b>	60	$3 \times 10^{-3}$	$10^{-7}$	$10^{-3}$	$4 \times 10^{-8}$
		<b>Prostate</b>	70	$4 \times 10^{-3}$	$10^{-7}$	$10^{-3}$	$4 \times 10^{-8}$
		<b>Liver</b>	80	$4 \times 10^{-3}$	$10^{-7}$	$10^{-3}$	$5 \times 10^{-8}$
		Kidney	100	$6 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^{-7}$	$2 \times 10^{-3}$	$7 \times 10^{-8}$
		GI (LLI)		$6 \times 10^{-3}$	$10^{-6}$	$2 \times 10^{-3}$	$4 \times 10^{-7}$
		Pancreas	200	$7 \times 10^{-3}$	$3 \times 10^{-7}$	$3 \times 10^{-3}$	$9 \times 10^{-8}$
		Muscle	200	0.01	$4 \times 10^{-7}$	$4 \times 10^{-3}$	$10^{-7}$
		Ovary	300	0.01	$5 \times 10^{-7}$	$4 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^{-7}$
		Testis	400	0.02	$6 \times 10^{-7}$	$6 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^{-7}$
		Bone	700	0.04	$10^{-6}$	0.01	$4 \times 10^{-7}$
	(insol.)	<b>Lung</b>		$6 \times 10^{-8}$		$2 \times 10^{-8}$	
		<b>GI (LLD)</b>		$9 \times 10^{-7}$	$2 \times 10^{-3}$	$3 \times 10^{-7}$	
<sup>30</sup> Zn <sup>69m</sup> $\gamma$ , $e^-$ , $\beta^-$	(sol.)	<b>GI (LLD)</b>		$2 \times 10^{-3}$	$4 \times 10^{-7}$	$7 \times 10^{-4}$	$2 \times 10^{-7}$
		<b>Prostate</b>	0.7	0.01	$4 \times 10^{-7}$	$4 \times 10^{-3}$	$10^{-7}$
		Pancreas	5	0.07	$3 \times 10^{-6}$	0.02	$9 \times 10^{-7}$
		Liver	8	0.1	$5 \times 10^{-6}$	0.05	$2 \times 10^{-6}$
		Kidney	10	0.2	$8 \times 10^{-6}$	0.07	$3 \times 10^{-6}$
		Ovary	10	0.2	$8 \times 10^{-6}$	0.07	$3 \times 10^{-6}$
		Total body	30	0.5	$2 \times 10^{-5}$	0.2	$6 \times 10^{-6}$
		Testis	30	0.5	$2 \times 10^{-5}$	0.2	$6 \times 10^{-6}$
		Bone	40	0.6	$2 \times 10^{-5}$	0.2	$7 \times 10^{-6}$
		Muscle	100	2	$8 \times 10^{-5}$	0.7	$3 \times 10^{-5}$
	(insol.)	<b>GI (LLD)</b>		$2 \times 10^{-3}$	$3 \times 10^{-7}$	$6 \times 10^{-4}$	$10^{-7}$
		Lung		$2 \times 10^{-6}$		$8 \times 10^{-7}$	
<sup>30</sup> Zn <sup>69</sup> $\beta^-$	(sol.)	<b>GI (S)</b>		0.05	$10^{-5}$	0.02	$4 \times 10^{-6}$
		<b>Prostate</b>	0.8	0.2	$7 \times 10^{-6}$	0.07	$2 \times 10^{-6}$
		Pancreas	5	1	$5 \times 10^{-5}$	0.5	$2 \times 10^{-5}$
		Liver	10	3	$10^{-4}$	1	$4 \times 10^{-5}$
		Ovary	20	4	$10^{-4}$	1	$5 \times 10^{-5}$
		Kidney	20	4	$2 \times 10^{-4}$	2	$5 \times 10^{-5}$
		Testis	30	9	$3 \times 10^{-4}$	3	$10^{-4}$
		Bone	40	10	$4 \times 10^{-4}$	3	$10^{-4}$
		Total body	50	10	$5 \times 10^{-4}$	5	$2 \times 10^{-4}$
		Muscle	200	60	$2 \times 10^{-3}$	20	$7 \times 10^{-4}$



## 1967 Décret n° 67 – 228 du 15 Mars 1967

Le Décret du 15 Mars 1967 portant règlement d'administration publique relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants.

Signé Georges POMPIDOU 1<sup>er</sup> Ministre et Jean-Marcel JEANNENEY Ministre des affaires sociales.

Les premières recommandations de la CIPR sont prises en compte dans ce décret concernant les conditions de travail, la classification des travailleurs DATR, les limites de doses, les contrôles réglementaires et autres dispositions encore en cours aujourd'hui.

Limite d'équivalent de dose  **$D = 5 (N - 18)$**  en rems où N est l'âge en années



## Décret du 15 Mars 1967

Pour ce qui concerne l'exposition interne, le décret ne prend pas en compte directement la QMA mais seulement les Concentrations maximales Admissibles (**CMA**) dans l'air et dans l'eau pour 168 h par semaine.

Dans les chapitres VIII et IX concernant la contamination interne il est dit que la surveillance est correctement assurée si les CMA air et eau ne sont pas dépassées et, en cas de contamination interne exceptionnelle concertée:

**« la quantité de radioéléments inhalée ou ingérée en une fois au cours d'une opération donnant lieu à une contamination interne concertée, ne peut dépasser la quantité qui serait inhalée ou ingérée lors d'une exposition continue pendant une année, aux concentrations maximales admissibles indiquées à l'annexe V pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements. »**

L'annexe V est constitué d'un tableau simplifié tiré du tableau de la publication 2 de la CIPR avec pour chacun des Nucléides classés par ordre alphabétique les CMA air et eau pour les formes solubles et insolubles.



## Décret du 15 Mars 1967

Tableau I : Concentration maximale admissible (C.M.A.) d'un radioélément identifié dans l'eau de boisson ou dans l'air inhalé, dans l'hypothèse d'une personne directement affectée à des travaux sous rayonnements et qui serait exposée de façon continue à raison de 168 h par semaine.

Annexe V paragraphe 2 : « **Pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements (DATR) ayant une activité professionnelle de quarante à quarante huit heures par semaine les valeurs données dans le tableau I doivent être multipliées par trois.** »



# Décret du 15 Mars 1967 Tableau I

(1368)

— 36 —

ÉLÉMENT (numéro atomique).	NUCLÉIDE radioactif.	FORME	C. M. A. EAU Ci/m <sup>3</sup> .	C. M. A. AIR Ci/m <sup>3</sup> .
Calcium (20).	45 Ca	Soluble.	$9.10^{-5}$	$1.10^{-5}$
		Insoluble.	$2.10^{-5}$	$4.10^{-5}$
	47 Ca	Soluble.	$5.10^{-4}$	$6.10^{-5}$
		Insoluble.	$3.10^{-4}$	$6.10^{-5}$
Californium (98).	249 Cf	Soluble.	$4.10^{-5}$	$5.10^{-12}$
		Insoluble.	$2.10^{-4}$	$3.10^{-11}$
	250 Cf	Soluble.	$1.10^{-4}$	$2.10^{-12}$
		Insoluble.	$3.10^{-4}$	$3.10^{-11}$
	251 Cf	Soluble.	$4.10^{-5}$	$6.10^{-12}$
		Insoluble.	$3.10^{-4}$	$3.10^{-11}$
	252 Cf	Soluble.	$7.10^{-5}$	$2.10^{-12}$
		Insoluble.	$7.10^{-5}$	$1.10^{-11}$
	253 Cf	Soluble.	$1.10^{-5}$	$3.10^{-10}$
		Insoluble.	$1.10^{-5}$	$3.10^{-10}$
	254 Cf	Soluble.	$1.10^{-5}$	$2.10^{-12}$
		Insoluble.	$1.10^{-5}$	$2.10^{-12}$
Carbone (6).	14 C (CO <sub>2</sub> )	Soluble.	$8.10^{-5}$	$1.10^{-5}$
Cérium (58).	141 Ce	Soluble.	$9.10^{-4}$	$2.10^{-7}$
		Insoluble.	$9.10^{-4}$	$5.10^{-5}$
	143 Ce	Soluble.	$4.10^{-4}$	$9.10^{-5}$
		Insoluble.	$4.10^{-4}$	$7.10^{-5}$
	144 Ce	Soluble.	$1.10^{-4}$	$3.10^{-5}$
		Insoluble.	$1.10^{-4}$	$2.10^{-5}$

— 37 —

(1369)

ÉLÉMENT (numéro atomique).	NUCLÉIDE radioactif.	FORME	C. M. A. EAU Ci/m <sup>3</sup> .	C. M. A. AIR Ci/m <sup>3</sup> .
Césium (55).	131 Cs	Soluble.	$2.10^{-5}$	$4.10^{-5}$
		Insoluble.	$9.10^{-5}$	$1.10^{-5}$
	134m Cs	Soluble.	$6.10^{-5}$	$1.10^{-5}$
		Insoluble.	$1.10^{-5}$	$2.10^{-5}$
	134 Cs	Soluble.	$9.10^{-5}$	$1.10^{-5}$
		Insoluble.	$4.10^{-4}$	$4.10^{-5}$
135 Cs	Soluble.	$1.10^{-5}$	$2.10^{-7}$	
	Insoluble.	$2.10^{-5}$	$3.10^{-5}$	
136 Cs	Soluble.	$9.10^{-4}$	$1.10^{-7}$	
	Insoluble.	$6.10^{-4}$	$6.10^{-5}$	
137 Cs	Soluble.	$2.10^{-4}$	$2.10^{-5}$	
	Insoluble.	$4.10^{-4}$	$5.10^{-5}$	
Chlore (17).	36 Cl	Soluble.	$8.10^{-4}$	$1.10^{-7}$
		Insoluble.	$6.10^{-4}$	$8.10^{-5}$
38 Cl	Soluble.	$4.10^{-5}$	$9.10^{-7}$	
	Insoluble.	$4.10^{-5}$	$7.10^{-7}$	
Chrome (24).	51 Cr	Soluble.	$2.10^{-5}$	$4.10^{-5}$
Cobalt (27).	57 Co	Soluble.	$5.10^{-5}$	$1.10^{-5}$
		Insoluble.	$4.10^{-5}$	$6.10^{-5}$
	58m Co	Soluble.	$3.10^{-5}$	$6.10^{-5}$
		Insoluble.	$2.10^{-5}$	$3.10^{-5}$
	58 Co	Soluble.	$1.10^{-5}$	$3.10^{-7}$
		Insoluble.	$9.10^{-4}$	$2.10^{-5}$
60 Co	Soluble.	$5.10^{-4}$	$1.10^{-7}$	
Insoluble.	$3.10^{-4}$	$3.10^{-5}$		



## 1967 CIPR Publication 10

Le comité IV de la CIPR a édité en Avril 1967 un rapport intitulé :

« Evaluation of Radiation Doses to body tissues from Internal contamination due to occupation exposure »

La composition de ce comité était :

**H. JAMMET (FR)**

D.J. BENINSON (ARG)

G.C. BUTLER (CAN)

H.T. DAW (UAR)

H.J. DUNSTER (GB)

K. KOREN (NOR)

**D. MECHALI (FR)**

C. POLVANI (ITA). DUNSTE

P. RECHT (BEL)

E.G. STRUNGNESS (USA)

F. WESTERN (USA)

B. WINDEYER (GB)



## Publication 10 de la CIPR

Cette publication comprend quatre chapitres :

- Métabolisme des radionucléides (incorporation dans l'organisme, répartition et déposition)
- Méthodes et programme de surveillance
- Calculs de dose
- Indications pour la recherche de contamination

Avec en annexe, un tableau d'informations métaboliques, formules mathématiques de la rétention et de l'excrétion et des données individuelles sur les radionucléides.



## Publication 10 de la CIPR (suite)

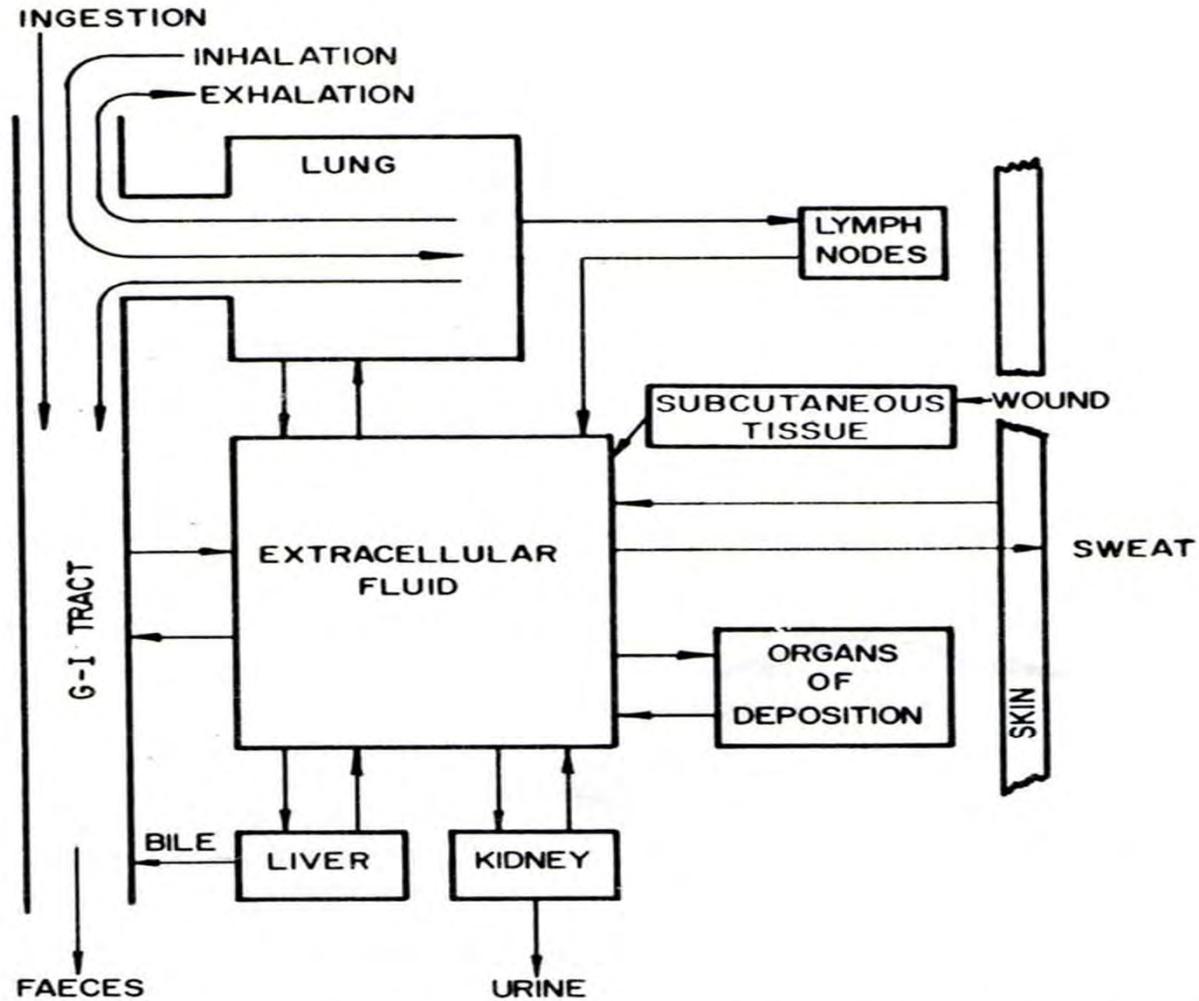


FIG. 1. Principal metabolic pathways of radionuclides in the body.



## Publication 10 de la CIPR (suite)

Exemple de formulation de la rétention et l'excrétion d'un radionucléide, le **Soufre 35** :

Période radioactive : 87 jours

Emission :  $\beta^-$

E max: 0.167 MeV

**Rétention  $R(t) = 0.8 \exp(-0.693t/0.25) + 0.2 \exp(-0.693t/7)$**

**Excrétion  $Y(t) = 2 \exp(-0.693t/0.25) + 0.02 \exp(-0.693t/7)$**

Ces équations métaboliques doivent être multipliées par la décroissance radioactive  $\exp(-0.693t/87)$



## 1968 Publication 10 A de la CIPR

Le comité IV a publié un deuxième rapport concernant le contrôle de l'exposition interne à partir des examens après une incorporation unique ou des incorporations répétées ou chroniques.

En annexe des courbes sont présentées sur la rétention et l'excrétion de différents radionucléides en fonction de :

- Radionucléide
- Type d'incorporation
- Périodicité des contrôles
- Rétention
- Excrétion



## 1977 CIPR Publication 26

Nouvelles recommandations de la CIPR

De nouveaux concepts :

- Dose équivalente
- facteurs de pondération tissulaire  $w_T$
- Dose équivalente engagée

$$H_{50} = \int_{t_0}^{t_0 + 50 \text{ ans}} H(t) \cdot d(t)$$

- Annual Limits of Intake (ALI)
- Limites de doses équivalentes pour les effets non stochastiques : 0.5 Sv en une année pour tous les tissus sauf les yeux (0.3 Sv)
- Limites de dose pour les effets stochastiques :

$$\sum_T w_T H_T \leq H_{wb,L} \quad H_{wb,L} = 50 \text{ mSv}$$



## 1979 CIPR Publication 30

Cette publication sera présentée en trois parties et des suppléments pour donner les caractéristiques métaboliques de tous les radionucléides et calculer pour chacun d'eux la ALI (Bq) et les DAC (Bq/m<sup>3</sup>).

La version finale de ce rapport a été rédigée par le Comité 2 composé de J. VENNART (Président), W.J. BAIR, G.C. BUTLER, G.W. DOLPHIN, L.E. FEINENDEGEN, W. JACOBI, **J. LAFUMA**, C. MAYS, P.E. MORROW, P.V. RAMZAEV, W.S. SNYDER (décédé en 1977) et R.C. THOMSON



## 1979 CIPR Publication 30 (suite)

### Définitions

#### **ALI = Annual Limit on Intake**

The activity of a radionuclide which taken alone would irradiate a person, represented by Reference Man, to the limit set by the ICRP for each year of occupational exposure

#### **DAC = Derived Air Concentration**

Equals the ALI (of a radionuclide) divided by the volume of air inhaled by Reference Man in a working year (i.e.  $2.4 \times 10^3 \text{ m}^3$ ). The unit of DAC is  $\text{Bq m}^{-3}$ .



## CIPR 30 Tableau LAI et DAC

Annual limits on intake, ALI(Bq), and derived air concentrations, DAC (Bq/m<sup>3</sup>) (40 h/wk) for isotopes of cobalt

Radionuclide		Inhalation			
		Oral		Class W	Class Y
		$f_1 = 5 \times 10^{-2}$	$f_1 = 3 \times 10^{-1}$	$f_1 = 5 \times 10^{-2}$	$f_1 = 5 \times 10^{-2}$
<sup>55</sup> Co	ALI	$4 \times 10^7$	$6 \times 10^7$	$1 \times 10^8$	$1 \times 10^8$
	DAC	—	—	$4 \times 10^4$	$4 \times 10^4$
<sup>56</sup> Co	ALI	$2 \times 10^7$	$2 \times 10^7$	$1 \times 10^7$	$7 \times 10^6$
	DAC	—	—	$5 \times 10^3$	$3 \times 10^3$
<sup>57</sup> Co	ALI	$3 \times 10^8$	$2 \times 10^8$	$1 \times 10^8$	$2 \times 10^7$
	DAC	—	—	$4 \times 10^4$	$1 \times 10^4$
<sup>58</sup> Co	ALI	$6 \times 10^7$	$5 \times 10^7$	$4 \times 10^7$	$3 \times 10^7$
	DAC	—	—	$2 \times 10^4$	$1 \times 10^4$
<sup>58m</sup> Co	ALI	$2 \times 10^9$	$2 \times 10^9$	$3 \times 10^9$	$2 \times 10^9$
	DAC	—	—	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^6$
<sup>60</sup> Co	ALI	$2 \times 10^7$	$7 \times 10^6$	$6 \times 10^6$	$1 \times 10^6$
	DAC	—	—	$3 \times 10^3$	$5 \times 10^2$
<sup>60m</sup> Co	ALI	$4 \times 10^{10}$ ( $5 \times 10^{10}$ ) ST Wall	$4 \times 10^{10}$ ( $5 \times 10^{10}$ ) ST Wall	$1 \times 10^{11}$	$1 \times 10^{11}$
	DAC	—	—	$6 \times 10^7$	$4 \times 10^7$
<sup>61</sup> Co	ALI	$7 \times 10^8$	$8 \times 10^8$	$2 \times 10^9$	$2 \times 10^9$
	DAC	—	—	$1 \times 10^6$	$9 \times 10^5$
<sup>62m</sup> Co	ALI	$1 \times 10^9$ ( $2 \times 10^9$ ) ST Wall	$1 \times 10^9$ ( $2 \times 10^9$ ) ST Wall	$6 \times 10^9$	$6 \times 10^9$
	DAC	—	—	$3 \times 10^6$	$2 \times 10^6$



## **1986 : Décret 86 – 1103 du 2 octobre 1986 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants**

Ce décret transpose en droit français les directives européennes 80-836 du 15 Juillet 1980 et 84-467 du 3 Septembre 1984 prenant en compte les recommandations de la CIPR 26 :

- Définitions des catégories A et B de travailleurs
- Présentation en annexe IV des LAI (Limite Annuelle d'Incorporation) et LDCA (Limite Dérivée de Concentration dans l'Air)
- **« ...s'il s'agit d'une exposition interne, cette évaluation s'effectue soit, en application de l'annexe IV du présent décret, par référence aux LAI et LDCA, soit par mesure de la charge corporelle ou de l'activité radioactive des excréta. »**



## LAI Suite

La LAI pour un radionucléide donné, est l'activité incorporée en un an dont la valeur est la plus faible des deux valeurs suivantes:

- celle qui entraîne un équivalent de dose engagée égal à 0.5 Sv pour l'organe ou le tissu le plus irradié
- celle qui entraîne la valeur de 0.05 Sv pour la somme des équivalents de dose engagés au niveau des différents organes ou tissus, pondérés par les coefficients appropriés

Si une personne est soumise à un mélange de radionucléides il faut que:

$$\sum_i I_i / LAI_i \leq 1$$

$I_i$  = Incorporation du radionucléide  $i$   
 $LAI_i$  = LAI du radionucléide  $i$



## Décret du 2 Octobre 1986 Annexe IV

		<i>Fer</i>		
RADIONUCLEIDE		INGESTION	INHALATION	
		<i>a</i>	<i>b</i>	<i>c</i>
<sup>52</sup> Fe	LAI	$3 \times 10^7$	$1 \times 10^8$	$9 \times 10^7$
	LDCA	-	$5 \times 10^4$	$4 \times 10^4$
<sup>55</sup> Fe	LAI	$3 \times 10^8$	$7 \times 10^7$	$2 \times 10^8$
	LDCA	-	$3 \times 10^4$	$6 \times 10^4$
<sup>59</sup> Fe	LAI	$3 \times 10^7$	$1 \times 10^7$	$2 \times 10^7$
	LDCA	-	$5 \times 10^3$	$8 \times 10^3$
<sup>60</sup> Fe	LAI	$1 \times 10^6$	$2 \times 10^5$	$7 \times 10^5$
	LDCA	-	$1 \times 10^2$	$3 \times 10^2$

- a) Tous les composés du fer.
- b) Tous les composés courants du fer, sauf ceux sont indiqués à la note c.
- c) Oxydes, hydroxydes et halogénures.



## 1988 CIPR Publication 54

Cette publication intitulée « Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by workers: Design and interpretation » a été rédigée par un groupe de travail du comité IV composé de **J.C. NENOT** (Président), R.H. CLARKE, F.A. FRY et **J. PIECHOWSKI**.

Les données de la publication 30 sont reprises et complétées et présentées de façon plus précises pour l'interprétation en termes de dose engagée.



## 1990 CIPR Publication 60

Cette publication parue en 1990 est constituée de nouvelles recommandations dont les plus marquantes sont :

- introduction de l'« effective dose » qui sera traduite en français par « dose efficace »

$$E = \sum_T w_T H_T$$

- limite de 100 mSv durant 5 années consécutives au lieu de 50 mSv par an, pour les travailleurs de catégorie A dans le décret de 1986.
- « Effective dose coefficients » en Sv/Bq pour chaque radionucléide selon le mode d'incorporation et la forme physicochimique du radionucléide. Sera traduit en français par DPUI (Dose efficace par unité d'incorporation)



## 1994 CIPR Publication 68

« Dose coefficients for intakes of radionuclides by workers »

Cette publication est une révision de la publication 61:  
« Annual Limits on Intakes of radionuclides by workers based on the 1990 recommendations »

Elle tient compte de l'amélioration des connaissances notamment en termes de biocinétique.

Le groupe de travail qui l'a rédigée était composé de J.W. Stather, M.R. Bailey, **A. Bouville**, F.T. Cross, K.F. Eckerman, R.A. Guillemette, J.D. Harrison, J. Inaba, R.W. Leggett, **H. Métivier**, D. Nobke, **M. Roy**, D.M. Taylor



## 1994 Décret 94-604 du 19 Juillet 1994

C'est le décret de création de l'Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants (OPRI) remplaçant le Service Central de Protection contre le Rayonnements Ionisants (SCPRI).

En bref, les missions de l'OPRI sont les mêmes que celles du SCPRI mais avec une organisation différente (Conseil d'Administration, Bureau de la Radioprotection et autres)

Ce décret a été signé par de nombreux Ministres:

**E. Balladur** (1<sup>er</sup> Ministre), **S. Veil** (Santé), **F. Léotard** (Défense), **C. Pasqua** (Intérieur), **G. Longuet** (Industrie), **M. Giraud** (Travail), **N. Sarkozy** (Budget), **J. Puech** (Agriculture), **F. Fillon** (Recherche), **M. Barnier** (Environnement) **et P. Douste-Blazy** (Santé délégué).



## 2003 Décret 2003-296 du 31 Mars 2003 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants

Décret pris en application de la Directive européenne 96/29 fixant les normes de bases relatives à la protection sanitaire des populations et des travailleurs à partir des recommandations de la CIPR 60.

- limite annuelle de dose efficace (externe +interne) égale à **20 mSv** sur 12 mois glissants pour les travailleurs de catégorie A.
- la dose de « l'enfant à naître » limitée à 1 mSv entre la date de la déclaration de la grossesse et celle de l'accouchement
- réorganisation du zonage qui sera défini par un arrêté en 2006
- les méthodes de calcul des doses internes sont définies par arrêté du 1<sup>er</sup> septembre 2003
- les mesures permettant le calcul de l'exposition interne doivent être réalisés par un organisme agréé



## **2003 Arrêté du 1<sup>er</sup> Septembre 2003 pris en application du décret du 31 Mars 2003**

Cet arrêté définit « les modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants ».

Pour calculer ces doses, l'arrêté présente dans des tableaux contenant, pour chaque radionucléide, le coefficient de dose engagée en Sv/Bq (ingestion et inhalation) en fonction des facteurs  $f_1$  de transfert gastro-intestinal, des modes de clairance pulmonaire F (rapide), M (moyenne) et S (lente) pour des aérosols de taille moyenne de  $1\mu\text{m}$  et  $5\mu\text{m}$ . Pour les travailleurs, ces valeurs figurent dans le tableau 3.1 ci-dessous.



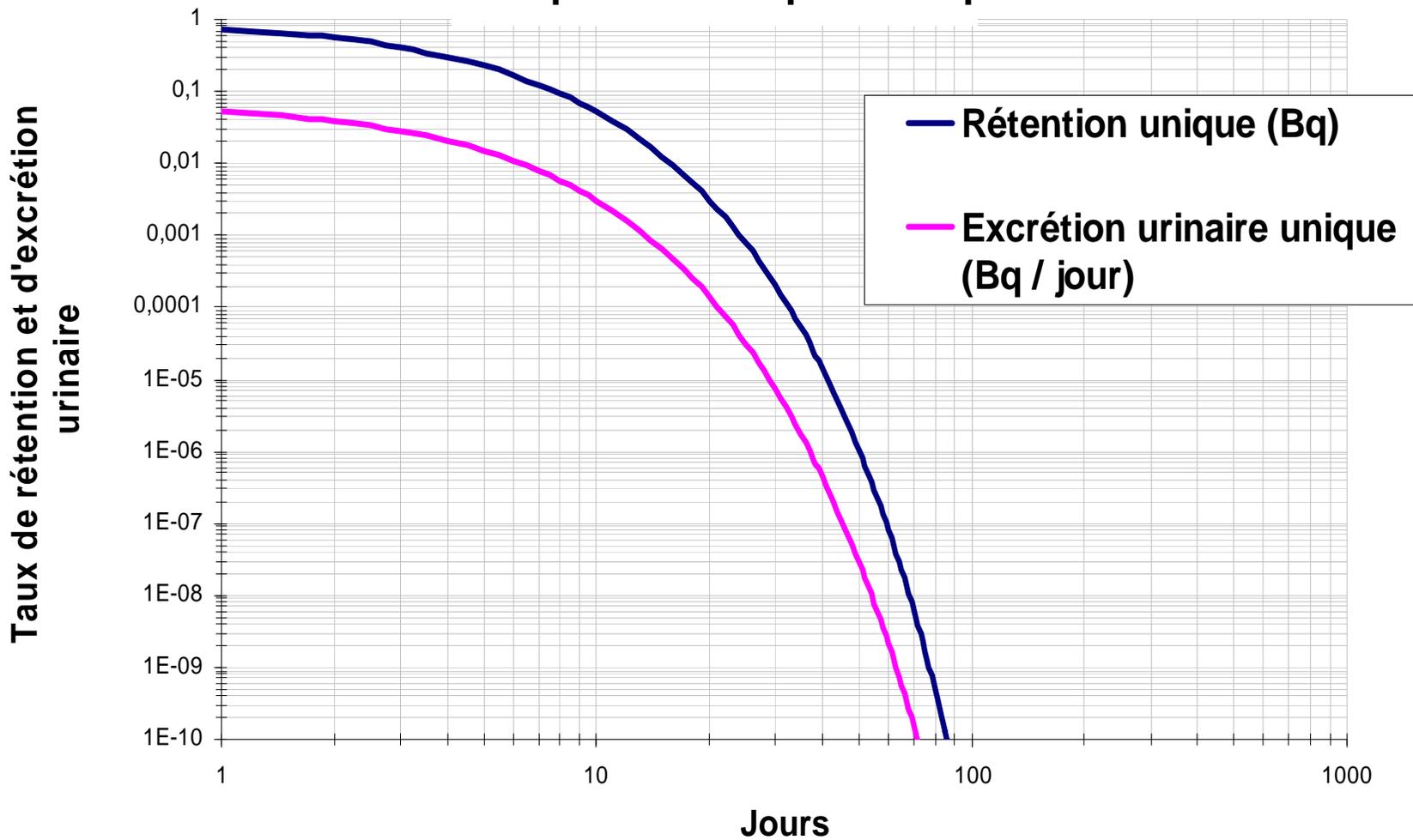
**Tableau 3.1**

Doses efficaces engagées par unité d'incorporation par inhalation et par ingestion, en Sv.Bq<sup>-1</sup>, applicables aux travailleurs exposés

NUCLÉIDE	PÉRIODE physique	INHALATION				INGESTION	
		Type	f <sub>i</sub>	h(g) <sub>1μm</sub>	h(g) <sub>5μm</sub>	f <sub>i</sub>	h(g)
Cr-51.....	27,7 d	F	0,100	2,1.10 <sup>-11</sup>	3,0.10 <sup>-11</sup>	0,100	3,8.10 <sup>-11</sup>
		M	0,100	3,1.10 <sup>-11</sup>	3,4.10 <sup>-11</sup>	0,010	3,7.10 <sup>-11</sup>
		S	0,100	3,6.10 <sup>-11</sup>	3,6.10 <sup>-11</sup>		
Manganèse :							
Mn-51.....	0,770 h	F	0,100	2,4.10 <sup>-11</sup>	4,2.10 <sup>-11</sup>	0,100	9,3.10 <sup>-11</sup>
		M	0,100	4,3.10 <sup>-11</sup>	6,8.10 <sup>-11</sup>		
Mn-52.....	5,59 d	F	0,100	9,9.10 <sup>-10</sup>	1,6.10 <sup>-9</sup>	0,100	1,8.10 <sup>-9</sup>
		M	0,100	1,4.10 <sup>-9</sup>	1,8.10 <sup>-9</sup>		
Mn-52m.....	0,352 h	F	0,100	2,0.10 <sup>-11</sup>	3,5.10 <sup>-11</sup>	0,100	6,9.10 <sup>-11</sup>
		M	0,100	3,0.10 <sup>-11</sup>	5,0.10 <sup>-11</sup>		
Mn-53.....	3,70.10 <sup>6</sup> a	F	0,100	2,9.10 <sup>-11</sup>	3,6.10 <sup>-11</sup>	0,100	3,0.10 <sup>-11</sup>
		M	0,100	5,2.10 <sup>-11</sup>	3,6.10 <sup>-11</sup>		
Mn-54.....	312 d	F	0,100	8,7.10 <sup>-10</sup>	1,1.10 <sup>-9</sup>	0,100	7,1.10 <sup>-10</sup>
		M	0,100	1,5.10 <sup>-9</sup>	1,2.10 <sup>-9</sup>		
Mn-56.....	2,58 h	F	0,100	6,9.10 <sup>-11</sup>	1,2.10 <sup>-10</sup>	0,100	2,5.10 <sup>-10</sup>
		M	0,100	1,3.10 <sup>-10</sup>	2,0.10 <sup>-10</sup>		
Fer :							
Fe-52.....	8,28 h	F	0,100	4,1.10 <sup>-10</sup>	6,9.10 <sup>-10</sup>	0,100	1,4.10 <sup>-9</sup>
		M	0,100	6,3.10 <sup>-10</sup>	9,5.10 <sup>-10</sup>		
Fe-55.....	2,70 a	F	0,100	7,7.10 <sup>-10</sup>	9,2.10 <sup>-10</sup>	0,100	3,3.10 <sup>-10</sup>
		M	0,100	3,7.10 <sup>-10</sup>	3,3.10 <sup>-10</sup>		
Fe-59.....	44,5 d	F	0,100	2,2.10 <sup>-9</sup>	3,0.10 <sup>-9</sup>	0,100	1,8.10 <sup>-9</sup>
		M	0,100	3,5.10 <sup>-9</sup>	3,2.10 <sup>-9</sup>		
Fe-60.....	1,00.10 <sup>5</sup> a	F	0,100	2,8.10 <sup>-7</sup>	3,3.10 <sup>-7</sup>	0,100	1,1.10 <sup>-7</sup>
		M	0,100	1,3.10 <sup>-7</sup>	1,2.10 <sup>-7</sup>		
Cobalt :							
Co-55.....	17,5 h	M	0,100	5,1.10 <sup>-10</sup>	7,8.10 <sup>-10</sup>	0,100	1,0.10 <sup>-9</sup>

**$^{201}\text{Tl}$**

**incorporation unique = 1 Bq**



## Exemple de calcul pour une incorporation de Tl 201

Dans le cas d'une incorporation en une fois on observe sur la courbe d'excrétion urinaire que au bout de 6 jours la fraction excrétée dans les urines est égale à  $10^{-2}$  de l'activité incorporée.

Si on mesure 1000 Bq de Tl201 dans les urines de 24h, l'activité incorporée a été de  $1000 \text{ Bq} / 10^{-2} = 100000 \text{ Bq} = 10^5 \text{ Bq}$

Dans l'arrêté du 1<sup>er</sup> septembre 2003 le coefficient de dose pour le Tl 201 est de  $7.6 \cdot 10^{-11} \text{ Sv} / \text{Bq}$

La dose efficace engagée est donc de  $7.6 \cdot 10^{-11} \cdot 10^5 = 7.6 \cdot 10^{-6} \text{ Sv} = \mathbf{7.6 \mu\text{Sv}}$



# III – Les personnels exposés au risque d'incorporation radioactive en France

Les différents secteurs et les  
risques associés



## Les principaux domaines d'activité

### Le domaine nucléaire

- Les centrales EDF ou CNPE : principalement les agents d'entreprises sous traitantes lors des arrêts de tranche. Les radionucléides sont essentiellement des produits d'activation sous forme d'aérosols, Cobalt 60, Cobalt 58, Manganèse 54, Chrome 51, Argent 110m, etc... et exceptionnellement des produits de fission, Césium 137 et Césium 134 en cas de de fuites de gaines
- Les Centres CEA ou IPN, IN2P3 destinés d'abord à la recherche et les risques sont plus variés tout en restant relativement faibles



## Principaux domaines d'activité

### Domaine nucléaire (suite)

- Les établissements COGEMA / AREVA et usines associées dont les activités essentielles sont liées au combustible de la fabrication eu retraitement.

Les travailleurs peuvent être soumis à des incorporations de radionucléides lourds, isotopes de l'Uranium, du Plutonium ou Curium, Américium.

Les installations sont très sécurisées et les travailleurs bénéficient d'équipements de protection performants mais il peut cependant se produire des incidents



## Principaux domaines d'activité

### Domaine médical

La pratique médicale présentant le plus de risque d'incorporation radioactive est la Médecine Nucléaire qui utilise des sources radioactives non scellées pour des examens de radiodiagnostic ou des traitement thérapeutiques.

Pour le diagnostic on utilise des sources émettant des rayons  $\gamma$  et de périodes radioactives courtes, Technétium 99m, Iode 131, Thallium 201, Fluor 18

Pour la thérapie des sources émettant des  $\gamma$  ou  $\beta$  de période plus longue, Erbium 169, Iode 131, Lutétium 177, Rhénium 186, Strontium 89, Yttrium 90, Samarium 153

Les sources peuvent être administrées sous forme de gélule ou par injection.

Les difficultés de radioprotection concernent l'administration du produit au patient, le patient lui-même, les déchets.



## Principaux domaines d'activité

### Recherche médicale

Dans la recherche médicale il y a les grands instituts de recherche INSERM ou CNRS et les laboratoires pharmaceutiques privés, SANOFI, FABRE, SERVIER.

Il s'agit de manipulations le plus souvent de Tritium ou de Carbone 14 pour marquer des molécules organiques.

Sont également utilisées les sources de Soufre 35, Phosphore 32 et d'autres plus occasionnellement.



## Principaux domaines d'activité

### Les peintures radio-luminescentes

Les peintures radio-luminescentes appliquées sur toutes sortes de support essentiellement dans l'industrie horlogère.

Jusqu'aux années 1960 le radionucléide utilisé était le Radium 226 ou le Strontium 90 et à partir des années 1970 jusqu'aux années 1980 ce sera le Tritium qui sera utilisé.

Les installations artisanales qui utilisaient ces substances ne présentaient pas toutes les garanties en termes de radioprotection



## Principaux domaines d'activité

### Activités diverses

Les activités de recherche militaire peuvent utiliser des sources non scellées, le suivi est assuré par le SPRA.

Des sources non scellées sont utilisées dans la recherche agronomique.

Certaines professions peuvent être soumises à des risques d'exposition interne par des radionucléides d'origine naturelle, engrais, eaux minérales



## **IV – Les Laboratoires de contrôles de l'exposition interne**

-----



## Les Laboratoires en milieu nucléaire

Les laboratoires sont implantés sur les sites des INB ce qui permet de connaître du mieux possible les conditions de travail et les risques d'exposition interne. En outre ces laboratoires réalisent des recherches scientifiques en plus des contrôles de routine, c'est le cas en particuliers des laboratoires du CEA puis IPSN.

Ils disposent d'anthroporadiométrie\*, de radio-toxicologie des urines et des selles et, en collaboration avec les services de radioprotection de systèmes de contrôles de radioactivité de l'air

- **CEA : Saclay, Fontenay aux Roses, Grenoble, Bruyères le Chatel et Cadarache.**
- **COGEMA / AREVA, Marcoule, Pierrelatte et La Hague**
- **EDF, anthroporadiométrie sur chaque centrale et un laboratoire central d'analyse radio-toxicologique à Saint Denis**
- **IPN Orsay**

\* Aux termes de l'arrêté du 21 Décembre 2007



## **Les laboratoires en milieu médical et recherche médicale**

Dans le domaine médical, en dehors de quelques accords particuliers entre hôpitaux et le CEA, l'essentiel du suivi de l'exposition interne est effectué par le SCPRI devenu OPRI puis IRSN.

De même dans le domaine de la recherche médicale à l'INSERM, le CNRS ou des laboratoires de recherche de l'industrie pharmaceutique



## **Autres domaines potentiellement soumis à un risque d'exposition interne**

Les personnels de l'industrie horlogère appliquant des peintures radio-luminescentes par du radium jusqu'aux années 1960 puis au Tritium jusqu'à la fin des années 1980 ont été suivis par radio-toxicologie urinaire par le SCPRI.

D'autres personnels de l'industrie minière ou de fabrication d'engrais ont été suivis par le SCPRI et le CEA pour doser les activités en radionucléides isotopes de l'Uranium ou du Thorium.

Il faut noter également la recherche agronomique utilisant des traceurs radioactifs suivis par SCPRI ou CEA ou IPSN.



## **V – Le suivi de l'exposition interne au Vésinet SCPRI / OPRI / IRSN**

-----



## Le Vésinet, les structures

Au SCPRI l'anthroporadiométrie et la radio-toxicologie étaient des entités différentes, à l'OPRI il y a eu union des deux et à l'IRSN, après une période intermédiaire il y eut une réorganisation totale.

- Anthroporadiométrie, les responsables ont été Jean Pierre MORONI jusqu'en 1994, Marie Louise DABURON puis Didier FRANCK
- Laboratoire de radio-toxicologie :
  - jusqu'en 1994, Marie Louise REMY
  - 1994 à 2002, Jeanne REMENIERAS
  - 2002 à 2012, Patrice BOISSON
  - depuis Juillet 2012, nouvelle responsable



## Mesures anthroporadiométriques (installations fixes)





# Mesures Anthroporadiométriques (installations fixes)



Mesure Corps Entier

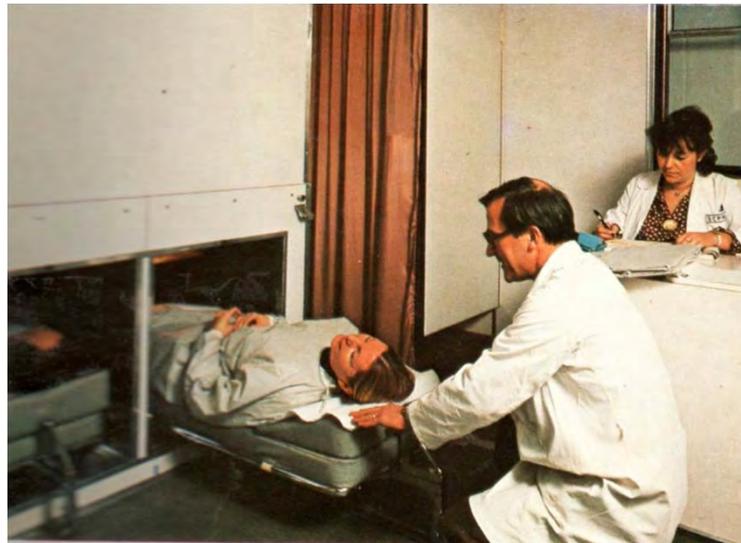
Fauteuil GEMINI



Mesure Pulmonaire



# Mesures anthroporadiométriques Installations mobiles





## Mesures anthroporadiométriques (Installations mobiles)

A ces installations mobiles lourdes (2 camions) il faut ajouter des véhicules plus légers de type « Master Renault » équipés de deux fauteuils permettant de mesurer les charges pulmonaire et thyroïdienne. Ce type de véhicule a été également utilisé par les CMIR pour intervenir rapidement sur place. A signaler la fameuse affaire dite du « sanglier des Vosges » pour laquelle une intervention conjointe OPRI / CMIR a été réalisée.

A noter enfin le wagon équipé d'une vingtaine de fauteuils en gare de Satory mais qui n'a jamais servi à ma connaissance



## Les moyens mobiles de l'IRSN





## Les moyens mobiles de l'IRSN





## Les mesures anthroporadiométriques

Au fil du temps les techniques se sont améliorées en termes de détecteurs, à l'origine essentiellement des iodures de Sodium (NaI) puis des diodes Germanium Lithium (GeLi) moins sensibles mais disposant d'un grand pouvoir de résolution.

De grands progrès ont été effectués dans le domaine des étalonnages. Au départ on se basait sur l'homme de référence (Reference Man de la CIPR) qu'on représentait avec des bidons d'eau contenant des activités connues de radionucléides.

Aujourd'hui, à partir des multiples travaux de Didier Franck et de ses collaborateurs, on tient compte de la morphologie réelle de la personne modélisée dans des logiciels informatiques sophistiqués



## Les mesures radiotoxicologiques urinaires Emetteurs $\gamma$

Pour les émetteurs  $\gamma$  il n'est pas nécessaire de procéder à des traitements physicochimiques des urines.

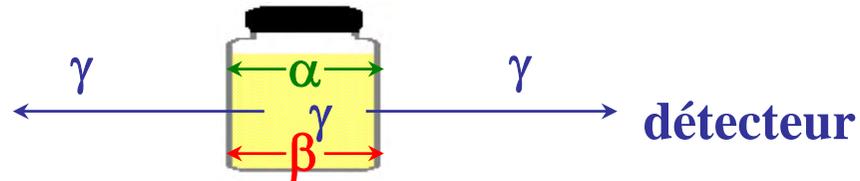
Il suffit d'introduire le prélèvement urinaire dans un flacon de géométrie de référence appelé « TP 500 » de contenance 500 ml.

Ensuite les mesures sont effectuées par spectrométrie  $\gamma$ , les échantillons étant placés dans un passeur d'échantillons



# Analyse des émetteurs $\gamma$

## Mesure directe de l'échantillon



les rayonnements  $\alpha$  et  $\beta$  sont arrêtés par le flacon  $\rightarrow$  **pas de séparation chimique**



**Echantillon  
TP 500**



Mesure





## **Installations de spectrométrie $\gamma$ fixes pour des mesures particulières sur toute forme d'échantillons**





## Les mesures radio-toxicologiques urinaires $\beta$

La plupart des mesures sont effectuées par scintillation liquide. Les urines sont introduites en l'état dans un flacon de liquide scintillant, pour le tritium par exemple, ou après un traitement chimique pour concentrer le radionucléide à doser.

Pour les mesures systématiques les flacons de liquide scintillant sont placés dans un passeur d'échantillons.



## Mesures de radioactivité $\beta$





## Mesures de radioactivité $\alpha$ dans les urines ou les selles

Pour effectuer des mesures d'activité  $\alpha$ , compte tenu de leur faible parcours dans la matière il faut procéder à de multiples traitements physico-chimiques pour concentrer le radionucléide recherché en couche d'épaisseur extrêmement faible.

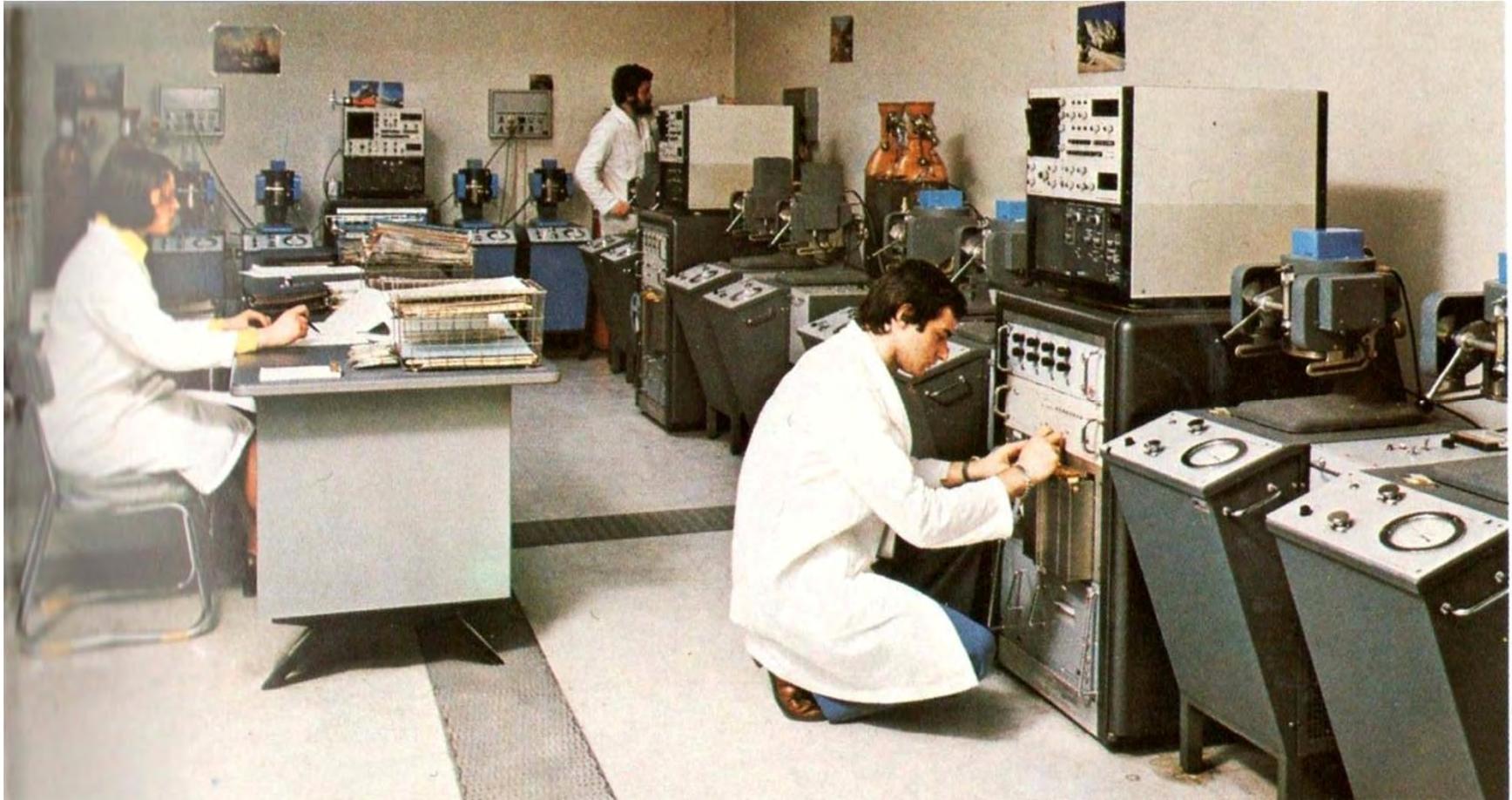
Exemple : calcination puis dissolution et électrodéposition  
L'échantillon en couche mince est mesuré dans des « chambres à grilles »

Pour le Plutonium 239 il y a eu l'utilisation de « Plutonix » mesurant les raies X du Pu.

Aujourd'hui ces techniques ont beaucoup évolué notamment au niveau du traitement chimique



## Mesures $\alpha$





## **Volume de mesures effectuées**

Deux types d'abonnements :

- examen ou analyse tous les six mois
- au coup par coup à la suite d'utilisations de sources non scellées lorsque celles-ci sont épisodiques
- mesures urgentes en cas d'incident présumé ou réel
- nouvelles mesures lorsqu'un examen de routine donne un résultat anormal

En dehors de tout abonnement, des événements exceptionnels peuvent nécessiter un nombre important d'examens, Naufrage du Montlouis, Tchernobyl, sanglier de Vosges, ...



## Volume de mesures effectuées

Les inter-comparaisons :

Dans les INB, le décret du 28 Avril 1975 modifié par le décret du 6 Mai 1988 stipule que les contrôles de l'exposition externe et interne peuvent être assurés par les chefs d'établissements « Dans ce cas les résultats sont communiqués au service central de protection **contre les rayonnements ionisants qui vérifie la qualité des mesures effectuées et les confirme par des mesures périodiques.** »

Cette disposition sera abandonnée avec le décret de 2003 qui imposera la notion d'agrément pour les différents laboratoires.



## Inter-comparaisons (suite)

Il y avait deux sortes d'inter-comparaisons :

- systématiques une fois par le camion faisait le tour des sites nucléaires et faisaient des mesures sur une vingtaine de personnes en parallèle avec les services locaux

De même des urines « chargées » avec un ou deux radionucléides étaient transmises aux laboratoires pour analyse et les résultats étaient comparés

- à l'occasion d'incidents pour chaque personne impliquée un prélèvement d'urines de 24h était partagé en deux parties, le SCPRI en mesurait une partie et le laboratoire du site, l'autre



## Inter-comparaisons (suite)

Avec les centrales EDF il y avait un système particulier :  
Un logiciel SCPRI était utilisé pour exploiter les mesures corporelles en sortie de zone. Le résultat était comparé à la QMA!

- < QMA / 30 information mais pas de contrôle
- < QMA / 10 partage d'un prélèvement d'urines et mesure au SCPRI et au Labo EDF de Saint Denis
- > QMA / 10 transfert en urgence de la personne au Vésinet pour mesure d'anthroporadiométrie et comparaison sur les urines.

Il y avait environ 4 ou 5 incidents de ce genre par mois sur l'ensemble des sites EDF.



## Bilan des mesures effectuées au SCPRI

Pour avoir une idée plus complète du nombre des mesures effectuées il faudrait reprendre tous les bilans annuels et voir les évolutions.

On se bornera ici au bilan de 1984 à titre indicatif :

- 4545 échantillons et 9078 analyses
- 1341 examens anthropo dont 354 au Vésinet et 987 avec les moyens mobiles



## **Transmission des résultats de dosimétrie interne**

Les résultats sont transmis au Médecin du Travail qui les porte dans le dossier médical spécial du travailleur.

Sauf cas particulier où le résultat est converti en dose efficace engagée le résultat est exprimé en Bq corps entier ou Bq / 24h pour les urines et les selles.

Même si les résultats ne sont pas convertis en dose l'examen des résultats sur plusieurs années permet de dire si l'agent a été réellement exposé.