

ISSN - 0250 - 5010

ANNALEN  
VAN  
DE BELGISCHE VERENIGING  
VOOR  
STRALINGSBESCHERMING

---

VOL. 25, N°2

3e trim. 2000

**Impact van de nieuwe ICRP aanbevelingen op de evaluatie van de inwendige besmetting**

**Impact des nouvelles réglementations CIPR pour l'évaluation de la contamination interne**

Driemaandelijkse periodiek

Périodique trimestriel

2400 MOL 1

2400 MOL 1

---

ANNALES  
DE  
L'ASSOCIATION BELGE  
DE  
RADIOPROTECTION

Hoofdredacteur

Dr M.H. Faes  
Fazantendreef, 13  
B- 3140 Keerbergen

Rédacteur en chef

Redactiesecretariaat

Mme Cl. Stiévenart  
Av. Armand Huysmans 206, bte 10  
B- 1050 Bruxelles - Brussel

Secrétaire de Rédaction

Publikatie van teksten in de Annales  
gebeurt onder volledige verantwoorde-  
lijkheid van de auteurs.

Nadruk, zelfs gedeeltelijk uit deze  
teksten, mag enkel met schriftelijke  
toestemming van de auteurs en van  
de Redactie.

Les textes publiés dans les Annales  
le sont sous l'entière responsabilité  
des auteurs.

Toute reproduction, même partielle,  
ne se fera qu'avec l'autorisation  
écrite des auteurs et de la  
Rédaction.

Ce numéro contient les textes d'exposés présentés à Hiroshima (IRPA 2000) le 13-14 mai 2000 et le 25 février 2000 lors d'une réunion organisée à Bruxelles par l'Association belge de Radioprotection et consacrée à :

Dit nummer bevat de teksten van de uiteenzettingen gedaan in Hiroshima (IRPA 2000) op 13-14 mei 2000 en in Brussel op 25 februari 2000 ter gelegenheid van een vergadering van de Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming gewijd aan :

## **IMPACT VAN DE NIEUWE ICRP AANBEVELINGEN OP DE EVALUATIE VAN DE INWENDIGE BESMETTING**

## **IMPACT DES NOUVELLES REGLEMENTATIONS CIPR POUR L'EVALUATION DE LA CONTAMINATION INTERNE**

### **SOMMAIRE**

### **INHOUD**

Association Belge de Radioprotection / Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming (ABR/BVS)

**H. VANMARCKE, H. DRYMAEL, C. STIEVENART** **91**

Les bases de la réglementation

**H. METIVIER** **99**

Radioprotection en milieu hospitalier

**A. SMONS** **115**

Dosimétrie interne: résultats des intercomparaisons et confiance dans les évaluation de doses

**J.-P. CULOT** **127**

Organisatie van de contrôle op het besmettingsrisico in een MOX-fabriek

**P. KOCKEROLS** **151**

L'anthroporadiamétrie: Une technique évolutive pour répondre aux directives de la CIPR

**J.-L. GENICOT** **175**

**Association Belge de Radioprotection  
Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming (ABR/BVS)**

**H. Vanmarcke<sup>1</sup>, H. Drymael<sup>2</sup>, Cl. Stiévenart<sup>3</sup>**

<sup>1</sup> President ABR/BVS, SCK•CEN, Boeretang 200, B- 2400 Mol, Belgium

<sup>2</sup> Future president ABR/BVS, Rue du Repos 11, 1180 Brussels, Belgium

<sup>3</sup> Secretariat ABR/BVS, Av. Armand Huysmans, 206/10, B-1050 Brussels, Belgium

**FOUNDATION OF THE BELGIAN SOCIETY  
FOR RADIATION PROTECTION**

The society was established in 1963 by a number of professionals active in public health, medicine, industry and radiation protection. Throughout its existence, its membership reflects a truly multidisciplinary character.

The number of members is approximately 250. ABR/BVS is a founding member of IRPA.

**MISSION**

The Society is a *de facto* scientific society. Its main function is to study the scientific questions related to the protection of individuals and communities exposed to ionizing and non-ionizing radiation. ABR/BVS fosters interdisciplinary collaboration and aims at facilitating the presence of Belgian representatives at international radiation protection meetings. The society provides a forum for dialogue, information and communication through the organization of quarterly meetings.

**METHOD OF WORKING**

An *Executive Committee* (Bureau) governs the society, plans its activities and issues:

- a quarterly journal, the "Annalen van de Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming / Annales de l'Association Belge de Radioprotection" consisting mainly of the papers presented at the scientific meetings;
- a three-monthly periodical, the "Newsletter" with topical information such as parliamentary questions, review of books and conferences, new legislation, news from IRPA, ...

The society organizes every few months a *scientific meeting* inviting some experts to present and discuss a topical subject. ABR/BVS keeps regional relationships with the French (SFRP) and Dutch (NVS) radiation protection societies. Bilateral meetings are co-organized at regular intervals.

The subjects of the 1999 scientific meetings were:

- Health effects of prenatal irradiation;
- A new approach to the surveillance of the internal contamination at the Tihange NPP, and quality control of ionization chambers used in radiotherapy and radiation protection;
- Crisis management after a widespread radioactive contamination of the environment; joined SFRP-ABR/BVS meeting;

- Limits to the responsibility of prevention advisors: the civil and penal responsibilities.

The program of this year (2000) consists of:

- Impact of the new ICRP recommendations on the assessment of the internal contamination;
- Revised regulations on ionizing radiation in Belgium implementing the European Directives;
- A new approach to radioactive waste in hospitals: decay storage, multiple risks; joined NVS- BVS/ABR meeting (provisional);
- Results of the epidemiological study on the health effects of radiation workers in the Belgian nuclear industry, and compensation of occupational diseases of radiation workers in Belgium.

Two *working groups* are currently active:

- the working group on *regulation* has completed an advice on the training of the qualified expert in radiation protection as defined in article 1 of the European Directive 96/29/Euratom and has provided the authorities its opinion and advice on the implementation of this Directive in Belgian legislation;
- the working group on *communication* is establishing a two-way contact with the members and is informing target groups (education, experts, medical practitioners, ...) on radiation protection issues. They completed recently a Dutch-French leaflet freely available on the mission of the society and a corresponding poster.

The society went recently *on-line*:

- constructing the *web-site*: <http://www.bvsabr.be>.
- with E-mail contact addresses: [office@bvsabr.be](mailto:office@bvsabr.be) and [president@bvsabr.be](mailto:president@bvsabr.be).

## **WORKING GROUP ON COMMUNICATION**

The main objectives of the working group on communication are to establish a closer contact with the members and to disseminate information on radiation protection issues to the general public and to specific target groups, such as education, experts, medical practitioners, ....

Some recent realizations of the working group are:

### **Leaflet presenting the Society**

A Dutch-French leaflet was published in 1998 with detailed information on the following points:

- objectives of the Belgian Society for Radiation Protection;
- membership requirements;
- foundation and development of the Belgian Society;
- method of working of the Belgian Society;
- publications of the Belgian Society;
- revenues of the Belgian Society;
- overview of the main scientific meetings;

- how to contact the Belgian Society;
- how to join the Belgian Society.

The leaflet was sent to all members and distributed to target groups (people with a responsibility in radiation protection training, qualified experts in radiation protection, approved medical practitioners, ...). Copies are available free of charge at the secretariat or through our web-site: <http://www.bvsabr.be>.

### Poster presenting the Society

In its continuing mission to make the Society more widely known the working group finalized in 1999 a Dutch-French poster. The multidisciplinary character of the Society is clearly illustrated in the following figure.

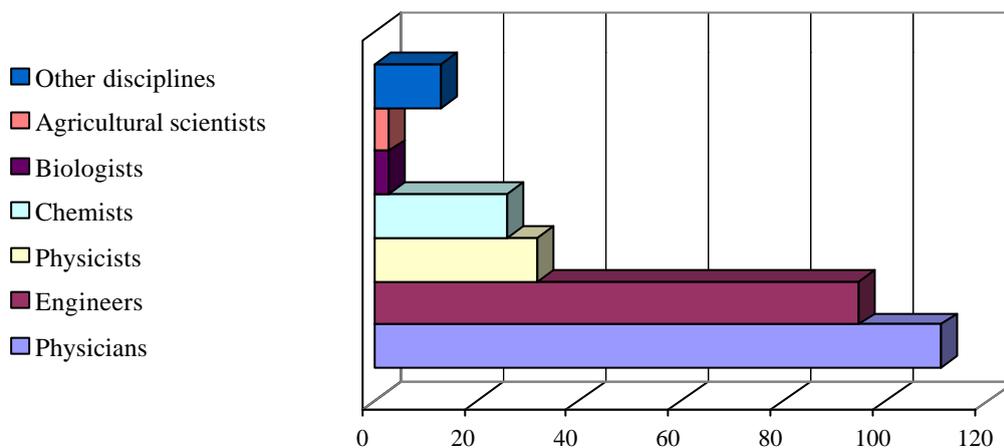


Figure 1. Membership composition according to science discipline.

These initiatives of the working group on communication have certainly contributed to the 10% increase in membership during 1999.

## WORKING GROUP ON REGULATION

### Advice on the training of the qualified expert in radiation protection

The Belgian Society for Radiation Protection has provided the authorities with an advice concerning the qualification and training of the expert in radiation protection. In its advice the BVS/ABR strictly adheres to the definition of the qualified expert, as is stated in the European Directive 96/29/Euratom (art. 1) (1). The training must provide a broad-based curriculum without distinction between the different nuclear and radiological technological fields. These fields can be the subjects of an additional curriculum. Courses should be timed to enable professionals with full day work schemes to attend and acquire knowledge in radiation protection. Full time courses are deemed inappropriate (2).

The annex to the advice is the Society's proposal of a basic radiation protection curriculum of the radiation protection expert meant for the legislating bodies and educational institutions. It takes due account of the 1997 statements made by the EU Commission in Communication 98/C 133/03 (3). Provided that lecturing is made at half-a-day rate a week, spread over one academic year, the educational institutions are free to expand the curriculum. In line with the European Communication, the inclusion of additional subjects is dictated by the particular

needs of specific activity fields. Too much detail should be avoided in the legal dispositions. The following is an example of subject list for a basic curriculum:

<b>Basic curriculum</b>	
Nuclear physics:	10 h
Radiation physics:	10 h
Radiochemistry:	10 h
Nuclear measurement:	20 h
Practical dosimetry:	20 h
Radiobiology and fundamentals of radiation protection:	10 h
Practical radiation protection and organization of radiation protection:	20 h
Legislation:	10 h
<b>Total:</b>	<b>110 h</b>

### **Advice on the implementation of the European Directives into the Belgian legislation**

To comply with the EU Basic Safety Standards Directive (1) and Medical Directive (4) the Belgian authorities prepared proposals for revised regulations on ionizing radiation. The European Recommendation on Indoor Radon is included also (5). In the process the services have been centralized and a new federal agency has been created: the "Federal Agency for Nuclear Control" or FANC. The Society was asked to provide its opinion and advice on the proposals for revised regulations.

### **CONTEST ON THE TEACHING OF THE BASIC CONCEPTS OF RADIATION AND RADIATION PROTECTION**

The Society has organized in 1995 a contest on the teaching of the basic concepts of radiation and radiation protection in primary and secondary schools, awarding four prizes of 50,000. BEF. The immediate cause of the contest was the publication by the European Commission of the manual "Radiation and Radiation Protection: A Course for Primary and Secondary Schools" (6). It presents 27 lessons for 5 age groups. On the basis of the submitted written teaching material a first selection of twelve lessons was made. Then a jury composed of 6 members of the Executive Committee of the Society went to the different schools, attended the lessons and awarded the prizes taking the following criteria into consideration:

- quality of the teaching material;
- originality of the lesson;
- effective communication of correct information;
- active involvement of the pupils;
- didactically justified form;
- use of audio-visual aids.

The selected lessons were published as a special issue of our quarterly journal (7).

### **PERSPECTIVES**

The Society will continue to work towards the enhancement of radiological protection in Belgium. The radiation protection field has evolved significantly during the past few decades and general improvement of protection techniques and technology is expected to continue. In addition to this years' program (2000) that was given under the heading "method of working" some issues of increasing importance will be addressed by the Society in the near future:

- assisting our members in the application of the revised regulations on ionizing radiation;
- dealing with the increased attention to the non-ionizing side of the spectrum;
- implementing the framework for controlling exposures to natural radiation sources (air-crews, radon in workplaces, non-nuclear industry);
- protecting sensitive ecosystems from possible detrimental effects of radiation;
- anticipating the changing public attitude toward risk;
- ...

## REFERENCES

1. European Union, *Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers from ionizing radiation*. Off. J. Eur. Com., L 159, 1-114 (1996).
2. H.Janssens and H.Vanmarcke, *Training of the qualified expert in radiation protection: point of view of the Belgian Society for Radiation Protection*. Proc. Int. Conf. on Radiation Protection "what are the future needs ?", Paris, France, September (1999).
3. European Union, *Communication of the Commission concerning the application of the Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation*. Off. J. Eur. Com., C 133, 3-22 (1998).
4. European Union, *Council Directive 97/43/Euratom of 30 June 1997 on health protection of individuals against the dangers of ionizing radiation in relation to medical exposure, and repealing Directive 84/466/Euratom*. Off. J. Eur. Com., L 180, 22-27 (1997).
5. European Union, *Recommendation of the European Commission of February 1990 on the protection of the public against indoor exposure to radon*. Off. J. Eur. Com., L 80, 26-28 (1990).
6. J.Draijer and J.Lakey, *Radiation and radiation protection. A course for primary and secondary schools*. CEC DG XI, Luxembourg. ISBN 92-826-6730-8 (1993).
7. *Wedstrijd in lesgeven over straling en stralingsbescherming / Concours de leçons modèles en radiation et radioprotection*. Special issue of the "Annalen van de Belg. Ver. Stral. / Annales de l'Ass. Belge Rad." (1996).

## Les bases de la réglementation

### H. METIVIER

Directeur de Recherches à l'IPSN,  
Professeur à l'INSTN  
Membre du Comité 2 de la CIPR

---

#### Résumé

Calculer la dose reçue lorsque la source de rayonnement est à l'intérieur du corps n'est pas toujours chose aisée et il y a 20 ans la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) a commencé à publier des documents aidant les médecins du travail dans leurs calculs. Ce furent les volumes de la publication 30, dont la publication s'est échelonnée sur près de 10 années. Ils étaient destinés aux seuls travailleurs. A partir de ces données, la CIPR a publié ensuite un guide pour la surveillance des travailleurs exposés à une contamination interne potentielle: la publication 54.

Depuis, la CIPR a entrepris un vaste chantier pour réviser tous les facteurs de dose liés à l'incorporation d'un Bq de radionucléide pour prendre en compte les données scientifiques nouvelles accumulées depuis la publication des volumes de la CIPR 30, les recommandations de la CIPR 60, mais aussi les effets de l'âge.

L'accident de Tchernobyl a fortement influencé les travaux du comité 2 de la CIPR, puisque cet accident a fait prendre conscience que les facteurs de doses de la publication 30 n'étaient destinés qu'aux travailleurs adultes et ne prenaient pas en compte l'effet de l'âge d'une part et la nature physico-chimique des contaminants de l'environnement. Ce fut le début d'une série de publications qui, d'une part, ont pris en compte les spécificités liées à l'âge dans le devenir biologique des radionucléides et, d'autre part, ont été l'occasion de revoir les modèles biocinétiques sur la base de données nouvelles.

Ces publications multiples ont parfois donné l'impression au lecteur d'une certaine confusion. Il appartenait de bien expliquer les objectifs du Comité 2, c'est ce qui sera entrepris ici.

#### INTRODUCTION

Calculer la dose reçue lorsque la source de rayonnement est à l'intérieur du corps n'est pas toujours chose aisée et il y a 20 ans la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) a commencé à publier des documents aidant les médecins du travail dans leurs calculs. Ce furent les volumes de la publication 30 (ICRP 1979a, 1979b, 1981, 1988a), dont la publication s'est échelonnée sur près de 10 années. Ils étaient destinés aux seuls travailleurs. A partir de ces données, la CIPR a publié ensuite un guide pour la surveillance des travailleurs exposés à une contamination interne potentielle : la publication 54 (ICRP, 1988b).

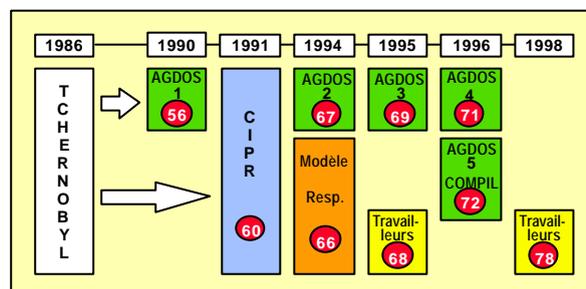
Depuis, la CIPR a entrepris un vaste chantier pour réviser tous les facteurs de dose liés à l'incorporation d'un Bq de radionucléide pour prendre en compte les données scientifiques nouvelles accumulées depuis la publication des volumes de la CIPR 30 mais aussi les effets de l'âge.

L'accident de Tchernobyl a fortement influencé les travaux du comité 2<sup>1</sup> de la CIPR, puisque cet accident a fait prendre conscience que les facteurs de doses de la publication 30 n'étaient destinés qu'aux travailleurs adultes et ne prenaient pas en compte l'effet de l'âge d'une part et la nature physico-chimique des contaminants de l'environnement. Ce fut le début d'une série de publications qui, d'une part, ont pris en compte les spécificités liées à l'âge dans le devenir biologique des radionucléides et, d'autre part, ont été l'occasion de revoir les modèles biocinétiques sur la base de données nouvelles.

Ces publications multiples ont parfois donné l'impression au lecteur et même à l'instance suprême de la CIPR, la commission principale, d'une certaine confusion. Il appartenait de bien expliquer les objectifs du Comité 2, c'est ce qui sera entrepris ici.

## LE CHANTIER

Suite à l'accident de Tchernobyl, le Comité 2 a mandaté plusieurs groupes de travail pour effectuer ces différents travaux et révisions.



**Figure 1 Le chantier du Comité 2, ce qui est fait.**

**Figure 1:** Le chantier du Comité 2, le passé

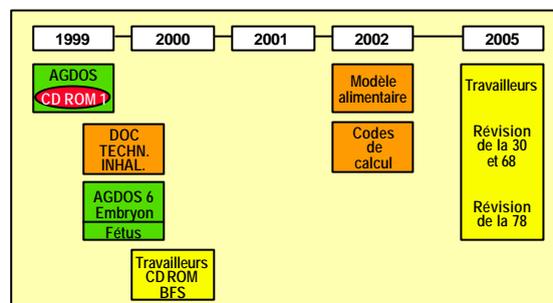
Le premier d'entre eux AGDOS, (Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides) était présidé par A.Kaul (RFA)<sup>2</sup>, il a lancé le travail des publications 56 (ICRP 1990), 67 (ICRP 1994b), 69 (ICRP 1995b), 71 (ICRP 1996a) et 72 (ICRP 1996b). La tâche étant

<sup>1</sup> Au sein de la CIPR, il est de tradition que les calculs de doses soient établis par le Comité 2 qui s'appuie sur plusieurs groupes de travail. Lorsque c'est nécessaire le Comité 2 en appelle au Comité 1, pour définir par exemple, à des fins dosimétriques les organes ou cellules à risque.

<sup>2</sup> AGDOS était constitué de A.Kaul (RFA), J.Barton et K.F.Eckerman (USA), J.Inaba (Japon), H.Métivier (France) et J.Stather (Royaume-Uni).

importante. Le groupe s'est plusieurs fois restructuré, pour finalement s'étendre à la dosimétrie interne en général et prendre le nom d'INDOS<sup>3</sup>. Ce Groupe de travail a préparé par ailleurs un CD-ROM récapitulatif de toutes les données concernant les populations. Il a préparé également la publication 68 (ICRP, 1995a) qui est une révision partielle de la CIPR 30 pour 31 éléments dont les modèles systémiques ont été révisés dans les différentes publications concernant les effets de l'âge.

Dans le même temps, le Comité 2 de la CIPR a publié un nouveau modèle respiratoire, il révisé également le modèle gastro-intestinal et s'apprête à publier un document technique expliquant aux utilisateurs comment mettre en pratique le modèle respiratoire. Tous ces points seront détaillés plus loin.



**Figure 2:** Le chantier du Comité 2, le futur

Ce vaste chantier se poursuit avec la révision des modèles systémiques et de leurs paramètres pour les éléments non révisés dans la publication 68 de la CIPR, pour aboutir en 2005 à la révision finale de la CIPR 30. Il faudra donc également une dizaine d'années pour terminer ce vaste chantier.

Tous les éléments n'ont donc pas encore été traités, le Comité 2 a sélectionné ceux dont l'importance radiologique était la plus significative. Le chantier futur devra aborder tous les éléments. La Publication 56 traite les éléments H, C, Sr, Zr, Nb, Ru, I, Cs, Ce, Pu, Am, et Np. La publication 67 traite les éléments S, Co, Ni, Zn, Mo, Tc, Ag, Te, Ba, Pb, Po et Ra, ainsi qu'une révision des modèles biocinétiques pour Sr, Pu, Am et Np. La publication 69 traite les éléments Fe, Sb, Se, Th et U. Les isotopes retenus sont ceux ayant une période significative pour le public. Dans la publication 71, consacrée à l'inhalation pour le public, les isotopes des publications 56, 67 et 69 sont traités ainsi que Ca et Cm.

<sup>3</sup> INDOS présidé par J.Stather (R.U.) est composé de M.R.Bailey (R.U.), A.Bouville, F.Cross puis M.Hoover (USA), K.Eckermann, R.Guilmette (USA), J.Harrison (R.U.), J.Inaba (Japon), R.Legget (USA), H.Métivier (France), D.Nosske (RFA), M.Roy puis M.L.Perrin (France), et D.Taylor (R.U.), A.Kaul ayant pris par ailleurs la présidence du Comité 2

**Tableau 1:**Bases des dernières publications de la CIPR, pour les populations 56,67,69 et 71 et pour les travailleurs (68).

	Publications CIPR				
	56	67	69	71	68
Coeff de dose ingestion		+	+	-	+
Modèle intestinal	30	30	30	30	30
Coeff de dose inhalation	+	-	-	+	+
Modèle respiratoire	30	-	-	66	66
$W_T, W_R$	26	60	60	60	60

En ce qui concerne les travailleurs, la publication 68 reprend les 31 éléments des publications 56, 67, 69 et 71 avec les nouveaux modèles et traite tous les autres éléments avec les paramètres biocinétiques de la publication 30. Un tableau récapitulatif permet de visualiser les modèles et paramètres retenus dans ces différentes publications.

Nous aborderons dans les chapitres suivants les différents points marquants de ces différentes publications et les modifications majeures par rapport à la situation précédente découlant de l'application de la CIPR 26 (ICRP 1977) et de la CIPR 30.

## 1. L'EFFET DE L'AGE

Pour calculer les doses liées à l'incorporation de radionucléides après l'accident de Tchernobyl, il a fallu aux spécialistes utiliser les facteurs de doses calculés pour les travailleurs et leur appliquer selon les cas, et en particulier pour les enfants, des facteurs correctifs liés à l'âge. Il devenait urgent de prendre en compte les facteurs d'incorporation liés à l'âge. Ceci fut d'autant plus aisé pour le groupe de travail de la CIPR créé à cet effet, qu'il put s'appuyer sur une série de manifestations scientifiques décrivant les effets de l'âge sur la biocinétique et la dosimétrie. Le premier se tint à Angers en 1986 (Gerber *et al*, 1987), il fut suivi de celui d'Elmau en 1989 (Taylor *et al*, 1992).

Dans sa publication 56, la CIPR décrit les classes d'âge qui seront celles de toutes ses publications postérieures ainsi que celles retenues par les Basics Safety standards de l'AIEA et autres organisations ainsi que celles de la Directive européenne du 13 mai 1996 qui sera transformée en réglementation nationale dès le 13 mai 2000.

Nous appellerons dès lors *Nouveau-né* ou enfant de *3 ans* la période allant de la naissance à 12 mois. La classe *1 an* correspond à la période 1 à 2 ans, *5 ans* de 2 à 7, *10 ans* de 7 ans à 12 ans, *15 ans* de 12 à 17 ans, *l'adulte* sera au-delà de 17 ans. Dans sa publication 56, la CIPR attribuera à ces différentes classes d'âge des poids pour tous les organes définis auparavant dans la publication 23, l'homme de référence (ICRP, 1975). Ce qu'il faut noter dans cette première publication, c'est la très grande influence de l'âge sur les coefficients de dose liés à l'ingestion des radionucléides qui auront des conséquences dépassant le facteur 10 pour l'ingestion de mêmes quantités d'actinides par des nouveaux-nés (Tableau 2)

**Tableau 2:** Rapport DPUI enfant/DPUI adulte en fonction des classes d'âge de la CIPR.

	3 mois	1an	5ans	10 ans	15 ans
HTO	3,5	2,7	1,7	1,3	1
<sup>131</sup> I	8,2	8,2	4,6	2,4	1,6
<sup>137</sup> Cs	1,5	0,9	0,7	0,7	0,9
<sup>239</sup> Pu	17,4	1,7	1,4	1,1	1
<sup>228</sup> Ra	47	9,1	5,6	6,2	8,0

En terme de santé publique, il est évident que pour une même contamination des aliments, la protection des nouveaux-nés sera la plus efficace en termes dosimétriques. Cet effet de l'âge est très marqué pour l'ingestion, il l'est moins pour l'inhalation. On l'attribue principalement aux variations très importantes du coefficient de transfert gastrointestinal des radionucléides ( $f_i$ ). Dans l'un de ses rapports, l'OCDE a donné une règle simple qui sera globalement reprise par la CIPR dans ses différentes publications. La valeur du coefficient  $f_i$  chez le nouveau-né sera multipliée par 10 lorsque la valeur chez l'adulte est inférieure ou égale à 0,001 (ex; actinides), la valeur chez le nouveau-né sera multipliée par 2 lorsque le coefficient  $f_i$  sera compris entre 0,01 et 0,5 chez l'adulte. (OCDE, 1988).

La CIPR a modifié les temps de calcul pour la dose engagée, elle est toujours basée sur 50 ans quel que soit l'âge chez l'adulte, mais elle est calculée jusqu'à l'âge de 70 ans pour les différentes classes d'âges rapportées ci dessus.

Pour le calcul de la dose efficace, la CIPR utilise, faute d'informations suffisantes, pour toutes les classes d'âge, les coefficients de pondération tissulaires,  $W_T$ , décrit pour l'adulte dans sa publication 60.

Enfin, la CIPR n'a pas souhaité publier de coefficients de dose pour les personnes âgées, les coefficients, pour l'adulte étant considérés comme majorants, donc conservatifs.

## **LA FIN DES LIMITES ANNUELLES D'INCORPORATION**

Dans ses nouvelles publications, la CIPR ne donne plus de valeurs numériques pour les limites annuelles d'incorporation (LAI), elle ne donne plus que des coefficients de Doses Par Unité d'Incorporation (DPUI). Cette nouvelle présentation a un peu déstabilisé ses lecteurs, habitués à trouver dans les LAIs publiées des repères commodes pour l'organisation du travail.

Plusieurs raisons ont conduit à ce changement. Au niveau des populations, la prise en compte de l'effet de l'âge aurait conduit pour un seul radionucléide à autant de LAIs que de classes d'âge. Il est très probable que cette solution aurait apporté une très grande confusion. De plus, la CIPR a voulu, en supprimant de ses publications des valeurs de référence pour les LAIs, rappeler aux intervenants que la seule limite réglementaire est la limite de dose effective, qui est depuis la publication 60 de la CIPR en 1990 de 20 mSv par an, somme de la dose reçue par exposition externe et interne. Notons enfin que, pour la dose engagée, la souplesse autorisée par la CIPR, 100 mSv pendant 5 ans avec la possibilité d'atteindre 50 mSv en une seule année, n'existe pas; la CIPR recommande dans le cas de la contamination interne de ne prendre que 20 mSv par an comme limite réglementaire.

Nous verrons plus loin que la CIPR a introduit la notion de DPUI par défaut et encouragé le calcul de valeurs spécifiques aux situations rencontrées. Autant de facteurs qui militaient vers l'abandon de valeurs numériques pour les LAIs.

## **UNE NOUVELLE TECHNIQUE POUR CALCULER LA LIMITE ANNUELLE D'INCORPORATION**

Si la LAI ne figure plus sous forme de valeurs numériques dans les textes de la CIPR, celle-ci l'autorise néanmoins comme outil de gestion, tout comme par le passé. Il appartiendra aux opérateurs et aux pouvoirs publics de s'accorder sur leur valeur.

Lorsque rien de spécial n'est entrepris au niveau du poste de travail, il est convenu qu'on calculera une LAI par défaut à partir des valeurs de DPUI par défaut publiées dans les textes de la CIPR et reprises par la Directive européenne. Toutefois, le mode de calcul a changé depuis la publication 30 de la CIPR. Par le passé, elle était la valeur la plus limitante du

double calcul conduisant soit à une dose équivalente<sup>4</sup> de 500 mSv à un organe isolé ou à une dose efficace de 50mSv pour l'organisme entier. Aujourd'hui, la CIPR ayant abaissé ses limites pour la dose efficace, considère que la limitation de dose au niveau de l'organe n'est plus pertinente et recommande de calculer uniquement la LAI sur la base de la dose efficace, soit

$$LAI = E(Sv) / DPUI (Sv.Bq^{-1})$$

E pouvant être au maximum égal à 20 mSv.

Ceci a considérablement changé le niveau des LAIs, tout particulièrement pour les actinides ou la LAI était souvent basée sur la dose à la surface osseuse.

**Tableau 3:** Comparaison des anciennes et des nouvelles LAIs pour l'ingestion de quelques radionucléides sur le lieu de travail.

	Ancienne LAI	Nouvelle LAI
<sup>131</sup> I	1.10 <sup>6</sup>	9.10 <sup>5</sup>
<sup>137</sup> Cs	4.10 <sup>6</sup>	1,5.10 <sup>6</sup>
<sup>235</sup> U	5.10 <sup>4</sup>	4,3.10 <sup>5</sup>
	3.10 <sup>4</sup>	2,4.10 <sup>6</sup>
	2.10 <sup>3</sup>	-
<sup>237</sup> Np	3.10 <sup>3</sup>	1,8.10 <sup>5</sup>
<sup>239</sup> Pu	2.10 <sup>5</sup>	2.10 <sup>6</sup>
	2.10 <sup>6</sup>	3,7.10 <sup>5</sup>

Ainsi, pour l'ingestion en situation professionnelle, notons un relâchement des contraintes qui peut atteindre de près de 2 ordres de grandeur pour le <sup>237</sup>Np malgré la baisse de la limite de dose efficace engagée de 50 à 20 mSv. Cela peut, dans le cas du Np et de l'iode conduire à des doses à l'organe supérieures à 500 mSv.

## LA REVISION DES MODELES RESPIRATOIRE, ALIMENTAIRE, ET SYSTEMIQUE

Depuis 1966, de nombreuses données scientifiques poussaient à la révision des modèles dosimétriques. La CIPR a entrepris la révision du modèle pulmonaire, des modèles systémiques et du modèle digestif.

### *Le modèle pulmonaire*

<sup>4</sup> la nouvelle terminologie est employée ici pour éviter toute confusion., bien que lorsqu'on se réfère à la CIPR 30 l'ancienne devrait être employée.

Le nouveau modèle respiratoire a été publié en 1994, le groupe de travail était présidé par l'américain W.J.Bair<sup>5</sup>, il a mis environ 10 ans pour arriver au terme de son travail. (ICRP, 1994a).

Ce modèle est composé de quatre régions anatomiques qui ont été définies sur la base de la nature de leurs risques stochastiques propres. Ce sont les régions Extra-thoraciques **ET<sub>1</sub>** et **ET<sub>2</sub>**, la région bronchique **BB**, la région bronchiolaire **bb** et la région alvéolaire **AI**. Le dépôt est défini d'après les données expérimentales dans une gamme de taille élargie de la molécule à la particule de 100µm. L'épuration est décrite en termes de compétition entre l'épuration mécanique indépendante des espèces et la dissolution. Trois nouvelles classes de solubilité sont créées; **F** (fast), **M** (moderately) et **S** (slowly) au lieu de D, W et Y dans l'ancien modèle. Le modèle utilise les données expérimentales de dissolution lorsque celles-ci existent. Il s'applique à l'ensemble de la population selon son âge, son état de santé et son environnement. Enfin, le nouveau modèle propose, sur la base de multiples mesures *in situ* (Dorrian et Bailey, 1995, Ansolobro et al, 1997) comme valeur par défaut de la taille des aérosols industriels 5 µm au lieu de 1 µm.

Le fait marquant de ce modèle, en dehors du changement de la taille de référence, est l'introduction de la notion de paramètre par défaut, lorsqu'on ne connaît que peu de choses du polluant, auquel on peut substituer des valeurs mesurées *in situ*, appelés paramètres spécifiques. La CIPR encourage cette seconde approche et demande aux opérateurs d'effectuer des mesures réalistes qui conduiront à l'établissement de facteurs de doses propres aux différentes situations industrielles. Le bien fondé de cette approche a été vérifié sur le terrain, il permet de faire un calcul réaliste et d'inciter l'opérateur à investir dans des procédés qui conduiront à une réduction des coefficients de doses. Si l'opérateur ne souhaite pas faire cet investissement, ou s'il ne le peut pas, il utilisera les valeurs par défaut publiées dans les textes de la CIPR.

Dans le cas du démantèlement, cette approche moderne présente l'avantage de calculer le dépôt sur la base, par exemple, des diamètres des aérosols produits par les outils de découpe réellement utilisés. Une torche à plasma pourra conduire à des aérosols de 30 à 50 nm dont 50% se déposent au niveau de la région alvéolaire, une scie électrique classique à des aérosols de plus de 5µm dont moins de 5 % se déposent dans cette région à épuration lente. Les facteurs de doses seront considérablement modifiés.

Le tableau 4 montre qu'avec le nouveau modèle pulmonaire, la nouvelle technique de calcul des LAIs et le nouveau diamètre de référence, les valeurs des LAIs évoluent de différentes manières selon le radionucléide adopté et ne suivent pas de façon homothétique la réduction des limites de 50 à 20 mSv par an.

---

<sup>5</sup> Ce groupe présidé par W.J.Bair (USA) était composé de M.Bailey (R.U.), F.T.Cross et R.G.Cuddihy (USA), P.Gehr (Suisse), A.C.James (R.U.), J.R.Johnson (Canada, R.Masse et M.Roy (France) et W.Stahlhofen (RFA)

**Tableau 4:** Comparaison des LAIs pour l'inhalation de quelques radionucléides sur le lieu de travail selon l'ancien et le nouveau modèle respiratoire et les nouvelles techniques de calcul.

	Ancien modèle (CIPR30)	Nouveau modèle (CIPR68)
<sup>60</sup> Co	6.10 <sup>6</sup> (W)	2,9.10 <sup>6</sup> (M)
	1.10 <sup>6</sup> (Y)	1,3/10 <sup>6</sup> (S)
<sup>137</sup> Cs	6.10 <sup>6</sup> (D)	3.10 <sup>6</sup> (F)
<sup>235</sup> U	5.10 <sup>4</sup> (D)	3,3 10 <sup>4</sup> (F)
	3.10 <sup>4</sup> (W)	1,1.10 <sup>4</sup> (M)
	2.10 <sup>3</sup> (Y)	3,3.10 <sup>3</sup> (S)
<sup>239</sup> Pu	300 (W)	625 (M)
	500 (Y)	2410 (S)

Ce modèle enfin, se révèle assez peu sensible à l'effet de l'âge, les mécanismes de dépôt et d'épuration pulmonaires associés aux différents débits ventilatoires finissent en termes de dose par s'annuler

### Les modèles systémiques

La CIPR a profité de la révision de ses publications pour entreprendre la révision des modèles systémiques. Dans la publication 56 (ICRP 1990) est proposé un nouveau modèle osseux pour les actinides. Dans la publication 67 (ICRP 1994b) est décrit un modèle dosimétrique dépendant de l'âge pour les alcalino-terreux et le plomb ainsi qu'un modèle pour le plutonium, l'américium et le neptunium, l'uranium étant traité dans la CIPR 69.

Tous ces modèles ont pour but de répondre au problème de l'âge, mais ils peuvent d'ores et déjà être repris pour le travailleur adulte.

Ce qui les caractérise est leur aspect "recyclant" par prise en compte de la captation par des organes des formes circulantes dans le sang, parfois résultant de la clairance de ces organes. Ce caractère "recyclant" a considérablement augmenté les périodes biologiques de certains actinides.

La CIPR a entrepris la révision de la CIPR 30, elle s'appuiera largement sur le travail déjà publié dans la série "Age-dependent".

## **Le modèle alimentaire**

Le modèle actuel de la CIPR date des années 1960 et là encore, les données scientifiques sont apparues et peuvent conduire en une modification des différents paramètres. De plus, le modèle actuel n'est plus cohérent avec les nouveaux facteurs de pondération tissulaires de la CIPR 60, où sont apparus l'œsophage et une nouvelle définition du gros intestin. Enfin, des données relativement récentes montrent que la bouche peut être un facteur de rétention important qu'il faut prendre en compte (Renaud-Salis *et al*, 1990), principalement dans le cas de contaminations chroniques. Sur ces bases, un groupe de travail a été créé, il doit remettre un projet au Comité 2 et à la commission principale en 2001-2002 (Métivier, 1998)<sup>6</sup>. Il prendra en compte tous les organes affectés d'un coefficient  $W_T$  dans la CIPR 60 ce qui n'est pas le cas du modèle gastro-intestinal actuel. Les paramètres seront revus dans le but de participer à un autre chantier du Comité 2, la révision de l'homme de référence.

## **LA SURVEILLANCE DES TRAVAILLEURS**

Les protocoles de surveillance des travailleurs sont actuellement basés sur les modèles décrits dans la publication 54 de la CIPR (ICRP 1988b), les modifications apparues dans la publication 60 et dans la publication 68 a conduit en la révision de cette publication 54. Le groupe de travail présidé par F.Fry<sup>7</sup> a publié le document 78 (ICRP, 1998) qui sera repris sous forme d'un CD-ROM par le BfS allemand.

## **CONCLUSION**

En conclusion, la CIPR a, depuis dix années, considérablement changé les facteurs de doses pour la contamination interne, par la révision des modèles dosimétriques d'une part, et par l'introduction de nouvelles techniques de calcul découlant de ses recommandations publiées en 1990. De ces modifications, le point majeur est l'apparition de DPUIs spécifiques aux sites de travail, qui permettent un calcul de dose parfaitement approprié aux différentes tâches effectuées par le travailleur. Cette approche nouvelle a parfois dérouté les utilisateurs habitués au confort des LAIs publiées dans des documents officiels. Elle doit pourtant être considérée comme une réelle avancée tant pour le travailleur que pour l'exploitant qui verra dans cette approche une

---

<sup>6</sup> Ce Groupe, HAT, présidé par H.Métivier (France) est composé de J.F.Bertholon (France), J.D.Harrison et J.Hendry (R.U.), R.Legget (USA), D.Nosske (RFA), F.Paquet (France), M.Simko (RFA) et R.G.Thomas (USA).

<sup>7</sup> Ce groupe de travail était constitué de F.Fry (R.U.), D.Nosske (RFA), J.Piechowski (France), A.Phipps (R.U.) et J.C.Nénot (France)

stimulation à investir dans des secteurs où un gain pour le travail est immédiat. Elle est la seule solution crédible dans les futurs chantiers de démantèlement. Elle n'autorise en rien à un quelconque relâchement, puisque la validation de ces paramètres a toujours été prévue par la CIPR, du ressort des autorités compétentes. Enfin, on peut estimer aujourd'hui que le chantier est bien avancé et que l'objectif de 2005, pour la révision de tous les documents, sera tenu pour de très nombreuses années. Il faudra donc environ 15 ans pour mettre en pratique les recommandations de la CIPR 60 dans la dosimétrie après exposition interne.

## BIBLIOGRAPHIE

- Ansoborlo E., Boulaud D., Leguen B., Distribution granulométrique d'aérosols d'uranium dans l'industrie française de fabrication du combustible. *Radioprotection*, 1997, **32**, 319-330.
- Dorrian M.D. and Bailey M.R., Particle size distribution of radioactive aerosols measured in work-place. *Radiat. Prot. Dosim.*, 1995, **60**, 119-133
- Gerber G.B., Métivier H., Smith H., Age-related factors in radionuclide metabolism and dosimetry. Proceedings of a workshop held in Angers, Nov 26-28, 1986. Martinus Nijhoff Publishers, Dordrecht, 1987.
- ICRP, Publication 26, Recommendations of the ICRP, Pergamon Press, 1977.
- ICRP, Publication 30, Limits for Intakes by Workers, Part 1, Pergamon Press, Oxford 1979a
- ICRP, Publication 30, Limits for Intakes by Workers, Part 2, Pergamon Press, Oxford 1979b
- ICRP, Publication 30, Limits for Intakes by Workers, Part 3, Pergamon Press, Oxford 1981
- ICRP, Publication 30, Limits for Intakes by Workers, Part 4, Pergamon Press, Oxford 1988a
- ICRP, Publication 54, Individual monitoring for intakes of radionuclides by workers: Design and interpretation, Pergamon Press, Oxford, 1988b
- ICRP, Publication 56. Age-dependent Doses to members of the Public from Intake of radionuclides: Part 1. Pergamon Press, Oxford, 1990.
- ICRP, Publication 60, 1990 Recommendations of the international commission on radiological protection, Pergamon Press, Oxford, 1991.
- ICRP, Publication 66. Human Respiratory tract Model for radiological Protection. Elsevier Sciences, Oxford, 1994a
- ICRP, Publication 67. Age-dependent Doses to members of the Public from Intake of radionuclides: Part 2 Ingestion Dose coefficient. Elsevier Sciences, Oxford, 1994b.
- ICRP, Publication 68. Dose coefficients for intakes of radionuclides by workers. Replacement of ICRP Publication 61. Elsevier sciences, Oxford, 1995a
- ICRP, Publication 69. Age-dependent Doses to members of the Public from Intake of radionuclides: Part 3. Elsevier Sciences, Oxford, 1995b.
- ICRP, Publication 71: Age-dependent Doses to members of the Public from Intake of radionuclides: Part 4 Inhalation dose coefficients. Elsevier Sciences, Oxford, 1996a.
- ICRP, Publication 72. Age-dependent Doses to members of the Public from Intake of radionuclides: Part 5 Compilation of ingestion and inhalation dose coefficients. Elsevier Sciences, Oxford, 1996b.

- ICRP, Publication 78, Individual monitoring for internal exposure of workers, replacement of ICRP Publication 54. Elsevier sciences, Oxford, 1998.
- Métivier H., The work of Committee 2 of ICRP on a new model for the human alimentary tract. In Intakes of radionuclides, occupational and public exposure, Proceedings of a workshop, avignon, France, september 15-18 1997, *Radiat. Prot. Dosim.* 1998, 79, 273-277
- OCDE, Gastrointestinal absorption of selected radionuclides. A report by an NEA expert Group. NEA/OECD, Paris 1988
- Renaud-Salis V., Lataillade G. Métivier H. effect of mass, oxidation state and uration of chronic ingestion on plutonium absorption in fed rats. *Int. J. Radiat. Biol.* 1990, 58, 691-704.
- Taylor D.M., Gerber G.B., Stather J.W., Age-dependent factors in the biokinetics and dosimetry of radionuclides. Proceedings of a workshop held in Schloss Elmau, Germany (november 5-8, 1991) Radiation Protection Dosimetry.

## **Abstract**

The assessment of the dose received when the radiation source is located in the body is not easy. Therefore, 20 years ago the ICRP started publishing documents destined to help physicians calculate doses to the workers. These are the volumes of publication 30 spread over some 10 years. On this basis ICRP issued publication 54 to afford guidance for the monitoring of workers who might be exposed to internal contamination.

Continually reviewing the available data and parameters of interest, and taking account of the age factor, ICRP issued recommendations in publication 60.

The Chernobyl accident impinged on the work of committee 2 as it made apparent that the dose factors in publication 30 were applicable to adult workers only and that age and the physico-chemical form of the contaminants in the environment had been overlooked. A series of publications followed to account for the age effect and to improve the biocinetic models. They may have conveyed a sense of confusion to the reader. Therefore, the objectives of Committee 2 are explained hereafter

## **Samenvatting**

Het bepalen van de stralingsdosis te wijten aan bronnen in het lichaam ligt niet voor de hand. Om de arbeidsgeneesheren bij het berekenen hulp te verlenen, begon ICRP, 20 jaar geleden, met het uitgeven van documenten. Dat zijn de volumes van publikatie 30, verspreid over zowat 10 jaren. Op basis van de gepubliceerde gegevens, zag publikatie 54 het licht met als bedoeling hulp aan te bieden bij het toezicht op de mogelijk aan inwendige bestraling blootgestelde werkers.

Onder gedurig rekening houden van de beschikbare gegevens en rekening houdend met de ouderdom factor gaf ICRP richtlijnen in publikatie 60.

Het Tjernobyl ongeval had diepgaande gevolgen op het werk van Comité 2. De beperkingen van publikatie 30 werden duidelijk, met name, het in niet acht nemen van de ouderdom factor en de fysico-chemische toestand van de besmetting in het milieu. De daaropvolgende publikaties werden

dus gericht op de ouderdom factor en de biokinetische modellen. Zij hebben de lezers een indruk van verwarring gegeven. Het hierop volgend betoog wil daarom de doelstellingen van Comité 2 nader toelichten.

## **RADIOPROTECTION EN MILIEU HOSPITALIER.**

**A. Smons**

Chargé de cours adj. - Directeur  
Université de Liège - Contrôle Physique des Radiations  
Allée du 6 Août, 3 - B12 - B - 4000 Liège - Sart Tilman

### **Résumé**

Après une brève revue des radioisotopes utilisés en médecine humaine dans les principaux actes de diagnostic « in vivo » et « in vitro » et de thérapie, ainsi qu'une très brève introduction en ce qui concerne la législation applicable à la médecine, nous envisageons les résultats :

- 1 - de la dosimétrie externe des travailleurs occupés en médecine nucléaire. Ces résultats reprennent 5 années consécutives.  
Mention est également faite de la dosimétrie externe partielle (dosimétrie extrémités).
- 2 - des contaminations externes constatées au niveau des vêtements de protection et des mains des manipulateurs.
- 3 - des contaminations internes : la majorité des isotopes manipulés en médecine nucléaire ont des périodes très courtes.  
Les contrôles effectués par le service de radioprotection concernent particulièrement
  - les analyses urines pour mise en évidence du  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{32}\text{P}$
  - les contrôles thyroïdiens des manipulateurs  $^{131}\text{I}$  et  $^{125}\text{I}$ .

En conclusion, il apparaît clairement qu'une radioprotection efficace ne peut être obtenue sans l'entière collaboration des responsables et du personnel des services, cette collaboration ne peut être acquise sans une sensibilisation du personnel et il nous paraît que l'information de radioprotection et la formation du personnel sont essentielles dans ce domaine.

## **RADIOPROTECTION EN MILIEU HOSPITALIER.**

### **1. - INTRODUCTION.**

On entend par applications médicales des radiations ionisantes, les spécialités médicales utilisant les radiations ionisantes provenant de machines (appareils à rayons X, accélérateurs linéaires) ou de substances radioactives en sources scellées ou non scellées.

Trois spécialités médicales utilisent les radiations ionisantes:

- le radiodiagnostic,
- la médecine nucléaire,
- la radiothérapie.

Nous n'envisageons, dans cet exposé, que la médecine nucléaire qui utilise les radiations ionisantes émises par les radioisotopes manipulés en sources non scellées.

## **2. -MEDECINE NUCLEAIRE.**

On entend par médecine nucléaire, les applications diagnostiques, thérapeutiques et expérimentales des radioisotopes en sources non scellées.

\* **Les actes diagnostiques “ in vivo ”** nécessitent l'administration au patient, d'un radiopharmaceutique, constitué d'un vecteur : molécule, particule, présentant une spécificité pour un organe ou une grande fonction physiologique ou physiopathologique, et d'un radioisotope.

L'administration est réalisée par voie intraveineuse, orale ou respiratoire, selon l'examen pratiqué.

Les radioisotopes marqueurs sont des émetteurs  $\gamma$  purs ou, à la rigueur  $\beta$  et  $\gamma$  ; le pouvoir de pénétration élevé du rayonnement  $\gamma$  (de 70 à 550 keV) permet une bonne détectabilité à l'extérieur du corps par une gammacamera.

**Tableau 1.** - Principaux radiopharmaceutiques utilisés dans les actes diagnostiques « in vivo », liste non exhaustive.

Radioisotope	Période	Etat physico-chimique	Applications
<sup>18</sup> F	1,83 h	FDG	Explorations pulmonaires,.. récidives tumorales...
<sup>99m</sup> Tc	6,0 h	Pertechnétate	Explorations fonctionnelles et Scintigraphiques
<sup>42</sup> K	12,4 h	Chlorure	Explorations métaboliques
<sup>123</sup> I	13,2 h	Iodure	Explorations thyroïdiennes
<sup>24</sup> Na	15 h	Chlorure	Explorations métaboliques
<sup>111</sup> In	2,8 j	Chlorure	Marquage des cellules sanguines, scintigraphie de la moëlle
		DTPA	Explorations fonctionnelles
<sup>201</sup> Tl	3,0 j	Chlorure	Scintigraphie myocardique
<sup>67</sup> Ga	3,3 j	Citrate	Détection des foyers cancéreux Inflammatoires
<sup>133</sup> Xe	5,2 j	Solution ou gaz	Explorations pulmonaires, débits cérébraux et locaux
<sup>51</sup> Cr	27,7 j	Chromate	Mesure des volumes sanguins, durée de vie des cellules du sang
<sup>59</sup> Fe	44,5 j	Citrate	Etude du métabolisme du fer
<sup>125</sup> I	60 j	Albumine	Mesure du volume plasmatique
<sup>58</sup> Co	71 j	Vitamine B12	Test de Schilling
<sup>45</sup> Ca	165 j	Chlorure	Etude du métabolisme osseux
<sup>57</sup> Co	272 j	Vitamine B12	Test de Schilling
<sup>3</sup> H	12,3 a	Eau tritiée	Exploration du métabolisme de l'eau

\* Les actes **thérapeutiques** mettent à profit l'action destructrice sur les cellules vivantes des rayonnements émis par un radiopharmaceutique administré par voie veineuse ou intra-articulaire.

On utilise dans ce but des émetteurs  $\beta$  de haute énergie (1 MeV ou plus),  $\beta$  purs (<sup>90</sup>Y, <sup>32</sup>P) ou  $\beta\gamma$  (<sup>131</sup>I).

**Tableau 2.** - radiopharmaceutiques utilisés "in vivo" dans les actes thérapeutiques.

Radioisotope	Période	Etat physico-chimique	Applications
<sup>90</sup> Y	2,67 j	Colloïde	Synoviorthèse
<sup>198</sup> Au	2,70 j	Colloïde	Synoviorthèse
<sup>186</sup> Re	3,77 j	Colloïde	Synoviorthèse
<sup>131</sup> I	8,02 j	Iodure	Traitement de l'hyperthyroïdie et des cancers thyroïdiens
<sup>169</sup> Er	9,4 j	Citrate	Synoviorthèse
<sup>32</sup> P	14,3 j	Phosphate	Traitement des polyglobulies

\* Les actes **diagnostiques** « **in vitro** », fondés sur l'utilisation d'un réactif marqué, n'impliquant pas l'administration d'un radiopharmaceutique au patient.

De nombreuses techniques d'analyse de biologie médicale, de radioimmunologie en particulier, mettent en oeuvre des radioéléments artificiels.

Notons que le contrôle de qualité des appareils de médecine nucléaire nécessite l'emploi de sources scellées pour certains étalonnages.

**Tableau 3.** - Principaux radioisotopes utilisés « in vitro ».

Radioisotope	Période	Etat physicochimique	Application
$^{125}\text{I}$	60 j	Solution	Radioimmunologie
$^{35}\text{S}$	87 j	Méthionine	Recherches
$^{65}\text{Zn}$	244j	Chlorure	Recherches
$^{57}\text{Co}$	272j	Vitamine B12	Dosage vitamine B12
$^{60}\text{Co}$	5,3 a	Sources scellées	Etalonnages
$^{133}\text{Ba}$	10,5 a	Sources scellées	Etalonnages
$^3\text{H}$	12 a	Solution	Radioanalyse, recherches
$^{137}\text{Cs}$	30 a	Sources scellées	Etalonnages
$^{63}\text{Ni}$	100 a	Sources scellées	Etalonnages
$^{14}\text{C}$	5730 a	Solution	Radioanalyse, recherches

### 3. -RADIOPROTECTION EN MILIEU MEDICAL.

L'Arrêté Royal du 28.02.1963, et ses nombreuses modifications, est d'application dans le milieu médical.

Les installations médicales qui utilisent les radiations ionisantes sont classées, le régime d'autorisation des installations est d'application, le système de limitation des doses doit être suivi pour le personnel professionnellement exposé et pour les personnes du public, un contrôle physique doit être organisé, l'information et la formation du personnel doivent être assurés, les radioisotopes utilisés sous forme non scellée en médecine humaine font l'objet d'une autorisation préalable de contrôle de conformité par des pharmaciens agréés et le chapitre 6 de l'Arrêté Royal se préoccupe tout particulièrement des applications médicales des radiations ionisantes.

Les principes fondamentaux de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) sont d'application pour le personnel professionnellement exposé et pour les patients en ce qui concerne :

- \* la justification des pratiques utilisant les radiations ionisantes,
- \* l'optimisation de la radioprotection.

Par contre, le principe de la limitation des expositions individuelles n'est d'application que pour le personnel professionnellement exposé concerné, ainsi que pour le public.

Cependant, l'Arrêté Royal précise que toutes les expositions **doivent** être maintenues à un niveau **aussi bas que raisonnablement possible**.

#### 4. -DOSIMETRIE EXTERNE.

Les doses équivalentes sont reçues par le personnel au laboratoire de préparation des radiopharmaceutiques (élution du  $^{99m}\text{Tc}$ , fractionnement des solutions mères, marquage des molécules ... ) et dans les salles d'examen, lors des injections des radiopharmaceutiques aux patients.

##### 4.1. - Dosimétrie externe globale.

**Tableau 4** - Dose équivalente exprimée en % du personnel exposé.

An	Pers	Dose Collective	Doses annuelles (mSv)			
			D = 0	D < 5	5 < D < 20	20 < D < 50
1995	20	79,60	45	20	30	5
1996	19	76,42	42,1	26,5	26,3	5,3
1997	23	58,52	39,2	21,8	34,8	4,2
1998	19	64,72	42	21	31,6	5,4
1999	18	88,66	33,3	27,7	33,3	5,7

Dose équivalente maximum reçue en un an: 28,46 mSv

##### 4.2. - Dosimétrie externe partielle.

Les doses extrémités sont enregistrées par des dosimètres thermoluminescents (TLD.LiF).

Des bagues en matière plastique, dont le chaton contient un TLD sont régulièrement portées par le personnel au laboratoire de préparation et dans les salles, lors des injections.

Les doses les plus importantes relevées sont reportées au tableau suivant.

**Tableau 5** - Doses équivalentes extrémités.

Année	Doses extrémités en mSv
1995	28,01
1996	106,03
1997	106,25
1998	141,29
1999	15,82

#### 5. - CONTAMINATION EXTERNE.

Bien que dans le service concerné :

\* l'information du personnel soit réalisée et renouvelée chaque année;

- \* des visites de contrôle soient réalisées mensuellement, avec remarques et conseils au personnel si nécessaire ;
- \* les moyens de protection individuels (tabliers, gants ... ) soient disponibles;
- \* un appareil de contrôle (mains-vêtements) se trouve à la sortie des laboratoires de préparation.

Il n'est pas rare de constater des contaminations des vêtements de protection ( $>2.000 \text{ Bq/cm}^2$ ,  $\approx 145 \mu\text{Sv/h}$ ), des mains ( $\approx 1.000 \text{ Bq/cm}^2$ ,  $\approx 90 \mu\text{Sv/h}$ ).

Ces faits ne peuvent être expliqués que par plusieurs facteurs:

- accoutumance aux risques;
- banalisation des actes et relâchement des mesures de sécurité;
- surcharge de travail du personnel paramédical et technique, qui ne dispose pas, de ce fait, du temps nécessaire à la radioprotection.

## 6. CONTAMINATION INTERNE.

- De manière systématique, le personnel manipulant des molécules marquées au  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{32}\text{P}$  ... fournit, à l'occasion de l'examen médical semestriel, un échantillon d'urine qui sera analysé.

En cas d'incident ou d'accident, le personnel doit fournir un échantillon d'urine pour analyse.

Aucune contamination radioactive interne, significative, n'a pu être mise en évidence à l'occasion de ces contrôles.

- Le personnel des laboratoires d'analyse, manipulant des molécules marquées à  $^{125}\text{I}$ , est contrôlé deux fois par an à l'aide d'une installation légère, munie d'une sonde à scintillation basse énergie.

De cette manière, un contrôle systématique de contamination thyroïdienne est réalisé.

Aucune contamination radioactive interne, significative, n'a pu être mise en évidence à l'occasion de ces contrôles.

- Le radioiode 131, manipulé en quantité relativement importante (1,85 - 3,7 GBq), ne présente pas de risque significatif de contamination interne, étant donné qu'il est utilisé, dans ses applications thérapeutiques, exclusivement sous forme de "gélules".

Dans notre cas, aucune contamination radioactive thyroïdienne en  $^{131}\text{I}$  n'a pu être mise en évidence depuis l'utilisation systématique des "gélules".

- Jusqu'à présent, aucune autre recherche systématique de contamination radioactive n'a été entreprise sur le personnel concerné, si ce n'est en cas de contamination radioactive corporelle accidentelle (1 cas en trente ans).
- Une étude publiée par l'OPRI (1995) montre que l'exposition interne du personnel des services de médecine nucléaire est faible (Institut Gustave Roussy - France).

Les résultats des examens anthropogammamétriques montrent une activité significative chez les personnes qui manipulent le radioiode 131 (max 660 Bq dans la thyroïde), et le technécium 99m (max 21.000 Bq corps entier).

Le contrôle régulier du personnel de médecine nucléaire, au vu de ces résultats pourrait être justifié.

- La situation est tout autre si l'on considère les manipulations de radiomarquage de molécules au radioiode 125.

Les activités manipulées en  $\text{Na}^{125}\text{I}$ , en une fois, vont de 37 MBq à 925 MBq et plus.

Les risques de contamination radioactive atmosphérique sont très importants, les manipulations sont réalisées dans des hottes ou des boîtes à gants selon l'activité manipulée.

Le strict respect des règles de radioprotection doivent être appliquées par ces manipulateurs afin d'éviter au maximum des incorporations de radioiode 125 au niveau de la thyroïde.

Ce personnel, soumis à un risque important de contamination interne, est contrôlé régulièrement, en routine : une fois tous les deux mois et en cas de contamination interne significative, tous les mois, avec éventuellement écartement du poste de travail.

Nous avons, dans le passé, enregistré des cas de contamination interne relativement importants, avec des doses thyroïdiennes significatives.

**Tableau 6 - Contaminations thyroïdiennes ( $^{125}\text{I}$ ).**

Année	Incorporation (Bq)	Dose thyroïde (mSv)	Dose efficace (mSv)
1991	$6,9 \cdot 10^4$	15,2	0,46
1992	$8,9 \cdot 10^4$	19,6	0,59

Une sensibilisation du personnel, une information ciblée et la surveillance du bon fonctionnement de la hotte de marquage nous a permis d'éliminer ces contaminations radioactives internes.

## 7. - CONCLUSIONS.

Nous pouvons reprendre les conclusions du sénateur Ch. Descours dans son rapport sur l'exposition du personnel milieu médical en France.

Le sénateur cite le Professeur Tubiana concernant les « bons rayonnements ionisants en milieu médical » à l'opposés des « mauvais rayonnements ionisants dans l'industrie », cette distinction expliquerait que, malgré une exposition relativement importante d'une partie du personnel médical, les professionnels de ce milieu sont restés jusqu'à maintenant sans réactions ou si peu, en France.

#### **7.1. Propositions concernant l'amélioration au niveau du matériel.**

- préparation sous hotte convenablement ventilée;
- dispositifs automatiques de pipetage;
- utilisation de protège-seringues;
- déchets radioactifs convenablement conditionnés;
- contrôle systématique et quotidien de l'absence de contamination radioactive...

#### **7.2. Propositions concernant la surveillance du personnel.**

- information sur l'intérêt des dosimètres (poitrine, mains ...);
- étude des postes de travail;
- suivi médical ciblé;
- dosimétrie opérationnelle.

#### **7.3. Propositions sur le rôle des divers acteurs**

- chef de service;
- préposé à la surveillance;
- contrôle physique;
- médecin du travail.

#### **7.4. Propositions sur la formation du personnel.**

- nouvelle législation : alinéa complémentaire à l'article 53.2 concernant la formation du personnel paramédical et technique et l'obligation d'une formation continue dans les matières concernées.

### **8. - BIBLIOGRAPHIE.**

AR du 28.02.1963 (MB 16.05.1963) et modifications ultérieures

Manuel pratique de radioprotection - D.J. Gambini et R. Granier Tec et Doc LAVOISIER et Ed Médicales Internationales - 1997

J.P. Culot - Calcul de la dose moyenne à la thyroïde en suite à une contamination accidentelle ou chronique de la thyroïde en radioiode (communication privée)

International conference on Radiation protection in medicine - Montpellier - Juin 1995 G. Herbelet et al. - Monitoring of the nuclear medicine workers by OPRI

Projet de transposition des Directives 96/29 et 97/43 Euratom  
Ministère des Affaires Sociales, de la Santé Publique et de l'Environnement  
Service des Affaires Environnementales  
Service de Protection contre les Radiations Ionisantes

## Samenvatting

De belangrijkste *in vivo* en *in vitro* diagnostische en therapeutische handelingen uitgevoerd in de nucleaire geneeskunde worden aangehaald zowel als de wetgeving in de geneeskunde.

De volgende de resultaten worden besproken:

- 1) De uitwendigene dosimetrie van de werkers in de nucleaire geneeskunde. Het gaat m de gegevens van 5 opeenvolgende jaren. De dosimetrie van de extremiteiten wordt behandeld
- 2) De uitwendige besmetting van beschermende kleding en de handen van de laboranten
- 3) De inwendige besmetting: de meerderheid van de in de nucleaire geneeskunde gebruikte nucliden hebben een zeer korte halfwaarde tijd. De controlemetingen betreffen
  - urine analyses om het meten van  $^3\text{H}$  -  $^{14}\text{C}$  -  $^{35}\text{S}$  -  $^{32}\text{P}$ ,
  - en metingen van  $^{131}\text{I}$  et  $^{125}\text{I}$  in de schildklieren.

Het blijkt dat een doeltreffende stralingsbescherming niet mogelijk is zonder de volledige samenwerking van de dienst verantwoordelijken en hun staf. Deze samenwerking is niet te verwezenlijken zonder een bewustwording van het personeel, waarbij informatie en scholing een essentiële rol toekomt.

## Abstract

Radioisotopes used in the main *in vivo* and *in vitro* diagnostic and therapeutic acts in human medicine are briefly reviewed and the existing legislation is touched upon.

The results obtained

- 1) In the external dosimetry data of the workers employed in nuclear medicine over 5 consecutive years. Dosimetry of extremities is dealt with
- 2) For the external contamination on the protection clothing and hands of the manipulators
- 3) On the internal contamination: Most nuclides used are very short-lived. Checks made are:
  - Urine analyses to detect  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{32}\text{P}$ ;
  - Thyroid measurements of  $^{131}\text{I}$  and  $^{125}\text{I}$  are presented.

It appears that an efficient radioprotection is possible only with the close collaboration of the responsible and personnel of the departments. This in turn requires that the attention of individuals be focused on this matter, and that an appropriate information and training is provided.

## **DOSIMETRIE INTERNE: RESULTATS DES INTERCOMPARAISONS ET CONFIANCE DANS LES EVALUATIONS DE DOSES**

**J.P. Culot**

Association Vinçotte Nucléaire (AVN)  
Av. du Roi 157, B-1190 Bruxelles

### **Résumé**

La dosimétrie des expositions internes aux radionucléides incorporés repose sur une connaissance aussi complète que possible du comportement des substances radioactives dans l'organisme. Ceci est essentiel pour interpréter les mesures d'activité faites dans le corps et sur ses excréments et les exprimer sous forme de quantités incorporées et de doses engagées.

Dans la pratique, la mise en oeuvre des modèles métaboliques de la CIPR devient de plus en plus ardue étant donné leur complexité. En outre, lors d'un incident significatif, les données métaboliques individuelles ne cadrent pas nécessairement avec les modèles moyens de la CIPR. La mise à disposition de programmes de calcul performants et accessibles au plus grand nombre permet de produire une valeur numérique pour l'activité incorporée. Il reste à l'apprécier à sa juste valeur et à la confronter à l'expérience d'autres laboratoires.

Un des moyens est de participer à des intercomparaisons organisées tant par l'AIEA que par EURADOS.

### **Introduction**

Lors d'une contamination interne, l'objectif du praticien est de déterminer la dose équivalente engagée à partir de l'estimation d'une incorporation. Cette estimation se base sur le résultat de la mesure de l'activité qui est soit retenue dans le corps entier ou dans un organe spécifique, soit excrétée via l'urine ou les matières fécales. Dans le premier cas, il s'agira d'une mesure directe de la contamination interne; dans le second, il s'agira d'une mesure indirecte. Quelle que soit la méthode de mesure, nous recherchons une estimation de l'activité incorporée, qui est influencée par divers facteurs.

La contamination interne résulte d'une exposition professionnelle, par exemple dans l'industrie nucléaire ou en médecine nucléaire, d'une exposition d'un travailleur au contact de matériaux naturels radioactifs (NORM = Naturally Occuring Radioactive Material) ou de matériaux dont la radioactivité naturelle a été augmentée au cours du processus de fabrication (TENORM = Technically Enhanced Naturally Occuring Radioactive Material) ou d'une exposition d'une personne du public.

Le mode d'incorporation sera aigu ou chronique.

Les portes d'entrée sont la voie respiratoire, les plaies et blessures, la voie digestive, exceptionnellement la voie transcutanée.

La méthode de contrôle sera une mesure directe, une mesure d'excréta ou une mesure de l'environnement, par exemple la contamination de l'air.

Les propriétés physiques et chimiques ont leur importance, entre autres la classe de transférabilité (« Slow » S, « Moderate » M, « Fast » F), la dimension des particules inhalées (Diamètre aérodynamique (DAMA ou AMAD) = 1µm, 5 µm ou spécifique), leur densité.

Il ne faut pas négliger les paramètres individuels tels que l'âge, la morphologie sans oublier la cinétique biologique du contaminant et la chronologie de l'exposition.

La détermination de la valeur d'une incorporation requiert donc la connaissance préalable de nombreux paramètres. C'est pourquoi la CIPR a défini des modèles génériques pour la pratique courante tant que la dose engagée reste en deçà des limites de dose. Un modèle spécifique sera utilisé si une estimation plus précise de la dose engagée s'avère nécessaire. Pour les travailleurs, la CIPR souhaite que la limite à appliquer ne soit pas celle de la vie entière, mais celle de valeurs discrètes de période de temps n'excédant pas 5 ans. C'est la limite primaire de dose efficace de 20 mSv qui est recommandée et adoptée dans la Directive européenne relative à la Radioprotection.

### **La mesure de la contamination interne**

Le choix des méthodes pour estimer l'incorporation de radionucléides sera gouverné par le mode et le niveau de l'incorporation, le type et l'énergie du rayonnement émis, la biocinétique du contaminant, ainsi que par la sensibilité et la disponibilité des systèmes de mesure appropriés.

Ces méthodes font appel à différentes techniques, souvent complémentaires et utilisées en parallèle, basées soit sur la mesure directe des radionucléides dans le corps entier, dans des organes spécifiques et, le cas échéant, dans les plaies, soit sur des mesures indirectes par analyses radiochimiques d'excréta.

### **Mesure directe (anthropogammamétrie)**

La première technique, rapide et simple, nécessite une installation constituée d'une enceinte blindée dans laquelle se trouve disposé un détecteur sensible au rayonnement qui émerge de la personne mesurée. L'interprétation de la mesure permet d'identifier le radionucléide contaminant et de déterminer l'activité totale présente dans l'organisme au moment de la mesure.

La mesure directe de la radioactivité semble la plus adéquate, en cas d'accident important, pour l'évaluation de la gravité, la prise de décision et le suivi du traitement. Sa sensibilité est cependant limitée pour de nombreux radionucléides s'il devient nécessaire de pouvoir détecter des faibles activités. C'est le cas des transuraniens tel que le plutonium dont le rayonnement émis sous forme de rayons X ne peut être décelé qu'avec une faible sensibilité et pour lequel l'interprétation de la mesure présente de grandes difficultés vu l'incertitude affectant les facteurs d'absorption dans les tissus.

## Mesures d'excréta

Les mesures d'excréta forment le complément logique indispensable aux mesures directes. En cas d'incident, trois types d'analyses sont généralement réalisés en parallèle: les analyses d'urine, les analyses du mucus nasal et les analyses fécales. Le problème posé au laboratoire de mesure est essentiellement un problème de rapidité. Il s'agit de disposer d'un mode opératoire court pour autant que la précision et la sensibilité demeurent suffisantes. La rapidité peut même être acquise au détriment de la sélectivité si l'on connaît la nature du contaminant.

Les analyses d'excréta ne fournissent que des renseignements indirects qui dépendent principalement de la biocinétique des composés chimiques incorporés. Leur interprétation doit donc être prudente. Aussi, dans tous les cas où cela est pratiquement possible, on s'efforcera de combiner mesures directes et indirectes pour valider l'évaluation dosimétrique.

## La quantification de la contamination interne

L'interprétation des résultats des mesures en terme de quantité incorporée se fera sur la base des données métaboliques et physiologiques disponibles pour les éléments en question, en fonction de leur forme chimique et de leur voie d'entrée: inhalation, ingestion ou injection. Cette interprétation sera néanmoins entachée d'une incertitude qui peut être importante du fait de la variabilité individuelle des phénomènes biologiques de rétention et d'excrétion.

La **dose efficace engagée** est calculée à l'aide de modèles biocinétiques définis par la CIPR, en tenant compte des observations faites à long terme chez l'homme et chez l'animal de laboratoire. Les modèles déterminent la répartition de l'activité dans le corps et dans les excréctions en fonction du temps; la dose à chaque organe est la somme de la dose absorbée dans l'organe et des contributions des organes voisins; la période d'intégration est fixée à 50 années pour les adultes et à 70 années pour les enfants.

Cette méthode se base sur un homme de référence. Il est évident que des différences d'âge, de sexe, de poids et d'alimentation peuvent avoir une influence sur l'estimation de la dose en situation accidentelle; les paramètres seront alors ajustés pour reproduire les valeurs mesurées.

A priori, les modèles métaboliques seront utilisés pour établir une stratégie de contrôle basée sur le type d'examen, mesure directe ou indirecte, et leur fréquence. A posteriori, lors d'un incident, ils permettront, après ajustements éventuels, de déterminer l'activité totale incorporée et la dose engagée à partir d'une ou de plusieurs mesures spécifiques.

Pour assurer la surveillance de l'exposition interne, la CIPR fournit, pour la plupart des radionuclides, les doses efficaces délivrées à l'organisme par unité d'activité incorporée (DPUI) ainsi que des courbes de rétention et d'excrétion. Les valeurs numériques des publications les plus récentes (68, 72, 78) sont reprises sur un cédérom édité par la CIPR. L'utilisation de modèles spécifiques qui s'écartent de l'homme standard requiert des programmes de calcul tels que LUDEP (V. 2.06, 1999) développé par le NRPB sur base des publications 66 (modèle pulmonaire) et 30 (métabolisme), ou IDSS, développé par le groupe de travail de la CIPR chargé du calcul des doses. L'IPSN a présenté récemment le cédérom CALLIOPE, logiciel de formation à la dosimétrie interne pour les professionnels (médecins du travail, biologistes,

services de radioprotection, enseignants, ...) qui regroupe les données principales publiées par la CIPR depuis 1990.

## **La méthodologie de calcul**

La détermination de l'activité incorporée s'effectue à partir des résultats des mesures de rétention et d'excrétion du sujet en comparant les activités mesurées de chaque radionucléide avec les activités théoriques calculées à l'aide de modèles qui donnent les rétentions et excrétions théoriques par unité d'activité incorporée. Les modèles utilisés dans le domaine de l'exposition interne ont pour but de fournir une description mathématique du cheminement de l'activité après l'incorporation d'un radionucléide.

Plus l'activité incorporée est importante, plus il paraît souhaitable de multiplier dans le temps le nombre et le type de mesures effectuées afin de pouvoir confirmer ou modifier le modèle initialement adopté. La meilleure estimation possible sera la moyenne des estimations obtenues à partir des différentes mesures.

Les coefficients de dose pour la contamination interne, publiés par la CIPR et repris dans la nouvelle directive européenne (EC 96/29/EURATOM) ainsi que dans la publication de l'AIEA (BSS 115-I) permettent de calculer directement la dose engagée en multipliant la quantité de radionucléide incorporée, exprimée en Bq, par ces coefficients.

Il faut attirer ici l'attention sur un point essentiel. Les paramètres des modèles utilisés interviennent à la fois dans le calcul des coefficients de dose et dans celui des rétentions et excrétions. Ainsi l'utilisation du nouveau modèle pulmonaire (publication 66) a conduit au remplacement de la publication 54 par la publication 78. Dans les intercomparaisons, on remarque parfois l'utilisation de coefficients de dose qui ne sont pas appropriés au modèle métabolique utilisé pour décrire l'évolution de l'activité incorporée et/ou excrétée.

Dans les années qui viennent, de nouveaux modèles biocinétiques actualiseront ceux de la publication 30 qui sera alors remplacée.

## **Les intercomparaisons**

En l'absence de cas de contamination interne, le praticien ne peut développer son expérience qu'en la confrontant à celle des autres dans le cadre d'un exercice d'intercomparaison. Cette recommandation est aussi formulée par la CIPR dans la publication 60 (§ 276):

*“Toutes les organisations concernées par la protection radiologique devraient vérifier qu'elles se conforment à leurs propres objectifs et procédures”*

et dans la publication 75 (§254):

*“In the context of this report, quality assurance may be described as comprising those planned and systematic actions that are necessary to provide adequate confidence in the results of control monitoring programmes. Quality assurance includes verification of quality control which in turn involves all those actions by which the adequacy of equipment, instruments and procedures are assessed against established requirements.”*

Les objectifs d'une intercomparaison sont multiples:

- permettre de vérifier la qualité des méthodes d'estimation de la dose interne

comparer les diverses approches utilisées dans l'interprétation des données issues du contrôle de la contamination interne,

- quantifier les différences engendrées par l'utilisation d'hypothèses et de méthodes différentes,
- fournir un forum de discussion afin d'affiner et d'harmoniser les diverses approches,
- proposer d'éventuelles règles de bonne pratique pour l'utilisation des modèles de la CIPR,
- harmoniser les différentes procédures, au niveau national et international.

Les intercomparaisons réalisées concernent tant les techniques de mesure directe ou indirecte que les méthodes d'interprétation de ces mesures. Pour les mesures directes, l'intercomparaison organisée par la CE en 1995-1996 regroupait 44 participants localisés dans 19 pays. Pour les mesures indirectes, l'association PROCORAD propose des exercices annuels sur l'analyse d'excréta marqués avec des combinaisons de radionucléides rencontrés en pratique lors de la surveillance des travailleurs. Pour la dosimétrie interne, les intercomparaisons ont été organisées par le DOE, par l'AIEA et par EURADOS (European Radiation Dosimetry Group).

Organisation	Radionucléides	Participants	Publication
EURADOS 1992	Cs-1237, Sr-90, P-32, actinides	9 laboratoires	EUR 14195
EURADOS 1994	U, Pu, Am, Co-60, H-3	14 laboratoires	Réservée aux participants
EURADOS 1998	H-3, Sr/Y-90, I-125, Cs-137, NORM, Pu-239	50 laboratoires	FZKA 6457
IAEA 1996-1998	H-3, Ca-45, Co-60, Sr/Y-90, I-125, Ir-192, Pu, Pu+Am, Am-241	26 laboratoires (22 pays)	TECDOC-1071

Ces intercomparaisons ont été analysées en détail dans divers rapports cités dans la bibliographie. Il serait vain, dans le cadre de cet article, d'en reprendre tous les détails. Aussi nous nous limiterons à quelques éléments de réflexion.

La dernière intercomparaison organisée par EURADOS a mis en évidence de larges différences dans les estimations que l'on peut attribuer à :

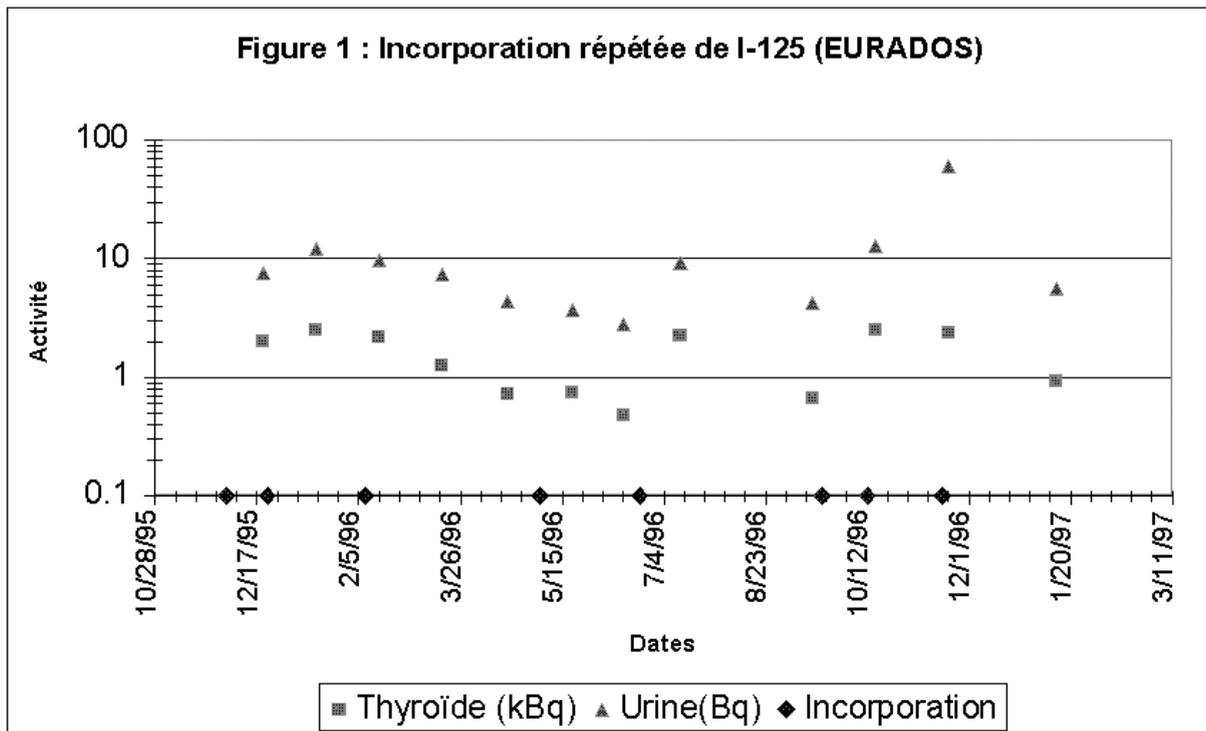
- une mauvaise interprétation des informations fournies pour chaque cas,
- la diversité des modèles métaboliques utilisés,
- le mélange de modèle métabolique et de coefficients de dose,
- la variété des outils informatiques,
- le manque d'expérience de certains participants,
- le manque de temps car deux intercomparaisons se sont suivies en peu de temps.

Pour illustrer ce propos, nous proposons deux exemples extraits des rapports édités.

## Incorporations répétées d' $^{125}\text{I}$ (EURADOS)

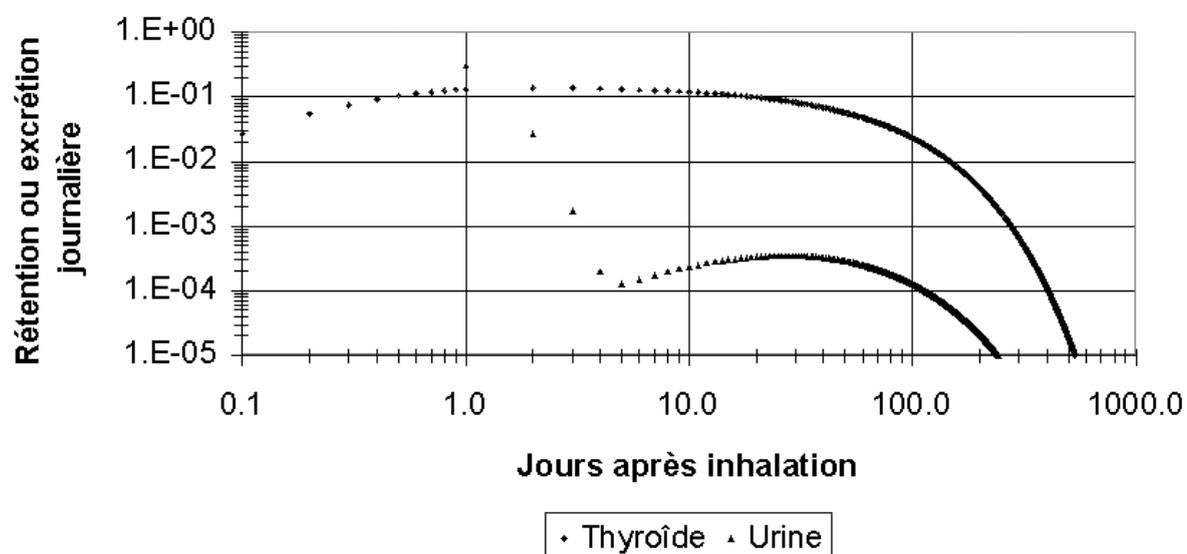
L'iode est l'exemple type d'un élément se concentrant presque exclusivement dans un seul organe, la thyroïde. Une partie de l'iode qui pénètre dans le sang se fixe au niveau de la thyroïde où il est incorporé dans les hormones thyroïdiennes. Le reste est éliminé par voie urinaire. La fixation thyroïdienne, variable suivant les individus, est prise en moyenne égale à 30% de la charge sanguine. Elle dépend de l'apport alimentaire en iode stable.

Le scénario proposé a été créé artificiellement en supposant l'inhalation d'un aérosol sous forme « Iodide » avec un DAMA égal à  $1\ \mu\text{m}$ . Plusieurs incorporations ont lieu au cours de l'année 1996 et on demande de calculer l'activité inhalée en 1996 sur base de contrôles effectués à des fréquences différentes : 30, 60 et 90 jours (figure 1). La valeur exacte est de 68 kBq pour l'année 1996. Les coefficients de dose sont respectivement  $5.3\ \mu\text{Sv/kBq}$  dans la publication 68 et de  $7.3\ \mu\text{Sv/kBq}$  dans la publication 78 de la CIPR. La dose efficace engagée sera donc comprise entre 360 et 500  $\mu\text{Sv}$  ; la dose à la thyroïde sera comprise entre 6.8 et 10 mSv.

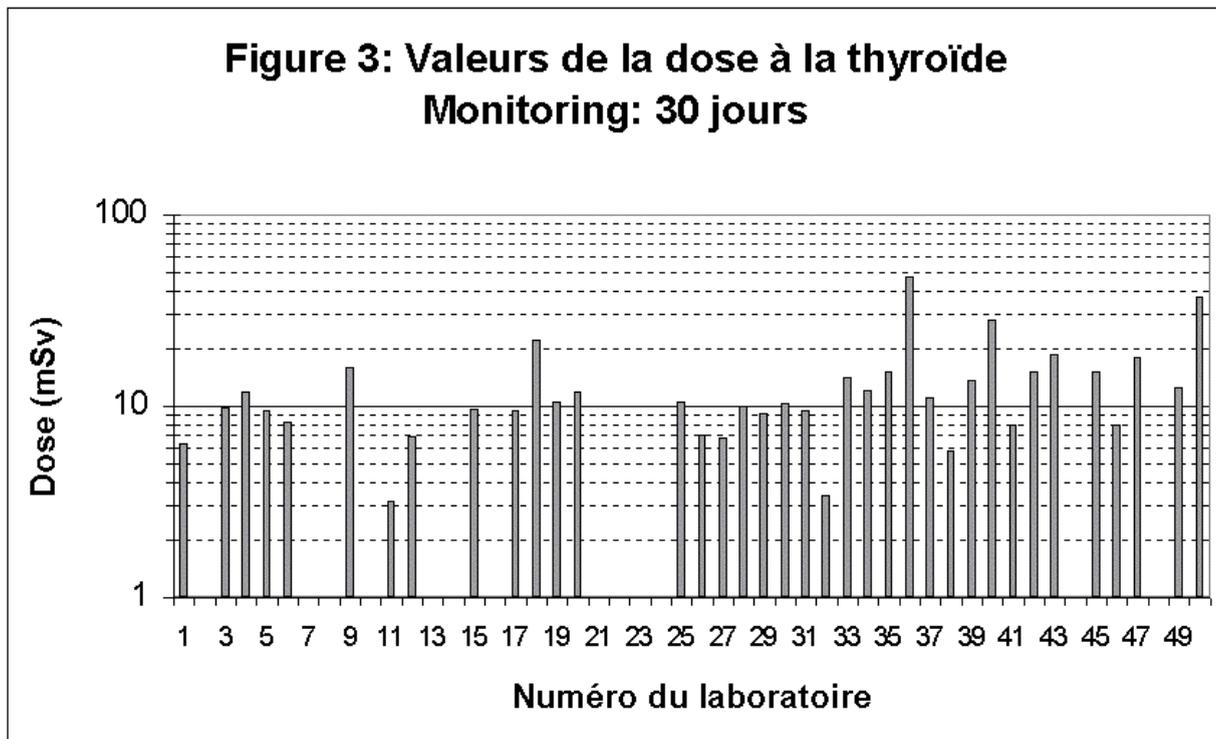


L'analyse est effectuée en supposant que la transférabilité est de type F (« Fast » pour un aérosol caractérisé par un DAMA de  $1\ \mu\text{m}$ ). (figure 2) Les incorporations peuvent se calculer à partir de la mesure sur la thyroïde et à partir de la mesure sur les urines. Les participants devaient déterminer quelle était leur meilleure estimation, sans aucun doute la mesure de la thyroïde. La figure 3 illustre la distribution des résultats fournis par les participants (38 sur 50).

**Figure 2: Rétention et excrétion  
I-125, Type F, Inhalation**



Monitoring I-125	Organe	Incorporation 1996 (moyenne, kBq)	Dose engagée (moyenne, mSv)
30 jours	Thyroïde	84 ± 40	0.456
	Urine	144 ± 103	
60 jours	Thyroïde	60 ± 20	0.365
	Urine	100 ± 79	
90 jours	Thyroïde	43 ± 15	0.251
	Urine	47 ± 30	



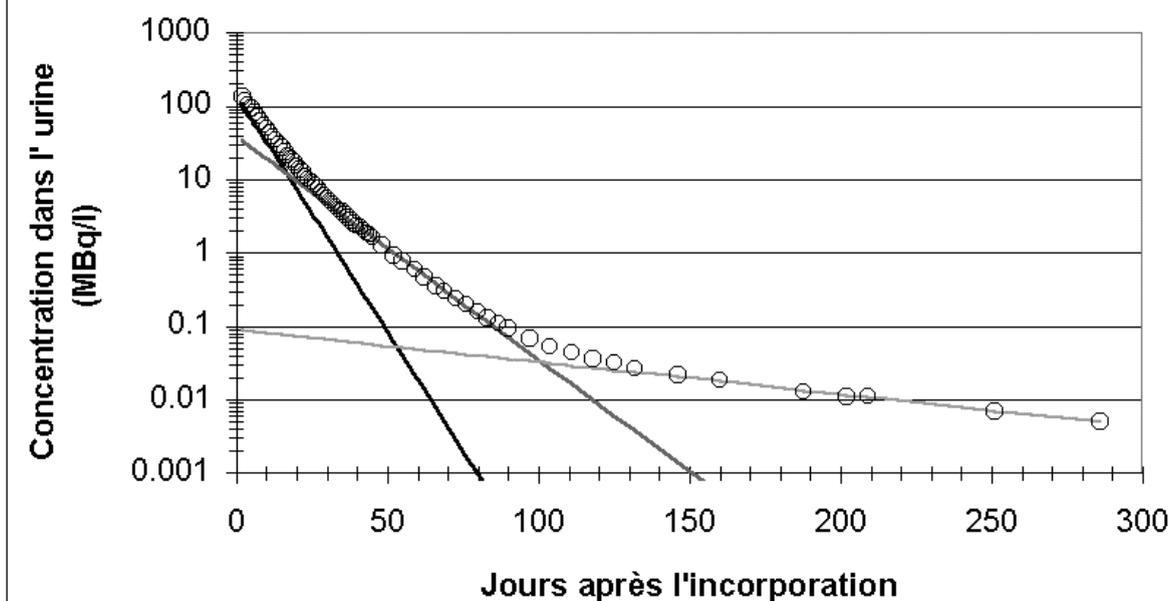
### **Incorporation de tritium (AIEA)**

Quel que soit le mode d'incorporation, l'eau tritiée est totalement absorbée dans le sang. Elle se répartit rapidement et uniformément dans l'eau libre corporelle sauf pour une faible fraction du tritium qui se lie aux molécules organiques (environ 3%). Cette fraction est généralement négligée car elle ne contribue que pour 10% à la dose totale.

La concentration du tritium dans tous les fluides de l'organisme est la même. Elle décroît en fonction du temps après la fin de l'incorporation. On admet qu'en moyenne le renouvellement de l'eau libre (50 kg) s'effectue avec une période biologique de 10 jours chez l'adulte. Cette période pourra être diminuée si la consommation journalière d'eau est plus importante. On attribue une période biologique de 40 jours à la fraction liée aux molécules organiques.

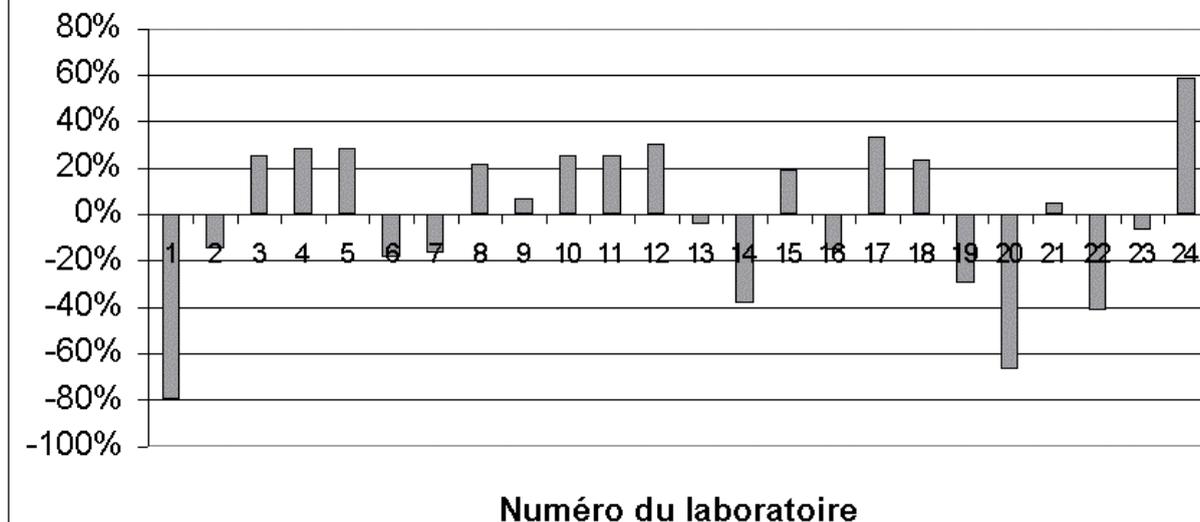
Le scénario proposé est artificiel. Il avait déjà été proposé lors d'une intercomparaison organisée par le DOE et l'on notera une excellente cohérence entre les valeurs moyennes résultant des deux intercomparaisons. Les données expérimentales peuvent être décomposées en la somme de trois exponentielles (figure 4).

**Figure 4: Incorporation de Tritium (AIEA)**

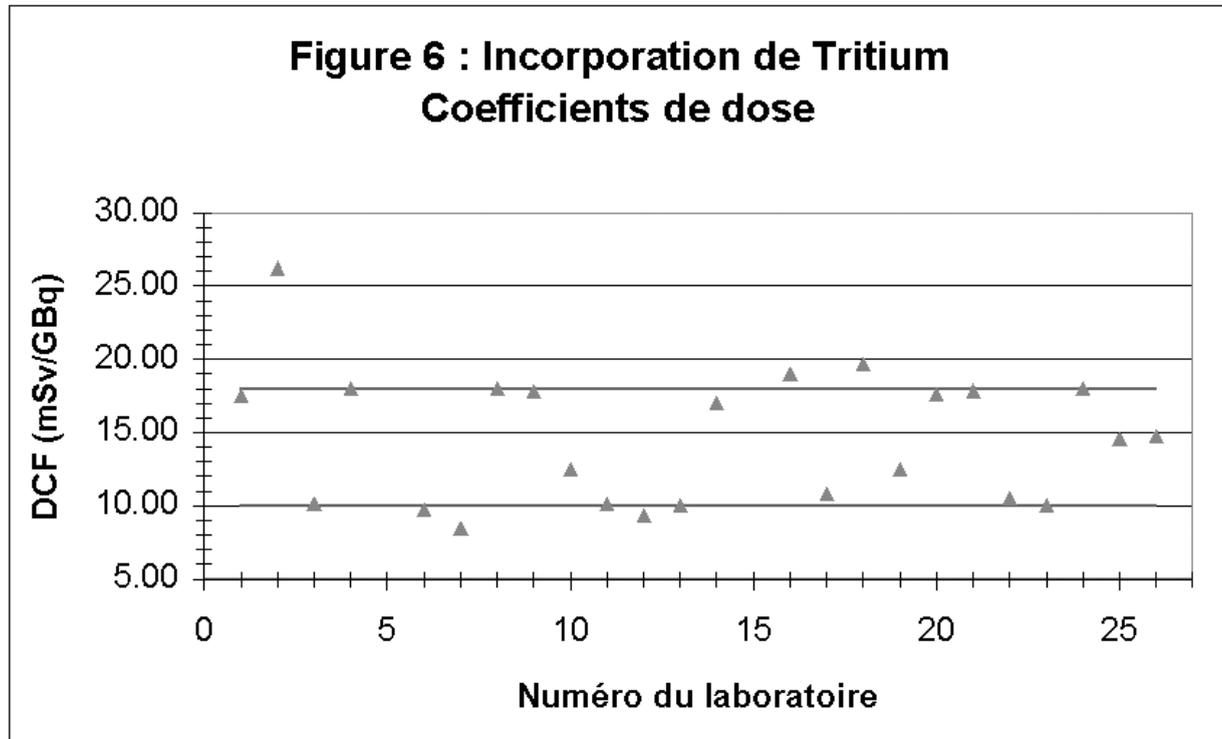


Tritium	Incorporation (GBq)	Dose (mSv)
AIEA (24 participants)	$6.0 \pm 2.0$	$84 \pm 33$
DOE	$6.4 \pm 1.6$	$77 \pm 5$

**Figure 5: Incorporation de Tritium  
Ecart par rapport à la moyenne**



Les variations observées sont dues au choix des coefficients de dose (figure 5). L'analyse des valeurs proposées par les participants montre l'utilisation de deux valeurs, l'une correspondant à la valeur de 18 mSv/GBq définie dans la publication 78 de la CIPR. L'autre valeur, de l'ordre de 10 mSv/GBq correspond au choix d'une demi-vie biologique de l'ordre de 5 jours au lieu des 10 jours proposés par la CIPR (figure 6).



### Incertitudes liées à ces calculs de dose

Il existe des incertitudes pour les mesures d'activité, comme pour toute mesure. Cependant elles sont faibles car les mesures sont faites avec des méthodes bien établies et fiables. Un degré d'incertitude demeure cependant lors de l'interprétation des valeurs inférieures à la limite de détection. Un tel scénario a d'ailleurs été proposé lors de la dernière intercomparaison EURADOS.

Les incertitudes de la dosimétrie sont surtout liées aux simplifications inhérentes à la modélisation, à l'extrapolation des données animales à des valeurs probables chez l'homme et à l'adoption de valeurs moyennes pour les paramètres de transfert.

Une estimation globale des incertitudes liées à ces calculs reste difficile ; cependant les divers éléments d'appréciation dont on dispose permettent de donner un facteur de fiabilité de 2 à 3 pour les doses obtenues. Toutefois, pour des éléments peu solubles, tel le plutonium, l'incertitude pourrait atteindre un ordre de grandeur.

### Conclusion

Les points essentiels sont les suivants :

- la participation à une intercomparaison n'est pas la participation à une compétition ;

- c'est plutôt une confrontation entre son expérience et celle des autres laboratoires ;
- les différences doivent être interprétées par chacun des participants car souvent on a proposé une réponse mathématique qui rend compte des valeurs numériques observées en se basant sur un modèle qui s'écartait du modèle métabolique le plus réaliste.

Une intercomparaison permet de comparer les approches locales en vue de les harmoniser. Ce point est important étant donné la mobilité actuelle du personnel travaillant dans le nucléaire. Il est en effet judicieux de vérifier que l'on utilise les mêmes outils de travail au niveau international.

## Bibliographie

1. Laboratory intercomparisons on internal dosimetry, Part II, D. Ramsden et al, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 42, n° 2, pp. 97-102, 1992
2. The second internal dosimetry intercomparison study of the US department of energy, T.E. Hui et al, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 72, n°2, pp. 131-138, 1997
3. A European intercomparison of methods used for the assessment of intakes of internally deposited radionuclides, J.A.B. Gibson et al, EC Report EUR 14195, 1994y
4. Intercomparison and biokinetic model validation of radionuclide intake assessment, Report of a coordinated research project 1996-1998, IAEA-TECDOC-1071, March 1999
5. Third European Intercomparison Exercise on Internal Dose Assessment, Results of a Research Programme in the Framework of the EULEP/EURADOS Action Group « Derivation of Parameter Values for Application to the New Model of the Human Respiratory Tract for Occupational Exposure » 1997-1999, H. Doerfel et al, Wissenschaftliche Berichte FZKA 6457, Forschungszentrum Karlsruhe, April 2000
6. The ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public, Version 1.0, An Extension of ICRP Publications 68 and 72, Prepared by the Task Group on Dose Calculations of Committee 2 of the ICRP, CD distributed by Elsevier Science Ltd
7. Modèles dosimétriques pour les radionuclides incorporés par les travailleurs, C. Chevalier, M. Roy et J.L. Malarbet, Radioprotection, Vol. 32, n°1, 1997
8. ICRP, Publication 30, Limits of Intakes of Radionuclides by Workers, Pergamon Press, 1979
9. ICRP, Publication 54, Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers : Design and Interpretation, Pergamon Press, 1988
10. ICRP, Publication 60, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, Oxford, 1991
11. ICRP, Publication 68, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, Replacement of ICRP Publication 61, Elsevier Science, Oxford, 1994
12. ICRP, Publication 72, Age Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 5, Compilation of ingestion and inhalation dose coefficients, Elsevier Science, Oxford, 1996
13. ICRP, Publication 75, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Elsevier Science, Oxford, 1997
14. ICRP, Publication 78, Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers, Replacement of ICRP Publication 54, Elsevier Science, Oxford 1998
15. AIEA, BSS 115-I, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Serie 115-I, AIEA, 1996
16. AIEA, RS-G-1.2, Assessment of Occupational Exposures Due to Intakes of Radionuclides, IAEA Safety Serie, Safety Guide RS-G-1.2, 1999
17. AIEA, Assessment of Doses to the Public from Ingested Radionuclides, Safety Report Serie N° 14, 1999

18. EC 96/29/EURATOM, Directive du Conseil du 13 mai 1996 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre le danger résultant des rayonnements ionisants, JOCE n° 159 du 29 juin 1996
19. NIRS, Monitoring Data for Intake of Radionuclides – Acute Intake by Inhalation, Report NIRS-M-131, January 1999.
20. Contrôles de qualité en radiotoxicologie, J.C. Harduin, Radioprotection, Vol. 32, n°3, pp.425-426, 1997
21. Assessment of doses from occupational intakes of radionuclides, Second ERPET Training Course, MOL, 6-10 October 1997
22. European intercomparison of in vivo monitoring system, Paper 31-3, IRPA 9, 1996 International Congress on Radiation Protection, Vienna, 1996
23. IDSS, Application of the Internal Dosimetry Support System for Interpretation of in vivo and bioassay measurement, V. Berkovski, In Vivo 99, International workshop, Mol 1999, Abstract Paper. (to be published)

### Lexique

CE	Commission européenne ou Commission de l'Union européenne
CIPR	Commission Internationale de Protection Radiologique
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (France)
LUDEP	Lung Dose Evaluation Program (NRPB, UK)
AIEA	Agence Internationale de l'Energie Atomique
EURADOS	European Radiation Dosimetry Group
EULEP	European Late Effect Project ( <a href="http://eulep.anat.cam.ac.uk/">http://eulep.anat.cam.ac.uk/</a> )
DOE	Department of Energy (USA)
IDSS	Internal Dosimetry Support System
DPUI	Dose Par Unité d'Incorporation
DAMA (AMAD)	Diamètre médian aérodynamique
PROCORAD	Association pour le contrôle de qualité des analyses de biologie médicale en radiotoxicologie (France)
NIRS	National Institute of Radiological Sciences, Chiba, Japan
ERPET	European Radiation Protection Education and Training

### A3.1 Case description

#### Main characteristics

Radiation worker

Artificially simulated case

- Inhalation
- Urine and thyroid measurement
- Effect in choosing different routine monitoring periods
- Effect in choosing different monitoring methods (urine or thyroid)
- Effect of intake time assumptions

#### A3.1.1 The event

##### A3.1.1.1 *Description of the working area*

Isotope laboratory specially equipped for handling radioiodine in high levels of activity.

##### A3.1.1.2 *Characteristics of work*

The most characteristic work is labelling different organic compounds by <sup>125</sup>I. The chemical preparations are done in ventilated hood. Different phases of the preparational work are connected with different risks of inhalation. This kind of work is repeated several times in a month but not in regular time periods.

##### A3.1.1.3 *Reasons for monitoring ; initiating event*

Monitoring of workers was performed on routine basis and was not connected to any working phase or event. The person of this case started to work in the area on 01.12.95.

##### A3.1.1.4 *Actions taken*

None

#### A3.1.2. Additional information

##### A3.1.2.1 *Air monitoring*

None

##### A3.1.2.2 *Chemical form*

Mostly iodide and organically bound iodine

##### A3.1.2.3 *Physical characteristics, particle size*

AMAD = 1 μm

##### A3.1.2.4 *Nose swab, bronchial slime or similar*

None

##### A3.1.2.5 *Non removable skin contamination*

None

##### A3.1.2.6 *Wound site activity*

None

A3.1.2.7 *Any intervention used (blocking, chelating, etc.)*

None

A3.1.3. Personal data

A3.1.3.1 *Sex*

Male

A3.1.3.2 *Age (at the year of the accident)*

40 years

A3.1.3.3 *Weight*

75 kg

A3.1.4. Body monitoring data

A3.1.4.1 *Whole body activity measurement*

none

A3.1.4.2 *Organ activity measurement*

Thyroid activity has been measured on routine basis. Three sets of data are given in the following table assuming three different monitoring periods (appr. 30, 60 and 90 days).

Date (DD.MM.YY)	<sup>125</sup> I activity in thyroid [kBq]		
	1*	2*	3*
20.12.95	2.02	2.02	2.02
15.01.96	2.52		
15.02.96	2.19	2.19	
17.03.96	1.25		1.25
18.04.96	0.73	0.73	
20.05.96	0.75		
14.06.96	0.48	0.48	0.48
12.07.96	2.26		
15.09.96	0.67	0.67	0.67
16.10.96	2.51		
21.11.96	2.38	2.38	
13.01.97	0.93	0.93	0.93

- 1, 2 and 3 correspond to approximately 30,60 and 90 days monitoring intervals, respectively.

### A3.1.5 Excretion monitoring data

#### A3.1.5.1 *Urine activity measurement*

Simultaneously with thyroid activity measurements 24 hours urine samples were collected and measured. Three data sets on urinary  $^{125}\text{I}$  excretion rates are given in the table below.

Date (DD.MM.YY)	$^{125}\text{I}$ activity in 24 hours urine [Bq]		
	1*	2*	3*
20.12.95	7.6	7.6	7.6
15.01.96	12.2		
15.02.96	9.7	9.7	
17.03.96	7.4		7.4
18.04.96	4.4	4.4	
20.05.96	3.7		
14.06.96	2.8	2.8	2.8
12.07.96	9.3		
15.09.96	4.2	4.2	4.2
16.10.96	12.8		
21.11.96	59.5	59.5	
13.01.97	5.6	5.6	5.6

\*1, 2 and 3 correspond to approximately 30, 60 and 90 days monitoring intervals, respectively.

#### A3.1.5.2 *Feces activity measurement*

None

### A3.1.6. Other comments relevant for intake and dose estimation

All intakes and corresponding dose values should be estimated from both thyroid (T) and urinary (U) data sets assuming three different routine monitoring intervals (appr. 30, 60 and 90 days). One should not assume less than three days between any intake and the subsequent urine sampling. The calculated results should be given using the attached FORMS OF RESULTS separately for the different monitoring intervals. It is requested to fill in the columns (TABLE A) and the line (TABLE B) to provide the best estimate (Best) based either on thyroid or urine measurements or on some of their combination. The date of intake (TABLE A) should always be the best estimate for both the thyroid and urine values. The dose values in TABLE A and TABLE B should be given only if the dose is derived directly from the thyroid activity.

Beside indicating all assumed intakes and corresponding doses (TABLE A), the summarised results for the intakes occurred during the calendar year of 1996 should also be given (TABLE B).

Submitting more results by using different intake and/or dose estimation methods is encouraged and appreciated.

## Annexe 2 : LA DEFINITION DES GRANDEURS ET DES UNITES DOSIMETRIQUES

### La dose absorbée

Les rayonnements ionisants agissent sur la matière par l'intermédiaire de l'énergie qu'ils lui cèdent.

La grandeur dosimétrique fondamentale en radioprotection, qui quantifie l'interaction d'un rayonnement avec la matière, est la dose absorbée.

La dose absorbée,  $D$ , en un point  $P$  se définit comme le rapport de l'énergie,  $dE_a$ , effectivement absorbée dans un élément de volume,  $dV$ , centré sur  $P$ , à la masse,  $dm$ , de l'élément de volume :

$$D = dE_a/dm$$

L'unité de dose absorbée est le gray (Gy), dose absorbée dans une masse de matière d'un kilogramme à laquelle les rayonnements ionisants communiquent en moyenne de façon uniforme une énergie de un joule :

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J.kg}^{-1}$$

Les doses absorbées sont très variables selon les applications considérées : 0,2 mGy lors d'une radiographie dentaire, 1 mGy lors d'un cliché thoracique, 2 Gy lors d'une séance de radiothérapie, plusieurs kGy dans l'ionisation des denrées alimentaires.

La dose absorbée par unité de temps est le débit de dose absorbée,  $\dot{D}$ . Il s'exprime en  $\text{Gy.s}^{-1}$  ( $\text{J.kg}^{-1}.\text{s}^{-1}$ ).

### La dose équivalente (Equivalent de dose)

A dose absorbée égale, les effets biologiques varient selon la nature des rayonnements. Pour prendre en compte la nocivité propre à chaque type de rayonnement, on pondère la dose absorbée par un facteur lié à la qualité du rayonnement. Ce facteur, dénommé facteur de pondération de rayonnement,  $W_R$ , par la CIPR en 1990, traduit l'action moyenne du rayonnement considéré sur un tissu ou un organe donné.

Les valeurs de  $W_R$  sont déduites approximativement des efficacités biologiques relatives (E.B.R.) pour les effets stochastiques à faible dose des différents rayonnements. Elles sont voisines de celles du facteur  $Q$  proposé auparavant par la CIPR, sauf pour les neutrons pour lesquels les valeurs préconisées en 1990 sont doublées par rapport à celles de 1977. En pratique, les facteurs de pondération supérieurs à 1 concernent seulement les neutrons et les protons.

La dose ainsi pondérée s'appelle dose équivalente,  $H_{T, R}$

$$H_{T, R} = W_R.D_{T, R}$$

$H_{T, R}$  est la dose équivalente reçue par l'organe ou le tissu T du fait d'une exposition à un rayonnement R ayant délivré à cet organe ou tissu une dose,  $D_{T, R}$  ;

#### FACTEURS DE PONDERATION LIES A LA NATURE DU RAYONNEMENT

Nature	Energie	$W_R$	
Photons	Toutes les énergies	1	
Electrons, muons	Toutes les énergies	1	
Neutrons	<10 keV	5	
	10 keV - 100 keV	10	
	100 keV - 2 MeV	20	
	2 MeV - 20 MeV	10	
	>20 MeV	5	
Protons	>20 MeV	5	
Particules alpha, fragments de fission, noyaux lourds		20	

Dans le cas où le radionucléide considéré émet plusieurs rayonnements :

$$H_T = \sum_R W_R \cdot D_{T, R}$$

L'unité de dose équivalente est le sievert (Sv), égal à un joule par kilogramme. La dose équivalente s'exprime en sieverts si la dose absorbée est en grays.

La dose équivalente permet de comparer les doses délivrées par des rayonnements différents.

#### La dose équivalente engagée

L'exposition interne due à l'incorporation d'un radionucléide est distribuée dans le temps. Le radionucléide incorporé va irradier l'organisme, soit jusqu'à sa décroissance complète, soit jusqu'à son élimination totale de l'organisme, naturelle ou provoquée par une thérapeutique, soit pendant le restant de l'existence pour les radionucléides à vie longue, non éliminés.

La dose équivalente engagée pendant un temps, au niveau d'un tissu ou d'un organe, T, par suite d'une incorporation unique de radioactivité au temps  $t_0$ , est la dose équivalente au niveau de l'organe ou tissu résultant de l'incorporation considérée, intégrée sur le temps :

$$H_T(t) = \int_{t_0}^{t_0 + \tau} H_T(t) \cdot dt$$

$H_T(t)$  est le débit de dose équivalente délivrée à l'organe ou au tissu T au temps t.

La CIPR a choisi d'évaluer les doses engagées sur une période de 50 ans pour les travailleurs et de 70 ans pour les individus du public.

## La dose efficace engagée

Si l'on pondère la dose équivalente engagée au niveau de chaque organe T pendant le temps  $\tau$ ,  $H_T(\tau)$ , par le facteur de radiosensibilité,  $W_T$ , de l'organe ou du tissu et si l'on somme les doses ainsi pondérées engagées au niveau de tous les organes T, on obtient la dose efficace engagée sur le temps  $\tau$  :

$$E(\tau) = \sum_T W_T \cdot H_T(\tau)$$

Les valeurs de  $W_T$ , proposées en 1977 par la CIPR, (publication 26), ont été révisées en 1990 (publication 60) pour prendre en considération tous les cancers mortels et non mortels et les effets génétiques sur l'ensemble des générations.

### FACTEURS DE PONDERATION LIE A LA RADIOSENSIBILITE DES TISSUS

Organe	$W_T$	$W_T$
	CIPR 26	CIPR 60
Gonades	0,25	0,20
Seins	0,15	0,05
Moelle osseuse rouge	0,12	0,12
Côlon		0,12
Poumons	0,12	0,12
Estomac		0,12
Vessie		0,05
Foie		0,05
Oesophage		0,05
Thyroïde	0,03	0,05
Os (surface osseuse)	0,03	0,01
Peau		0,01
Reste de l'organisme	0,30	0,05

## Samenvatting

De dosimetrie van de in het lichaam opgenomen radionucliden berust op een zo grondig mogelijke kennis van het gedrag van de radioactieve stoffen in het organisme. Deze kennis is onontbeerlijk bij het interpreteren van de meetgegevens gedaan op het lichaam en zijn excreties en om ze als geïncorporeerde hoeveelheden en verwachte doses weer te geven.

In de praktijk wordt het gebruik van de modellen voor het metabolisme van ICRP steeds ingewikkelder gezien hun complexiteit. Daarenboven, bij ongevallen passen de individuele metabolische gegevens niet met de gemiddelde modelwaarden van ICRP. Er bestaan zeer doeltreffende rekenprogramma's om de geïncorporeerde activiteit te bepalen, waarbij een voorzichtige beoordeling en een vergelijking met de reeds in andere laboratoria opgedane ervaring noodzakelijk is.

Hiertoe kan men deelnemen aan vergelijkingsprogramma's van IAEA en EURADOS.

Een analyse van de in dit verband opgedane ervaring wordt hier gepresenteerd, aan de hand van typische voorbeelden.

## **Abstract**

The dosimetry of internal exposure due to incorporated radionuclides rests on the best possible knowledge of the behaviour of radioactive substances in the organism. This is mandatory for the interpretation of body and excretion activity measurements and the give results in terms of incorporated quantities and committed doses.

In practice, the use of the metabolic models of ICRP has become more and more arduous because of their complexity. In addition, for significant incidents, the individual metabolic data do not necessarily comply with the average values adopted in the ICRP models. Computer programmes are widely available and they allow obtaining numerical values for the incorporated quantity. It remains that these must be critically evaluated and checked against the experience gained in other laboratories.

One of the means is to participate to intercomparison programmes launched by IAEA and EURADOS.

The aim of the presentation is to analyse the experience accumulated in these rounds. Typical cases will be highlighted and commented upon.

## **ORGANISATIE VAN DE CONTROLE OP HET BESMETTINGSRISICO IN EEN MOX-FABRIEK**

**P.Kockerols**  
Belgonucleaire  
Europalaan 20, B-2480 Dessel

### **Samenvatting**

Hoewel de inwendige dosis marginaal is ten opzichte van de totale collectieve dosis van de werknemers, verdient de controle op het besmettingsrisico een bijzondere aandacht. Zelfs voor kleinere besmettingen ver onder de reglementaire limietwaarde moeten ook de psychische factoren met zorgvuldigheid aangepakt worden.

Een controleprocedure is uitgewerkt voor de evaluatie van de gevolgen van een mogelijke inwendige besmetting. De controles berusten, naar het geval, op metingen van de neussnuit, rechtstreekse metingen van de longen, urineonderzoeken en faecesonderzoeken.

Voor de bepaling van de mogelijk opgenomen activiteit en de te verwachten inwendige dosis zijn berekeningen uitgevoerd op basis van de recente metabolische modellen voorgeschreven door de ICRP. Deze berekeningen zijn specifiek voor het product dat in de installaties wordt verwacht.

Elk voorval met een besmettingsrisico is tenslotte onderworpen aan een gedetailleerde verslaggeving.

## **1 INLEIDING**

De BELGONUCLEAIRE-installaties te Dessel worden uitgebaat voor de fabricage van zogenaamde 'mixed oxide' of 'MOX'-splijtstof. Op basis van gerecycleerd plutonium- en uraniumoxide worden splijtstofstaven voor kernreactoren vervaardigd.

Door zijn hoge radiotoxiciteit dient het plutonium over heel de productielijn in handschoenkasten verwerkt te worden, zodat het permanent ingekapseld blijft ten opzichte van de werkomgeving. Buiten de handschoenkastatmosfeer wordt de omgeving streng bewaakt op de afwezigheid van radioactief stof. Het vrijkomen van stofdeeltjes is immers niet volledig uit te sluiten, en kan zich incidenteel voordoen. Ingeval zulk een incidentele besmetting zich voordoet, bestaat een risico op een mogelijke inwendige opname door het organisme, voornamelijk door inademing van de aerosolen.

Hoewel de inwendige dosis marginaal is ten opzichte van de totale collectieve dosis van de werknemers, verdient de controle op het besmettingsrisico een bijzondere aandacht. Zelfs kleinere besmettingen ver onder de reglementaire limietwaarde moeten met zorgvuldigheid aangepakt worden.

Een controleprocedure is uitgewerkt voor de evaluatie van de gevolgen van een mogelijke inwendige besmetting. De controles berusten, naar het geval, op metingen van de neussnuit, rechtstreekse metingen van de longen, urineonderzoeken en faecesonderzoeken.

Voor de bepaling van de mogelijk opgenomen activiteit en de te verwachten inwendige dosis zijn berekeningen uitgevoerd op basis van de recente metabolische modellen voorgeschreven door de ICRP. Deze berekeningen zijn specifiek voor het product dat in de installaties wordt verwacht.

## **2      CONTROLE OP DE WERKPLAATSEN**

Teneinde mogelijke besmettingen snel en efficiënt te kunnen opsporen zijn de werkplaatsen in de omgeving van de handschoenkasten uitgerust met een uitgebreid netwerk van oppervlakte- en luchtmeetapparatuur.

### **2.1   Oppervlaktemeting**

Het betreft de toestellen voor de identificatie van de mogelijke contaminatie op handen, kledij en voeten.

Vooraf de meting van de handen is belangrijk, vermits het bij manipulaties in handschoenkasten de gevoeligste plaats is voor het mogelijk oplopen van besmetting. In de directe omgeving van alle werkposten zijn handmonitoren geplaatst, een 80-tal over heel de productielijn. Er wordt vereist dat de operatoren hun handen systematisch meten na elke manipulatie in een handschoenkast.

De detectiedrempel van de meettoestellen bedraagt ongeveer  $0,5(\alpha)\text{Bq/dm}^2$ . Van zodra een meting de backgroundwaarde overschrijdt, wordt er actie genomen.

### **2.2   Luchtmonitoren**

De luchtmonitoring bestaat uit automatische toestellen met rechtstreekse meting van de activiteit in de lucht en de staalname op filters, die gemeten worden na ophaling.

\*      Automatische luchtmonitoring

Een 50-tal toestellen van het type Canberra CAM-heads zijn opgesteld in de installatie. Deze monitoren meten continu de  $\alpha$ -activiteit in de lucht.

De alarmdrempel van de monitoren is bepaald boven de background op 4 DAC.h. De background wordt beïnvloed door de radon-activiteit in de lucht.

De automatische luchtmonitoring en de oppervlaktemeetapparatuur zijn zeer complementair voor een snelle detectie van contaminatie. Daar waar de oppervlaktemeting eerder een grofkorrelige besmetting zal detecteren die weinig verspreid wordt in de lucht, zal de

luchtmonitoring alarm geven ingeval van verspreiding van fijnere aerosolen, die zich slechts zeer langzaam afzetten op oppervlakken.

\* Staalname op filters

Een netwerk van ongeveer 500 filters is verspreid over de installatie. De lucht wordt aangezogen met een debiet rond 2 m<sup>3</sup> /h per filter. Deze filtertjes worden dagelijks vervangen en tijdens de nacht uitgelezen.

Door de langere meettijd kan een hogere gevoeligheid bereikt worden en bedraagt de actiedrempel 0,02 DAC.h zou een continue lozing zich voordoen over 24 uur.

### 3 BIOLOGISCHE CONTROLE VAN HET PERSONEEL

De organisatie van de biologische controles te BELGONUCLEAIRE omvat zowel de routinecontroles als controles bij een besmettingincident.

#### 3.1 Routinecontroles

Geheel het personeel dat over een permanente vergunning beschikt om de gecontroleerde zone te betreden, wordt viermaandelijks of jaarlijks (afhankelijk van de aard van het werk) onderworpen aan een urineanalyse. Aanvullend is ook een jaarlijkse longmeting voorzien, evenwel uitsluitend voor het personeel waarvan de hoofdactiviteit zich in de gecontroleerde zone bevindt.

\* Urineanalyse

De urineanalyse laat toe een potentiële tot dan ongemerkte besmetting in het organisme op te sporen. De urinestalen worden verzameld over drie dagen, telkens over een periode van ongeveer acht uur (nachtperiode). Ze worden vervolgens op het STUDIECENTRUM VOOR KERNENERGIE (S.C.K.) met een zeer hoge gevoeligheid geanalyseerd op hun alfa-activiteit plutonium (<sup>238</sup>Pu en <sup>239</sup>Pu + <sup>240</sup>Pu). De detectielimiet bedraagt 0,1 mBq voor elke isotoop.

Voor operatoren werkzaam op plaatsen waar uitsluitend uraniumoxide behandeld wordt, gebeurt een bijkomende analyse op de aanwezigheid van uranium (detectielimiet 1 µg).

\* Longmeting

De longmeting werd ingevoerd als een supplementaire controle en heeft als doel de afwezigheid van besmetting in de longen te bevestigen. De meting berust op de detectie van americium 241 (in het MOX-mengsel bevindt zich immers steeds een fractie <sup>241</sup>Am, ontstaan uit het radioactief verval van <sup>241</sup>Pu, en dat de relatief meest intense gamma-straling genereert).

De meting wordt uitgevoerd met een dubbele germanium-detector, in een afgeschermd 'bunker' op het S.C.K. Eén meting duurt vijftig minuten. De detectielimiet is afhankelijk van de morfologie van de betrokken persoon, en schommelt tussen 6 en 10 Bq  $^{241}\text{Am}$  in de longen.

### 3.2 Controles bij besmettingsincidenten

In het geval dat in de gecontroleerde zone een besmetting boven het backgroundniveau gedetecteerd wordt (door oppervlaktemetingen of door de luchtmonitoring), dan volgt een onmiddellijke interventie. Wanneer geoordeeld wordt dat er kans bestaat op inwendige besmetting door inademing, dan zullen de betrokken personen onderworpen worden aan een neussnuit ('nose blow'): het neusvocht wordt door het snuiten verzameld op asvrij filterpapier, dat verder geanalyseerd wordt op het S.C.K. De meting geeft een eerste en snelle indicatie van een potentiële inhalatie van radioactief stof.

Als de activiteit van de neussnuit meer dan 0,5 Bq bedraagt, dan wordt onmiddellijk overgegaan tot bijkomende controles door een longmeting en de verzameling van de faeces.

Ingeval de nose blow niet kan genomen worden binnen de 2 uur na de potentiële inhalatie, dan is de meetwaarde minder representatief en wordt de actiedrempel verlaagd tot 0,02 Bq.

Indien de nose blow niet dezelfde dag van het incident kan genomen worden, dan wordt overgegaan tot een urinecontrole.

#### \* Longmeting

De longmeting naar aanleiding van een incident wordt uitgevoerd op dezelfde wijze als de routinemeting. Ze beoogt een onmiddellijke inschatting van de ernst van een incident. Indien de longmeting boven de detectielimiet zou uitvallen, dan wordt de inwendige besmetting immers voldoende belangrijk geacht om tot een medische behandeling over te gaan (toedienen van DTPA-aerosolen onder begeleiding van de arbeidsgeneesheer).

#### \* Faecesonderzoek

Het faecesonderzoek laat toe de door het lichaam opgenomen activiteit te kwantificeren, met als doel de inwendige dosisbelasting te berekenen. De faecesstalen worden verzameld over een periode van vier dagen na het besmettingsincident. Ze worden eveneens geanalyseerd op het S.C.K. op hun specifieke alfa-activiteit ( $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  +  $^{240}\text{Pu}$  en  $^{241}\text{Am}$ ). De detectielimiet bedraagt 1 mBq. In het geval dat de besmetting voldoende significant is, wordt een aanvullende meting uitgevoerd op de beta-activiteit ( $^{241}\text{Pu}$ ).

## 4 AANVULLENDE BEREKENINGEN VOOR MOX-INSTALLATIES

### 4.1 Algemeen kader

De dosisfactoren uit ICRP-publicatie [IC-68] en de retentie- en excretiecurven uit publicatie [IC-78] zijn standaard opgesteld, maar geven onvoldoende informatie wat de in hoofdstuk 2 beschreven toepassingen betreft. Enerzijds werden nog geen gedetailleerde retentie- en excretiecurven gepubliceerd. Anderzijds zijn de ICRP-berekeningen uitgevoerd met een aantal standaardhypothesen, die niet allen als dusdanig bruikbaar zijn voor de behandeling van inhalatie-incidenten in het kader van de MOX-verwerking.

Daarom werden aansluitende berekeningen nodig geacht, op basis van de laatste door de ICRP gepubliceerde modellen en dit met volgende basisgegevens:

- éénmalige incidentele inhalatie door een volwassen persoon;
- gematigd licht werkritme, met ademdebiet **1,5 m<sup>3</sup>/u**;
- dichtheid van de aerosolen: **10 g/m<sup>3</sup>**;
- korrelgrootteverdeling aerosolen: volgens een lognormale verdeling, met een gemiddelde diameter gelijk aan **2,3 μm** en spreiding (sigma) 2,5;
- traag metabolisme voor plutoniumoxide en zowel gematigd als traag metabolisme voor americiumoxide.

Het toepassen van deze hypothesen wordt als volgt gestaafd:

- het ademdebiet 1,5 m<sup>3</sup>/u wordt voldoende representatief geacht voor de normale werkomstandigheden aan handschoenkasten;
- de dichtheid van 10 g/cm<sup>3</sup> komt overeen met de dichtheid van het MOX-product;
- de waarde van de gemiddelde korrelgrootte is afgeleid van proefondervindelijk onderzoek in MOX-installaties [EI-83], [DO-95]. De lognormale verdeling met spreiding 2,5 wordt voorgeschreven door de ICRP [IC-66];
- het traag metabolisme is karakteristiek voor het slecht oplosbaar plutoniumoxide. Voor zuiver americiumoxide wordt over het algemeen een gematigd metabolisme aangenomen. In MOX-aerosolen kan echter verwacht worden dat het americium, dat ontstaat uit het radioactief verval van plutonium 241, volledig gebonden blijft aan het plutoniumoxide, zeker in de eerste dagen van de inhalatie. Daarom is een traag metabolisme realistischer. Op lange termijn kan een geleidelijke oplossing zich voordoen, zodat het metabolisme van americium dan sneller zou kunnen verlopen. Om deze reden werden voor americium zowel het traag als het gematigd metabolisme in beschouwing genomen.

De berekening werd uitgevoerd door AIB-Vinçotte-Nucleair, op basis van een eigen ontwikkelde verbeterde versie van het LUDEP-programma, dat de ICRP-modellen simuleert [CU-96].

Ter validatie van het programma werd als eerste stap gevraagd de ICRP-dosisfactoren te herberekenen met identieke standaardinputgegevens: de vergelijking met de waarden gepubliceerd in ICRP 68, voor de verschillende plutonium- en americiumisotopen, voor zowel een traag als een gematigd metabolisme, en voor de twee korrelgroottes 1 en 5 micron, tonen slechts minieme afwijkingen (<1 %). Er kan dus gesteld worden dat het gebruikte programma de dosisfactoren berekent conform de ICRP-methodologie.

## 4.2 Berekeningsresultaten

Voorbeelden van de bekomen resultaten met de hierboven beschreven 'MOX-hypothesen' zijn weergegeven in bijlage. Zowel de dosisfactoren als de retentie- en excretiecurven werden bepaald.

Een eerste vergelijking ten opzichte van de analoge waarden uit de vroegere ICRP 54- en ICRP 56-publicaties toont volgende tendensen:

- een reductie van de dosisfactoren ten opzichte van ICRP 56; dit betekent dat per eenheid ingeademde activiteit de toe te kennen dosis volgens de nieuwe methodologie lager wordt; de dosisfactoren volgens ICRP 68 en deze specifiek berekend voor MOX blijven echter weinig te verschillen;
- een relatief gelijkaardig verloop van de excretiecurve voor faeces, vooral wat de eerste dagen na de inhalatie betreft;
- een excretiecurve voor urine die bijna een factor 10 lager is dan de curve gepubliceerd in ICRP 54.

De lagere dosisfactoren worden in hoofdzaak verklaard door de beperktere afzetting van aerosolen in de longen, vooral in de diepere longen, met het nieuw model.

De lagere excretiecurve voor urine houdt verband met de hypothese over de oplosbaarheid van het plutonium dat vanuit de longen via de bloedbanen naar de nieren en de urine migreert. Het nieuwe model schat de vervaltijd vanuit de longen meer dan tienmaal lager in.

## 4.3 Impact op de berekening van de opgenomen activiteit en de inwendige dosis

Bij een incident met inwendige besmetting zal de bepaling van de opgenomen activiteit en de inwendige dosis gebeuren op basis van de resultaten van het faecesonderzoek, doordat deze methode veruit de gevoeligste is. De grootste fractie van de ingeademde aerosolen wordt immers vrij snel opnieuw uit de longen verwijderd en zal in de eerste dagen na het incident via de slokdarm in het spijsverteringsstelsel terecht komen, waarna ze met de faeces uitgescheiden wordt. Verder is de detectielimiet op faecesstalen behoorlijk laag, zodat reeds minieme hoeveelheden kunnen gemeten worden.

De toegekende inwendige dosis, overeenstemmend met 1 (a)Bq van de standaard isotopische samenstelling in de faeces, bedraagt 0,66 mSv. Dit is lager dan de dosis berekend volgens de

oude methodologie. Het verschil is het gevolg van de lagere dosisfactoren, terwijl de fractie excretie via de faeces in de vier dagen na de inhalatie nagenoeg ongewijzigd blijft.

## Besluit

De invoering van de nieuwe ICRP-methodologie in verband met de inwendige dosissen leidt tot een verlaging van de toe te kennen inwendige dosissen na een incidentele inhalatie. De voorgeschreven toelaatbare jaardosis is echter ook verlaagd (20 mSv).

### 4.4 Impact op de gevoeligheid van de biologische controle

#### 4.4.1 Impact op de neussnuit

De actiedrempel voor de neussnuit bedraagt 0,5 Bq. De detectielimiet op de gemeten activiteit is echter beduidend onder deze waarde, ze bedraagt 0,02 Bq.

Volgens het nieuw model wordt voor de biologische halveringstijd van aerosolen in de neus 17 uur voorgeschreven. Er kan dus gesteld worden dat de analyse op een neussnuit, zelfs indien deze verscheidene uren na een incident genomen werd, nog een voldoende representatieve evaluatie toelaat van de kans op een inwendige besmetting.

#### 4.4.2 Impact op de longmeting

De detectielimiet van de longmeting schommelt tussen ongeveer 6 en 10 Bq <sup>241</sup>Am in de longen, afhankelijk van de morfologie van het individu. In bijlage 4.2 wordt, op basis van de retentiecurve in de longen na een incidentele inhalatie, de **te verwachten effectieve dosis (H<sub>50</sub>)** bepaald **overeenstemmend met de detectie van 8 Bq americium in de longen**. De resultaten zijn geparametriseerd in functie van het tijdsinterval tussen het incident en de longmeting, en in functie van het aandeel <sup>241</sup>Am in het ingeademde MOX-mengsel:

Dosis bij detectie 8 Bq <sup>241</sup> Am in de longen	Aandeel <sup>241</sup> Am in het MOX-mengsel		
	1,5 wt %	2,0 wt %	3,0 wt %
Meting na 1 dag	11 mSv	9 mSv	7 mSv
na 1 week	12 mSv	10 mSv	7 mSv
na 1 maand	14 mSv	11 mSv	9 mSv
na 3 maand	18 mSv	15 mSv	12 mSv
na 1 jaar	26 mSv	22 mSv	17 mSv

Voor lagere detectielimieten dan 10 Bq kunnen de dosissen proportioneel herrekend worden. Voor bijvoorbeeld de gemiddelde detectielimiet van 7 Bq, bedragen de dosisdrempels 7/10 van de hierboven aangegeven waarden.

Uit deze analyse blijkt:

- dat de gevoeligheid van de longmeting de dag na een incidentele inhalatie ongeveer overeenstemt met de helft van de gemiddelde jaarlijkse limietdosis (20 mSv per jaar);
- dat deze gevoeligheid betrekkelijk weinig afneemt in de eerste dagen en zelfs weken na het incident; enkel na één à drie maanden begint deze gevoeligheid significant te verminderen;
- dat de gevoeligheid van een jaarlijkse meting, afhankelijk van het individu, van de grootteorde is van de jaarlijkse limietdosis;
- dat de gevoeligheid uiteraard is van het aandeel  $^{241}\text{Am}$  in de ingeademde MOX-aerosolen.

### Besluit

- De huidige techniek van de longmeting is enkel in staat beduidende inwendige besmettingen, van de orde grootte van de gemiddelde jaarlijkse limietdosis, te detecteren.
- Het onmiddellijk meten, binnen de dag na een incidentele inhalatie, is niet zozeer van belang wat de gevoeligheid van de detectie betreft.
- Ingeval van positieve longmeting is het wenselijk het aandeel  $^{241}\text{Am}$  van het ingeademde MOX-mengsel nauwkeurig te bepalen.

### 4.4.3 Impact van de urineanalyse

De detectielimiet van de urineanalyse bedraagt 0,1 mBq  $^{238}\text{Pu}$ . In bijlage 4.3 wordt, op basis van de excretiecurve voor urine na een incidentele inhalatie, **de drempel in de te verwachten effectieve dosis  $H_{50}$  bepaald overeenstemmend met de detectielimiet:**

urineanalyse	in de eerste 3 dagen	2,5	mSv
	na 1 week	7	msv
	na 1 maand	12	msv
	na 3 maand	13	msv
	na 1 jaar	13	msv

Hieruit blijkt dat:

- de gevoeligheid van een urineanalyse in de eerste drie dagen na een incidentele inhalatie ongeveer overeenstemt met een tiende van de gemiddelde jaarlijkse limietdosis (20 mSv per jaar);
- deze gevoeligheid snel afneemt in de eerste dagen na het incident, maar na een maand stabiliseert op iets meer dan de helft van de jaarlijkse limietdosis, en er wezenlijk geen verschil bestaat in de daaropvolgende maanden (tot een jaar).

## **Besluit**

- Na een incident kan de urinecontrole een nuttige indicatie geven van het al dan niet aanwezig zijn van een significante besmetting (dit voor het geval er geen representatieve neussnuit zou genomen zijn). De urinestaalname moet wel snel van start gaan na het voorval.
- De urinecontrole in routine is enkel in staat inwendige besmettingen van de orde grootte van de helft van de gemiddelde jaarlijkse limietdosis te detecteren. Daarbij speelt de periodiciteit van de controle (maandelijks, driemaandelijks, zesmaandelijks of jaarlijks) geen rol wat de gevoeligheid van de detectie betreft.

## **5 ALGEMEEN BESLUIT**

De gestructureerde procedure voor de controle op het besmettingsrisico is in dit document beschreven. In navolging hiervan wordt ook nagegaan wat de impact is van de recente publicaties van de Internationale Commissie voor Stralingsbescherming. Naar deze nieuwe voorgeschreven werkwijze wordt immers gerefereerd in de pas verschenen Europese Richtlijn 96/29 in verband met de bescherming van de bevolking en werknemers tegen ioniserende stralingen, zodat ze ook op termijn in de Belgische Wetgeving zal opgenomen worden.

De gewijzigde aanpak heeft niet enkel een weerslag op het toekennen van inwendige dosissen, maar ook op de gevoeligheid van de ondernomen biologische controle van personen.

Algemeen moet onderlijnd worden dat de voorgeschreven berekeningsmethodes steeds complexer worden. De vraag kan gesteld worden of wijzigingen naar een meer gesofisticeerde modelisatie wel noodzakelijk zijn, vermits geweten is dat de berekeningen een benadering weergeven van de dosis of de door het organisme opgelopen schade.

## **6 REFERENTIES**

- [CU-96] J.P. Culot - Calcul des coefficients de dose et des fractions excrétées lors de l'inhalation de PU(MOX) - 1996
- [DO-95] M.D. Dorrian, M.R. Bailey - Particle size distributions of radioactive aerosols measured in workplaces - Radiation Protection Dosimetry, Vol.60, N°2, pp. 119 133 - 1995
- [EI-83] In vitro dissolution of Respirable Aerosols of Industrial Uranium and Plutonium Mixed-oxide nuclear Fuels - Health Physics Vol. 45, N° 6, PP. 1023-1037 - 1983
- [IC-601] ICRP - 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection - Publication 60

- [IC-66] ICRP - Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection - Publication 66
- [IC-67] ICRP Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides, Part 2: Ingestion Dose Coefficients - Publication 67
- [IC-68] ICRP - Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers - Replacement of ICRP Publication 61 - Publication 68
- [IC-78] ICRP - Individual monitoring for internal exposure of workers - Replacement of ICRP Publication 54 - Publication 78

## BIJLAGE

### BEREKENING VAN DE DOSISFACTOREN, RETENTIE- EN EXCRETIECURVEN (NIEUWE ICRP-WERKWIJZE - INHALATIE VAN MOX-AEROSOLEN)

#### 1 ALGEMEEN

De berekeningen zijn uitgevoerd door AIB-Vinçotte-Nuclear, op basis van een eigen ontwikkelde verbeterde versie van het LUDEP-programma, dat de ICRP-modellen simuleert [CU-96].

Volgende basisgegevens worden in rekening gebracht:

- éénmalige incidentele inhalatie van MOX-aerosolen door een volwassen persoon,
- gematigd licht werkritme, met ademhalingsdebiet 1,5 m<sup>3</sup>/u;
- dichtheid van de aerosolen: 10 g/cm<sup>3</sup>;
- korrelgrootte aerosolen volgens een lognormale verdeling, met een gemiddelde aerodynamische diameter (AMAD) van 2,3 micron en spreiding (sigma) 2,5;
- raag metabolisme in de longen voor plutoniumoxide ('S-vorm', overeenstemmend met de vroegere 'Y-vorm'), en zowel gematigd als traag metabolisme voor americiumoxide (zowel de 'M-vorm', overeenstemmend met de vroegere 'W-vorm', als de 'S-vorm').

#### 2 DOSISFACTOREN

De bekomen dosisfactoren voor MOX-aerosolen zijn in de onderstaande tabel weergegeven.

Isotoop	Dosisfactor (Sv/Bq) voor eenmalige inhalatie
	Berekening MOX-aerosolen volgens ICRP 66/67
<sup>238</sup> Pu (S-vorm)	1,34.10 <sup>-5</sup>
<sup>239</sup> Pu (S-vorm)	1,30.10 <sup>-5</sup>
<sup>240</sup> Pu (S-vorm)	1,31.10 <sup>-5</sup>
<sup>241</sup> Pu (S-vorm)	1,32.10 <sup>-7</sup>
<sup>241</sup> Am (M-vorm)	3,73.10 <sup>-5</sup>
<sup>241</sup> Am (S-vorm)	1,34.10 <sup>-5</sup>

### 3 RETENTIECURVEN

De retentiecurven zijn verder weergegeven in figuurvorm voor  $^{238}\text{Pu}$  in 'S-vorm', in volgende organen:

- WB: gehele lichaam;
- lever;
- cort.bone: beenderschors,
- trab.bone: beenderbot;
- lungs: gehele longen;
- A1: alveolen;
- bb: bronchiolen;
- BB: bronchiën;
- LN(TH): lymfeknopen in thorax;
- LN(ET): lymfeknopen buiten thorax.

De retentiecurven voor de andere plutoniumisotopen ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  en  $^{241}\text{Pu}$ ) zijn praktisch identiek aan deze voor  $^{238}\text{Pu}$  op korte termijn (< 1 jaar). Op lange termijn kunnen ze proportioneel herrekend worden met inachtnaam van de respectievelijke halfwaardetijden (nucleair verval).

Voor  $^{241}\text{Am}$  wordt best voor kortetermijnevaluaties (< 1 jaar) de  $^{238}\text{Pu}$ -curve in S-vorm gebruikt, vermits de americiumisotopen in onopgeloste MOX-aerosolen vermoedelijk het chemisch gedrag van plutoniumoxide zullen volgen. Op lange termijn bestaat er meer onzekerheid, vermits enerzijds het opgeloste americium zich als M-vorm gedraagt, anderzijds omdat er bijkomende  $^{241}\text{Am}$  wordt gecreëerd door het nucleair verval van  $^{241}\text{Pu}$ .

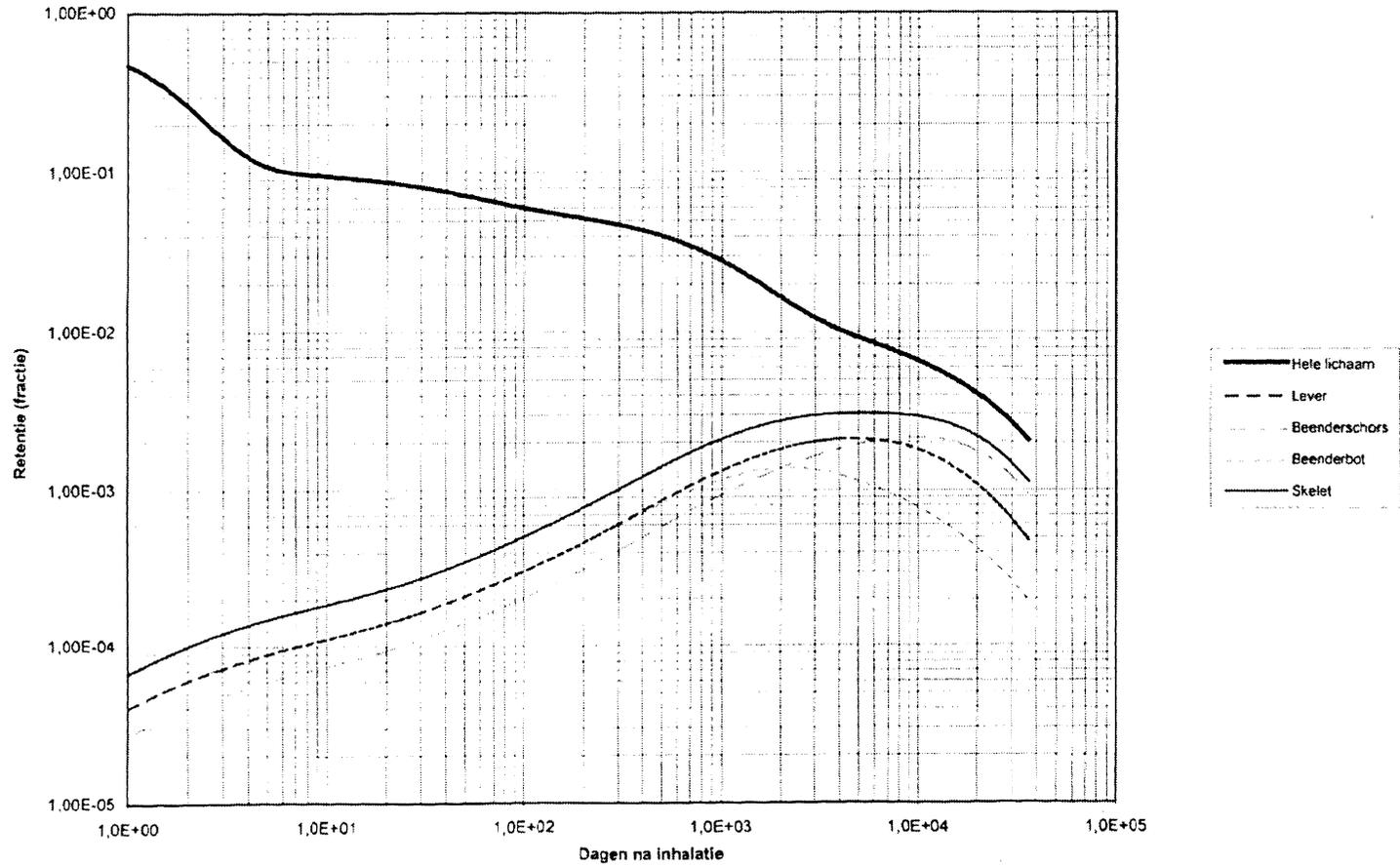
### 4 EXCRETIECURVEN

De excretiecurven voor urine en faeces zijn ook weergegeven in figuurvorm voor  $^{238}\text{Pu}$  in S-vorm en  $^{241}\text{Am}$  in M-vorm. Een berekening werd uitgevoerd volgens verschillende excretiemodellen (Durbin, Jones, Tancock, ICRP). Tussen deze modellen komen beduidende verschillen slechts voor op zeer lange termijn (> 10.000 dagen). Zowel voor urine als voor faeces zijn enkel de ICRP-modellen weerhouden.

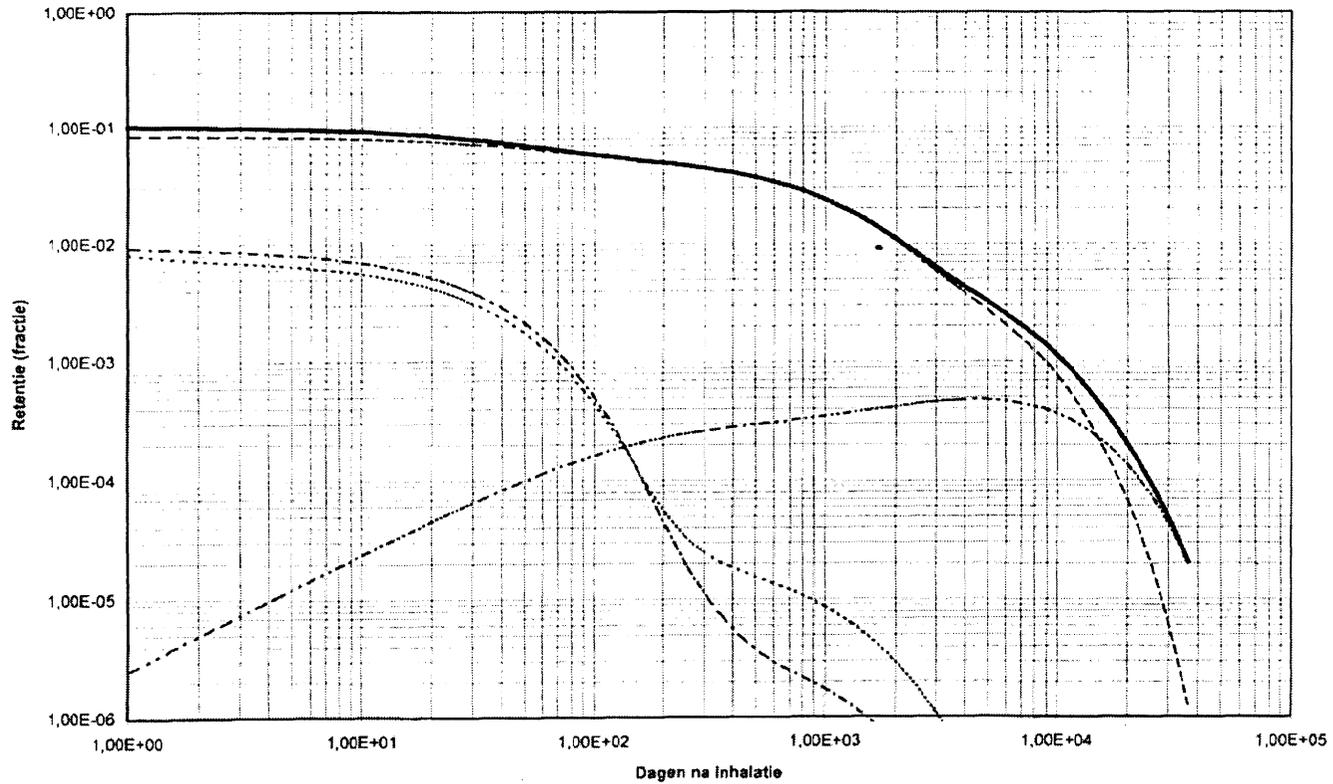
De excretiecurven voor de andere plutoniumisotopen ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  en  $^{241}\text{Pu}$ ) zijn praktisch identiek aan deze voor  $^{238}\text{Pu}$  op korte termijn (< 1 jaar). Op lange termijn kunnen ze ook proportioneel herrekend worden in functie van het nucleair verval.

Voor  $^{241}\text{Am}$  is hier ook voor kortetermijnevaluaties (< 1 jaar) de  $^{238}\text{Pu}$ -curve in S-vorm meer realistisch. Desondanks zal, gezien de onzekerheid over het metabolisch gedrag, de  $^{241}\text{Am}$ -curve in klasse M gebruikt worden in de dosisevaluaties, omdat dit meer pessimistische resultaten oplevert.

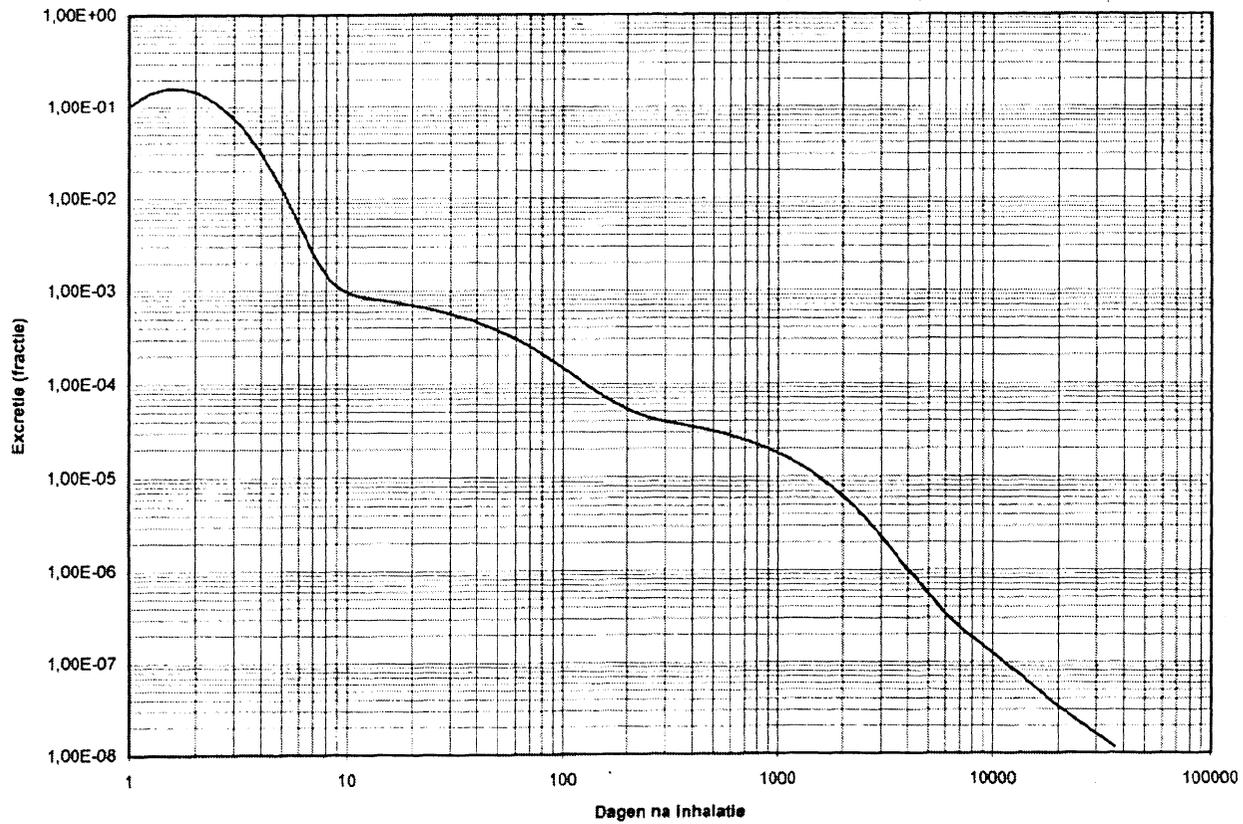
Retentie in het lichaam, Pu-238, S Vorm, 2.3 µm



Retentie in de longen  
Pu-238, S Vorm, 2.3 micron

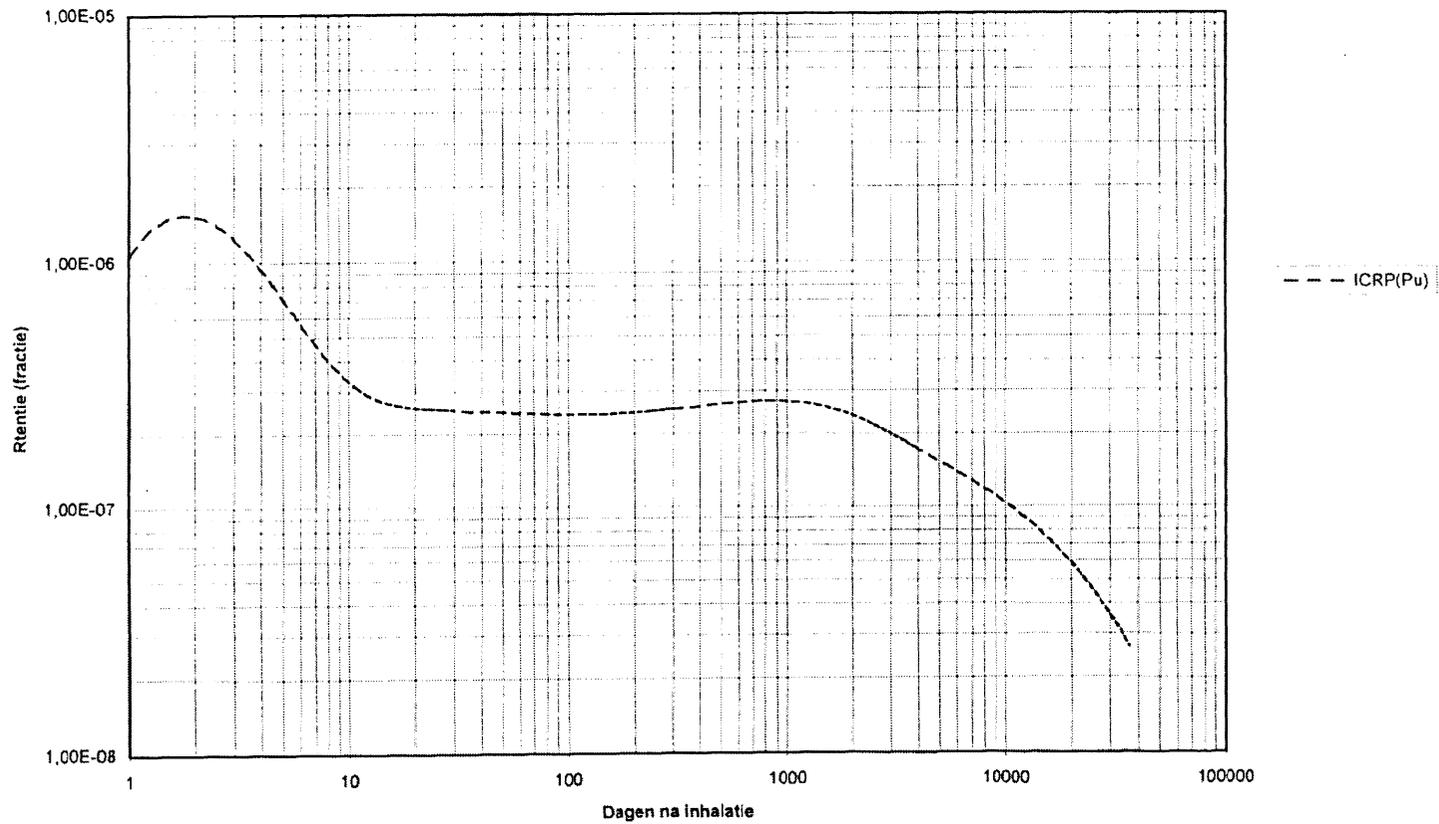


Faecale excretie, Pu-238, S Vorm, 2.3 µm

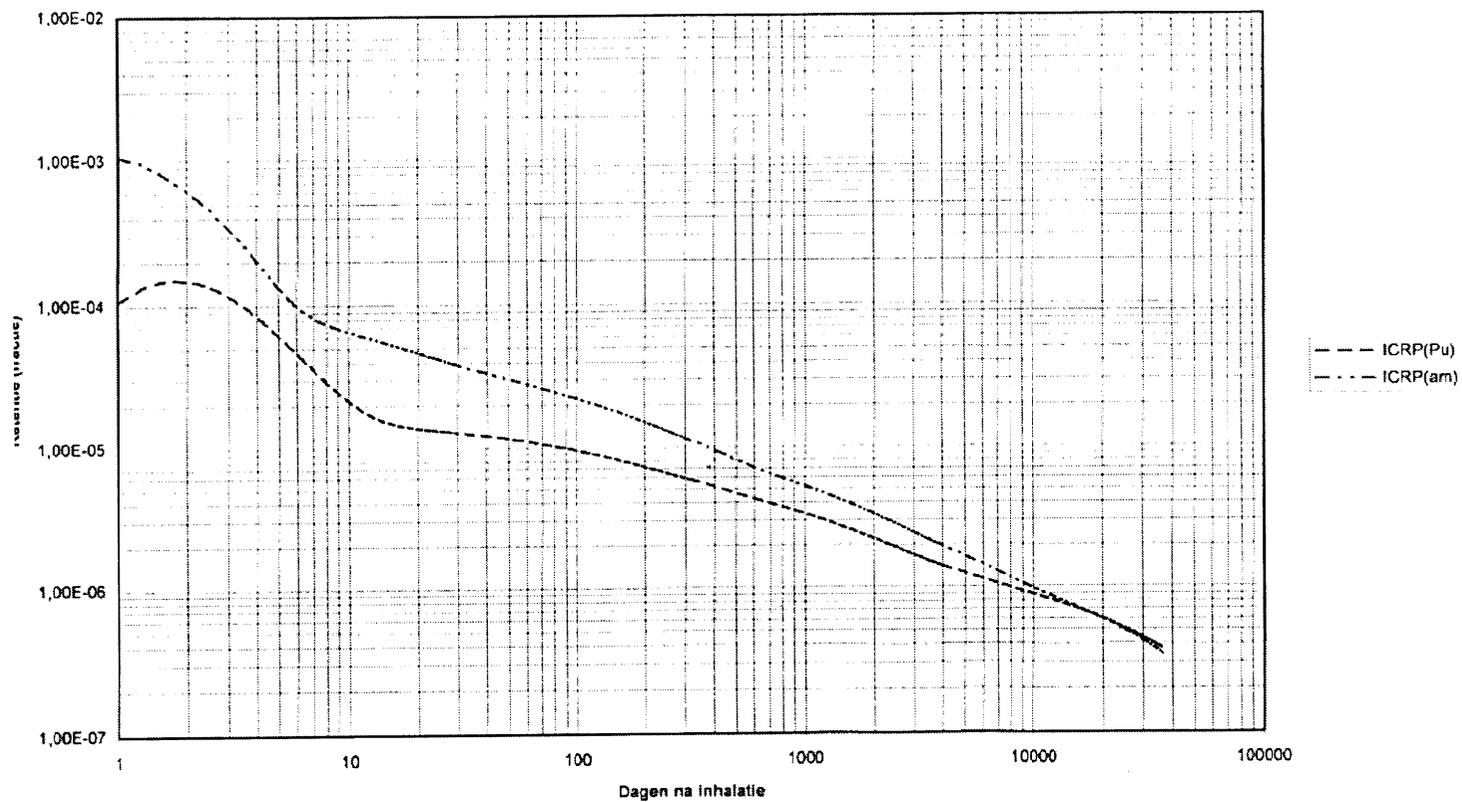


— ICRP(Pu)

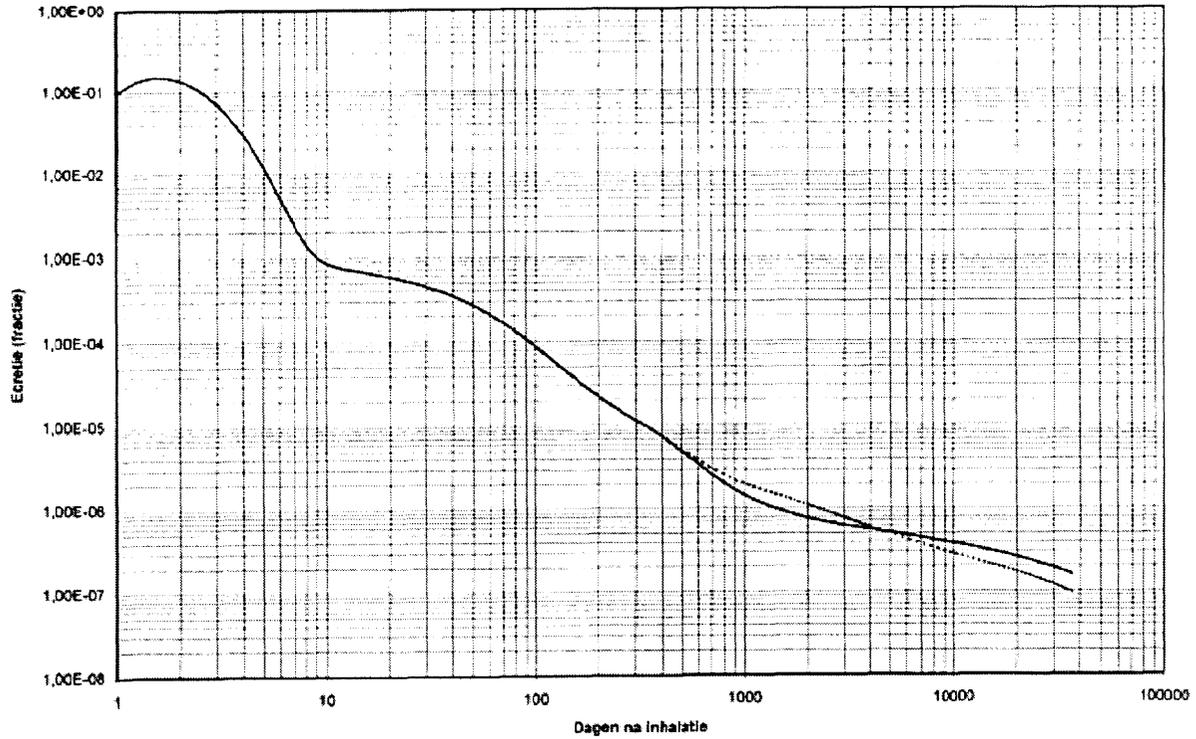
Urinaire excretie, Pu-238, S Vorm, 2.3 µm



### Urinaire excretie, Am-241, M Vorm, 2.3 µm



Faecale Excretie, Am-241, M Vorm, 2.3 µm



## **Résumé**

Bien que la dose interne ne joue qu'un rôle marginal dans la dose collective des travailleurs, il faut accorder au contrôle des risques de contamination une attention particulière. Même pour des contaminations très en dessous des limites réglementaires, il convient de tenir compte des facteurs psychiques et de les aborder avec soin.

Une procédure de contrôle pour l'évaluation des suites d'une contamination interne a été élaborée. Selon le cas, les contrôles se font sur les sécrétions nasales, les poumons, les urines et les fèces.

La détermination de la quantité incorporée et de la dose interne qui en résulte se fait à l'aide des modèles métaboliques récents de la CIPR. Les calculs sont spécifiques du produit qui sera mis en oeuvre dans l'installation.

Tout incident à risque de contamination donne lieu à un rapport détaillé.

## **Abstract**

Notwithstanding the fact that internal doses have a marginal importance in the assessment of the collective dose of the workers, they require close attention. Even when the contamination levels remain far below the admissible level one has to take the psychic factors into account.

A control procedure has been implemented to evaluate the consequences of an internal contamination. It includes measurements of nose swabs, direct lung measurements, urine and faeces measurements.

The determination of the incorporated quantity and of the resulting internal dose is done using the recent ICRP metabolic models. Calculations are specific of the products to be processed.

Each incident involving internal contamination gives rise to a detailed report.

**L'anthroporadiamétrie:  
Une technique évolutive pour répondre aux directives de la CIPR**

**J. L. GENICOT**  
Spectrométrie Nucléaire  
Division RADIOPROTECTION  
CEN-SCK  
Boeretang 200  
2400 Mol

**Résumé**

Depuis les débuts de l'utilisation de l'énergie nucléaire, le suivi de la contamination interne a requis un développement permanent des mesures in vivo pour assurer la protection des travailleurs. Ce contrôle résulte de recommandations établies par le Comité International de Protection Radiologique (CIPR). Dans le cadre des mesures directes, l'examen se fait à l'aide de techniques adéquates détectant les photons émis du corps par les radionucléides déposés in situ. Afin de répondre aux exigences de plus en plus aiguës des recommandations dans ce domaine, les techniques de mesure ont dû s'affiner en tirant profit des moyens de détection disponibles.

Depuis la chambre d'ionisation jusqu'aux semiconducteurs à température ambiante, tous les moyens ont été utilisés pour optimiser les mesures et obtenir des limites de détection adéquates tout en préservant l'aspect humain de la mesure in-vivo.

L'exposé aura pour objet de présenter, en se basant sur l'expérience acquise par la Section de Spectrométrie Nucléaire du CEN•SCK à Mol, l'évolution de ces techniques particulières visant à répondre aux recommandations de la CIPR et des législations qui en découlent, pour les mesures total humain, les mesures d'organes et les mesures de blessures. Quelques cas typiques seront décrits.

## **TABLE DES MATIERS**

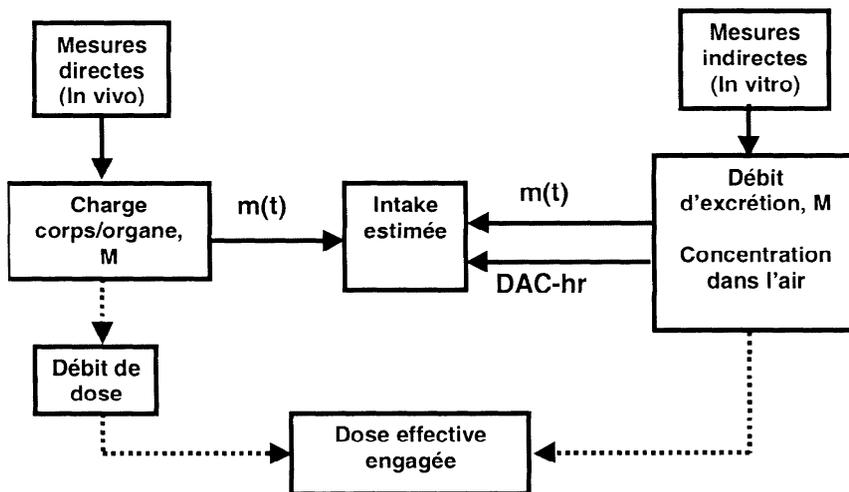
- 1. Introduction**
- 2. Rôle des mesures in-vivo dans le calcul des doses**
- 3. Historique des moyens de détection**
- 4. Etat actuel de la technique**
- 5. Problèmes et besoins en mesures directes**
- 6. La calibration des systèmes de mesure et les fantômes**
- 7. Optimisation des systèmes de mesure**
- 8. Etude de cas concrets**
- 9. Conclusions**
- 10. Références bibliographiques**

## 1. Introduction

Les mesures in-vivo (anthroporadiométrie), destinées au contrôle des travailleurs soumis aux risques de contamination interne, se sont presque toujours développées en se référant aux recommandations établies par la Commission Internationale de Protection Radiologique CIPR (International Commission for Radiological Protection - ICRP). Celles-ci sont en effet à la base de presque toutes les législations en la matière et ont induit la mise au point de techniques de détection de plus en plus fines en ce qui concerne les mesures de la contamination interne par les méthodes directes. L'article présenté ici décrit l'évolution de ces techniques sur base des moyens disponibles lors de l'apparition des diverses recommandations. Il présente aussi deux cas concrets de résultats obtenus avec les dernières techniques.

## 2. Rôle des mesures in-vivo dans le calcul des doses

Afin de parvenir à la dose engagée, la mesure in-vivo s'efforce de déterminer la charge corporelle en précisant s'il s'agit de charge localisée dans un organe ou répartie dans tout le corps (Figure 1). A l'aide de facteurs de pondération  $m(t)$ , la quantité introduite dans le corps (intake) est déduite et les doses peuvent être estimées à l'aide du modèle considéré [Da-99].



**Figure 1:** Schéma décrivant les moyens d'obtenir la dose effective engagée lors d'une contamination interne.

Le calcul de dose se fait en associant les mesures in-vivo, les mesures indirectes (urines, fèces, nose blows) et les mesures de concentration dans l'air. Le modèle choisi et le type de contamination suspectée (locale ou répartie) détermine le choix de la méthode de mesure employée pour évaluer les charges et les doses qui en résultent.

### **3. Historique des moyens de détection**

Les premières tentatives de détection directe d'une charge radioactive dans le corps furent faites en 1929 par H. Shludt qui utilisa une chambre à ionisation reliée à un électromètre à fibre de quartz. Il était destiné à la quantification du  $^{226}\text{Ra}$  dans le corps avec une limite de détection de  $5 \mu\text{g } ^{226}\text{Ra}$ . (185000Bq). Suite à des améliorations, les limites de détection de ce système sont passées à 40 Bq de  $^{226}\text{Ra}$  par Sievert en 1951. Le compteur Geiger-Müller a aussi été employé par Evans en 1937 et par Rajewsky en 1938 [Ra-64] avec une sensibilité meilleure que 40 kBq. Les améliorations successives apportées aux détecteurs (chambres d'ionisations ou compteurs GM) ne pouvaient que réduire les limites de détection. Ces systèmes n'autorisaient pas l'identification du contaminant qui était alors toujours le  $^{226}\text{Ra}$ . Le développement de scintillateurs liquides et des photomultiplicateurs permirent à Anderson de passer de la mesure d'un courant au comptage des photons gammas en construisant un compteur à scintillation liquide en forme de cylindre dans lequel la personne était mesurée avec une géométrie proche de  $4\pi$ . Bird et Burch remplacent en 1958 le scintillateur liquide par un plastique dont l'utilité dans les études de métabolisme se fait directement sentir. Le principal inconvénient des scintillateurs plastiques est le faible numéro atomique Z des composants qui ne permet pas le comptage de plus de deux radionucléides dans le corps si bien que, en 1950, Marinelli et Miller utilisent les scintillateurs inorganiques NaI activés au thallium dont les propriétés de scintillations avaient été découvertes deux ans auparavant [Co-80]. Leur résolution (de 7 % à 661 keV) et leur volume de plus en plus important ont permis rapidement d'effectuer des mesures avec identification et comptage de la plupart des radionucléides incorporés émettant des photons d'énergie supérieure à 150 keV.

Pour les basses énergies, les compteurs proportionnels ( $\text{Ar-CH}_4$  à une pression de 850 mm Hg) développés par Taylor et Rundo sont employés dès 1962 dans plusieurs laboratoires [Nu-73], les NaI(Tl) minces (1 mm), utilisés seuls ou avec systèmes à anticoincidence, ont permis d'atteindre des limites de détection

acceptables pour les recommandations en vigueur à l'époque. Ces systèmes permettaient en effet de réduire encore le bruit de fond qui était déjà réduit d'un facteur 100 par les blindages traditionnels.

Le scintillateur phoswich, développé par Laurer et Eisenbud en 1967, associe un CsI(Tl) de 1 mm à un NaI(Tl) de 25 mm d'épaisseur. La différence de temps de décroissance de la fluorescence des deux scintillateurs permet la discrimination des cristaux actifs accouplés à un même photomultiplicateur [La-67]. L'avantage de ce montage fait qu'il est toujours largement utilisé en mesure pulmonaire mais son emploi fut sévèrement affecté lors de l'accident de Chernobyl en raison de l'augmentation du continuum dans la zone des basses énergies [Da-89, Do-89]. Le même problème se présente avec le compteur proportionnel lorsque la personne examinée a subi un examen de médecine nucléaire avec injection d'isotopes tels que le  $^{125}\text{I}$ .

La limite de sensibilité de ces détecteurs est liée à leur résolution qui s'est encore améliorée avec l'emploi des détecteurs à semiconducteur dont l'idée revient à K.G. McKay en 1949. Sous la forme de Ge(Li) ou de Si(Li) d'abord, en raison du manque de pureté suffisante des matériaux de base, ces détecteurs, caractérisés par une résolution excellente (0.7 à 1.5 keV) sont utilisés en réseaux pour les mesures in-vivo dès le milieu des années '70. Le lithium diffusé dans le matériau de base sert à compenser le manque de pureté et requiert le maintien permanent du cristal à la température de l'azote liquide. L'apparition du germanium hyper-pur permet le réchauffement du germanium à la température ambiante lorsqu'il n'est pas utilisé. Le silicium de haute pureté peut même fonctionner à la température de 20 °C ou avec un refroidissement plus faible par cellule Peltier en raison de sa bande interdite plus importante. Aujourd'hui, les cristaux de HPGe sont taillés en fonction de l'énergie examinée: les diodes coaxiales pour les hautes énergies et les diodes planes de 20 mm d'épaisseur pour les faibles énergies.

En 1986, Bojsen et al. [Go-88] développèrent un système à quatre diodes au silicium pour mesurer sur une période de 24 heures l'absorption de l'insuline marquée à  $^{125}\text{I}$  chez les animaux.

Aujourd'hui les types de détecteurs sont nombreux: les NaI(Tl), Phoswich, HPGe coaxial, et les HPGe plans sont les plus usités. Les diodes silicium, CdZnTe, les gamma caméras et les caméras PET sont aussi employés avec des avantages

dépendants des besoins (isotopes recherchés) et des circonstances (localisation, organe à mesurer, sensibilité demandée, radioprotection ou études de métabolisme, examens en chambre blindée ou en hôpital, etc.).

On peut voir que l'introduction progressive de nouveaux radionuclides aux sources à examiner in-vivo a conduit l'ICRP à élargir son domaine d'application et aux expérimentateurs à passer d'une mesure de courant à une spectrométrie de photons  $\gamma$  de hautes énergies puis à étendre la capacité de détection aux faibles énergies (rayons ( $\gamma$  et X)).

Trois problèmes sont à mentionner dans la conception d'un système de mesure: la géométrie, le bruit de fond et l'étalonnage. La géométrie s'est révélée très tôt comme source principale d'erreurs systématiques [Ra-64, Co-80]. Si certaines techniques comme la géométrie de l'arc permettent d'améliorer l'exactitude, elles sont d'un emploi peu commode. D'autre part, on ne connaît jamais à priori la distribution du contaminant dans le corps ce qui dégrade encore l'exactitude et ce d'autant plus que l'énergie des photons examinés est faible.

#### **4. Etat actuel de la technique**

Aujourd'hui, l'usage du détecteur germanium hyper-pur (GeHP) s'est répandu dans les mesures in-vivo que ce soit sous forme coaxiale ou plane. Son excellente résolution (inférieure à 2 eV) en fait un outil de choix pour l'identification des contaminants. Le scintillateur NaI(Tl) reste, malgré sa moins bonne résolution, d'un usage encore très courant en raison de son emploi aisé (il ne demande pas d'azote liquide) et surtout pour sa grande sensibilité qui permet d'atteindre de faibles limites de détection lorsque le radionuclide recherché est connu et si l'on emploie, pour l'analyse de ses spectres, la méthode des moindres carrés examinant la totalité du spectre [Ge-92]. Il a permis par exemple d'établir la demi-vie écologique du  $^{137}\text{Cs}$  dans la région de Mol [Ge94].

Le phoswich est aussi encore largement employé pour les mesures de plutonium dans les poumons. Toutefois, devant certains radionuclides que l'on rencontre de plus en plus en médecine nucléaire, on lui préfère l'usage des détecteurs semiconducteurs.

Enfin pour l'examen des émetteurs de photons de basse énergie, des détecteurs de petites tailles ont été développés. Les diodes PIN au silicium, le CdTe et le HgI<sub>2</sub> sont utilisés pour les mesures locales (blessures ou organes) et peuvent être avantageusement employés en réseaux. Leur avantage par rapport au GeHP est leur fonctionnement à la température ambiante. Le phénomène de polarisation que l'on rencontre avec les deux derniers types leur fait préférer les composés ternaires HgBrI<sub>2</sub> et CdZnTe [Ge95-1, Ge-99].

## **5. Problèmes et besoins en mesures directes**

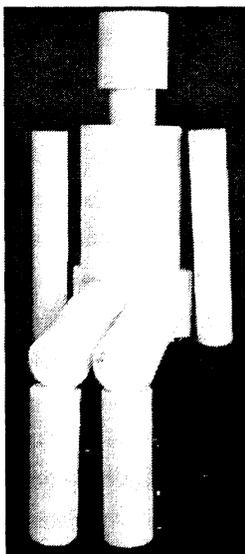
Les améliorations de l'exactitude et de la sensibilité des mesures in-vivo a toujours constitué l'objectif principal des recherches en cours. Or celle-ci est d'autant plus difficile que l'on descend en énergie. Depuis quelques années, de nouveaux radionuclides sont utilisés en médecine nucléaire. Lorsqu'ils sont utilisés en thérapie, ils sont caractérisés par la faible énergie des photons qu'ils émettent afin d'irradier localement les cibles visées sans endommager les tissus avoisinants. Ces nuclides (<sup>123</sup>I, <sup>125</sup>I, <sup>103</sup>Pd, <sup>109</sup>Pd, etc.) demandent des techniques spéciales de mesure car ils sont difficilement détectables par les moyens classiques. Or leur détection in-vivo est nécessaire en cas d'incorporation accidentelle trop élevée et est utile dans les études de métabolisme.

La seconde raison qui justifie l'amélioration des techniques est l'évolution des recommandations et des législations qui conduisent dans de nombreux cas à la réduction des charges incorporées admissibles. Il en résulte la nécessité de réduire les limites de détection des systèmes de mesure. Quatre moyens se présentent pour y répondre: d'une part on peut choisir un détecteur avec la meilleure résolution possible (pour réduire le continuum sous le pic). Les détecteurs au GeHP ont apporté une réponse à cette question de même que le silicium sous forme de diode PIN. D'autre part, on peut réduire le bruit de fond en choisissant un lieu où celui-ci a été réduit (souvent dans une chambre blindée). Ensuite, on réduit le continuum du bruit de fond en optimisant l'épaisseur du détecteur à l'énergie examinée. Cette dernière option n'est pas toujours acceptée de façon évidente. Elle montre aussi que, de plus en plus, les détecteurs deviennent spécifiques à un type de mesure. Le passage du cristal GeHP coaxial (de 5 ou 6 cm d'épaisseur) au GeHP plan (de 2 cm d'épaisseur) montre l'adaptation de l'épaisseur aux basses énergies [Ge99]. Cette épaisseur reste toutefois encore exagérée dans le cas de mesure des photon d'énergie inférieure à 100 keV.

On peut enfin réduire le bruit de fond en utilisant un réseau de petits détecteurs plutôt qu'un grand de surface équivalente. L'examen séparé des spectres issus des divers éléments permet de sélectionner ceux qui sont actifs. En éliminant les détecteurs trop distants de la source, on réduit le bruit de fond et la limite de détection. Ceci se résume en disant qu'un détecteur (ou un morceau de détecteur) qui ne mesure que du bruit de fond ne fait qu'augmenter la limite de détection. Ce raisonnement est aussi valable pour le paramètre épaisseur. En réduisant par exemple l'épaisseur d'un détecteur GeHP de 20 mm à 2 mm (nécessaire pour absorber 90 % des photons de 60 keV de l'<sup>241</sup>Am), on réduit d'un facteur 3 la limite de détection dans une mesure pulmonaire en ne réduisant que de 10% l'efficacité de comptage pour ce radionuclide. Enfin en plaçant les détecteurs le plus près du corps (au contact), on augmente le rendement et l'exactitude. Ceci peut se faire par l'usage d'un réseau de détecteurs localisés sur l'organe et mis en contact à l'aide d'un système de veste porte-détecteur. L'adaptation de l'épaisseur du détecteur à l'énergie examinée semble conduire à l'usage de systèmes spécifiques mais ceci s'est souvent révélé être le cas dans de nombreuses unités de comptage. L'idée communément admise de rechercher le rendement maximum est donc erronée dans le cadre de la réduction des limites de détection d'un système de mesure.

## 6. La calibration des systèmes de mesure et les fantômes

- Les fantômes physiques



Les systèmes de mesures sont calibrés à l'aide de fantômes. Ceux-ci sont choisis en fonction de l'énergie des photons examinés.

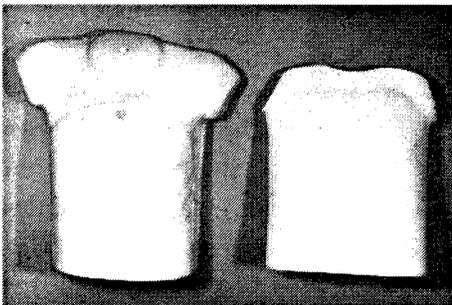
Pour les hautes énergies (de 200 à 3000 keV), les fantômes approximatifs comme le BOMAB (de Shmier ou de Bush) conviennent très bien pour les radionuclides couramment rencontrés dans les centrales nucléaires (produits de fission et d'activation) et distribués de façon homogène dans le corps (Figure 2) [Co-80].

**Figure 2:** Fantôme BOMAB

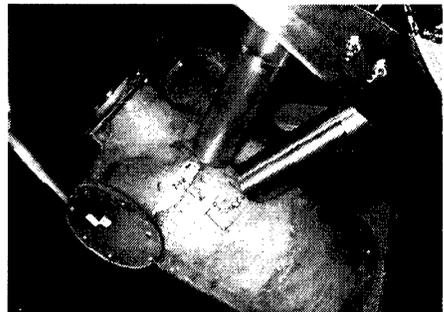
Les erreurs systématiques sont assez faibles et lorsque la distribution diffère entre le fantôme et la personne, la mesure est faite de façon à obtenir des résultats conservatifs (surestimation de la charge).

Lorsqu'on descend en énergie, l'absorption est importante et les calibrations par ce type de fantôme conduit à des erreurs systématiques importantes. On doit alors passer aux fantômes réalistes plus proches de la configuration réelle humaine.

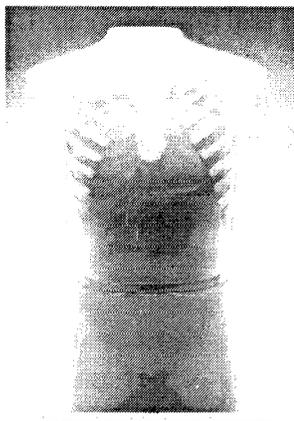
Le fantôme de Livermore, représentant un torse jusqu'au pelvis et sans les bras ni la tête, est le fantôme réaliste le plus utilisé pour les mesures pulmonaires des photons de basse énergie (Figure 3). Ce modèle représente la morphologie du type américain.



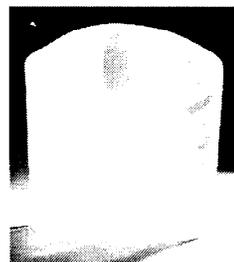
**Figure 3:** Fantôme réaliste de Livermore.



**Figure 4:** Fantôme réaliste de Mol.



**Figure 5:** Fantôme JAERI [Kr-96].



Le CEN•SCK de Mol a développé, voici quelques années, un fantôme anthropomorphe en moulant sur le torse d'un travailleur une série de couches de lucite [Co-75] (Figure 4). Ce modèle correspond mieux au type morphologique rencontré en Belgique. L'Institut Japonais de Recherche en Energie Atomique (Japanese Atomic Energy Research Institut - JAERI) a également développé son propre fantôme plus proche de la corpulence rencontrée dans la population japonaise (Figure 5).

Enfin, les fantômes organiques sont des pièces simulant un organe ou une partie du corps en vue d'une mesure particulière (thyroïde, tête, blessure, genou...) (Figure 6).

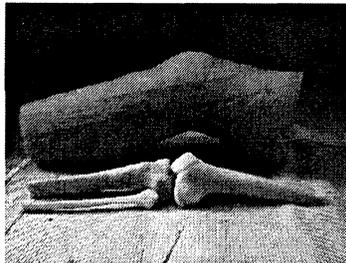


Figure 6: Fantôme organique du genou  
(Université de Cincinnati)

Ces fantômes sont très utiles car représentatifs d'une mesure particulière. Un problème subsiste toutefois en ce qui concerne les limites de détection. Lorsque l'étalonnage se fait avec le fantôme organe seul (torse ou genou), le bruit de fond est toujours plus faible que lors de la mesure de l'organe d'une personne. La diffusion du rayonnement ambiant (cosmique,  $^{40}\text{K}$ , ...) dans le corps lors de la mesure réelle sera en effet supérieure à celle que l'on obtient lors de l'étalonnage. On obtiendra donc des limites de détection supérieures à celles obtenues lors de la calibration. L'emploi d'un fantôme complet permet d'éviter cette erreur systématique.

- Les fantômes mathématiques

Calculer la dose déposée par un radionuclide inhalé, ingéré ou injecté à partir d'une calibration faite par fantôme, requiert la connaissance de la distribution du

contaminant dans les divers organes. Ceci demande des mesures particulières à l'aide d'un réseau de détecteurs. Lorsque la distribution de la mesure ne correspond pas à celle la calibration, on fait face à des erreurs systématiques importantes. Le cas le plus typique est la mesure d'un enfant.

Déjà en 1972, Julius préconisait l'emploi de programmes d'ordinateur pour remplacer les fantômes [Ju-72]. Ceci permet de tenir compte de la morphologie spécifique du cas examiné mais demande un travail important non concevable à l'époque dans le cas de mesures de routine. Elle est aussi d'une utilité limitée en radioprotection lorsque les limites autorisées ne sont pas dépassées car pour la plupart de radionuclides rencontrés (les produits de fission et d'activation), qui se distribuent de façon homogène dans le corps et qui émettent des photons de haute énergie, les fantômes physiques approximatifs conviennent parfaitement et en tout cas peuvent donner des résultats conservatifs.

Dans le cas de nombreux isotopes émetteurs de photons de basse énergie, la prise en compte de la morphologie et de la distribution de la charge devient utile car l'erreur systématique peut dépasser les 500 % [Kr-96] en cas de dispersion hétérogène (mesures pulmonaires, délocalisation des composés marqués, métabolisme). Les fantômes mathématiques présentent alors toute leur utilité et sont même dans de nombreux cas indispensables pour obtenir des résultats cohérents. Cette méthode tend à se généraliser de plus en plus [Ge95-2, Ge-98, Hu-99] comme complément aux fantômes anthropomorphes et surtout dans les études de métabolisme où la distribution des radionuclides évolue constamment.

## **7. Optimisation des systèmes de mesure**

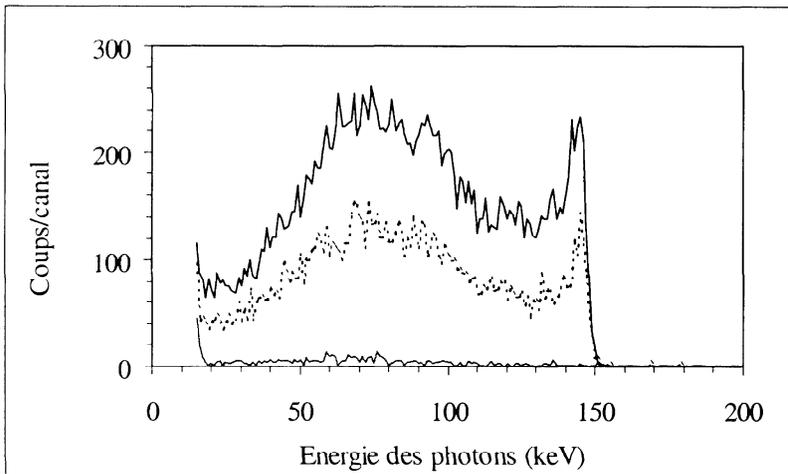
L'examen des radionuclides émetteurs de photons de basse énergie a montré l'importance de deux paramètres: Les erreurs systématiques qui dépendent de la position des détecteurs et de la distribution de la charge et le bruit de fond qui augmente les limites de détection. Si, comme on l'a montré au chapitre 5, le système multi-détecteurs permet l'amélioration certaine de la sensibilité et de l'exactitude des mesures, cette option conduit aussi à un système complexe où chaque détecteur comprend sa propre chaîne à l'exception du processeur d'acquisition et de gestion. En outre, cette optimisation est souvent sélective en ce qui concerne les détecteurs et requiert encore un travail de développement. Mais

les avantages qui en résultent valent certainement les coûts à investir. D'autant que le matériel existe déjà sur le marché (détecteurs silicium ou CdZnTe, processeurs, amplis de charge hybrides, etc.).

## 8. Etude de cas concrets

- Mesure de métabolisme du  $^{99m}\text{Tc}$

A l'aide d'une diode CdZnTe de  $1\text{ cm}^2$  et de  $1\text{ mm}$  d'épaisseur, l'élimination d'une molécule marquée au  $^{99m}\text{Tc}$  (demi-vie physique de 6.0 heures) a été mesurée sur une durée de deux jours. L'acquisition se fait hors chambre blindée et on peut voir que le bruit de fond est très faible vis-à-vis des mesures (Figure 7) car l'épaisseur de la diode est adaptée aux photons de  $140.5\text{ keV}$  ( $p=0.872$ ) mesurés. La demi-vie biologique mesurée est importante ( $\sim 66$  heures) confirmée par d'autres résultats [So-99].

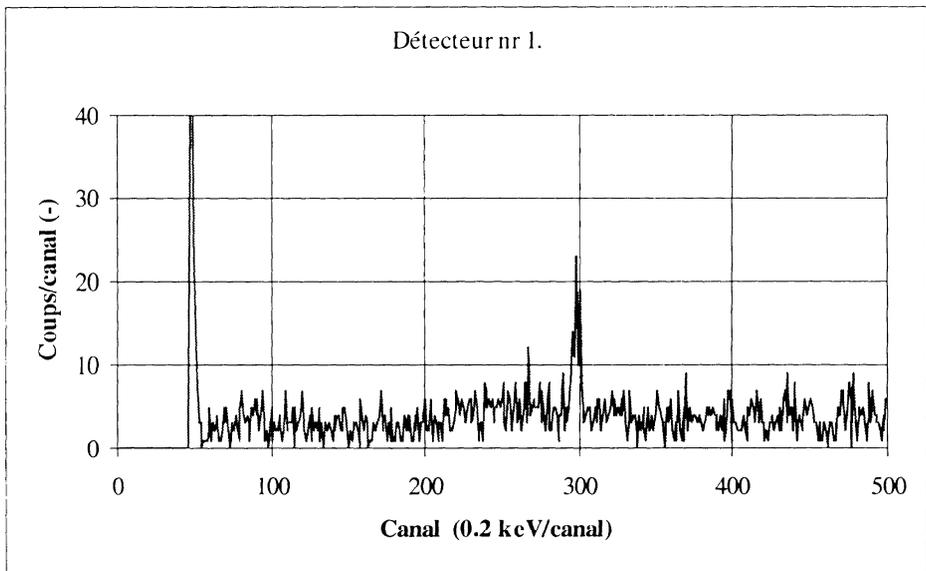


**Figure 7:** Mesure de la demi-vie biologique d'une molécule marquée au  $^{99m}\text{Tc}$ .

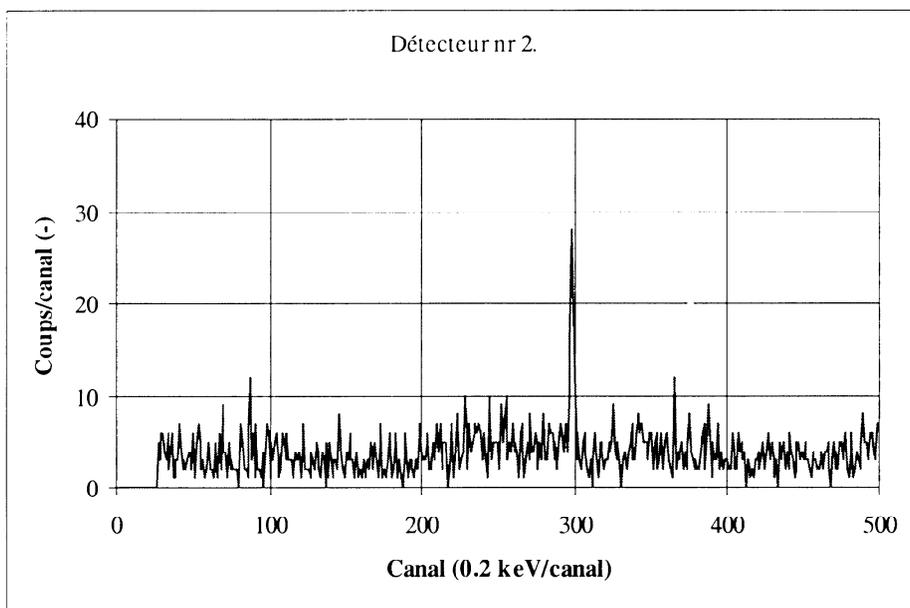
Ces mesures de métabolisme sont importantes pour l'établissement des modèles utilisés dans les calculs de doses.

- Mesure de l' $^{241}\text{Am}$  dans les poumons

Un cas de légère contamination pulmonaire par l' $^{241}\text{Am}$  a été mesuré à l'aide d'un système à deux diodes GeHp de 20 mm d'épaisseur. Une première mesure montre les raies X ce qui suggère la présence d'une contamination superficielle. Après élimination de cette dernière en lavant le torse à l'aide de savons complexants, la mesure est répétée et montre une faible contamination pulmonaire (environ 35 Bq avant traitement interne). Les spectres qui en résultent sont présentés aux figures 8a et 8b. On voit clairement les photo-pics à 59.5 keV.



**Figure 8a:** Spectre d' $^{241}\text{Am}$  pulmonaire mesuré par la diode numéro 1.



**Figure 8b:** Spectre d' $^{241}\text{Am}$  pulmonaire mesuré par la diode numéro 2.

La troisième série de mesures indique un forte diminution de la charge pulmonaire (effet des complexants) et une hétérogénéité (indiquée par un rapport des pics à 59.5 keV différent dans les deux mesures). Cette hétérogénéité suggère que la valeur indiquée lors de cette dernière mesure est supérieure à la charge réelle dans les poumons ce qui préserve le caractère conservatif des mesures in vivo.

Cet exemple montre l'avantage d'un réseau de diodes. Celui-ci permet en effet la localisation des charges et le traitement adéquat. Il exige par contre un étalonnage du système pour chaque distribution suspectée si une quantification correcte est désirée. L'évolution de la surface des photo-pics à 59.5 keV montre l'efficacité du traitement et même le déplacement de la contamination. La forme du continuum sur chaque spectre montre aussi l'avantage des diodes planes par rapport aux diodes coaxiales

## 9. Conclusions

Malgré tous les perfectionnements réalisés, tant dans la connaissance métabolique des substances, que dans les propriétés des rayonnements dans les tissus et que dans les moyens d'investigation, les recommandations de la CIPR restent un outil de protection en évolution contre les risques auxquels sont soumis les travailleurs et le public vis-à-vis des contaminations internes par des sources émettrices de radiations ionisantes. Les méthodes et techniques de la détection directe des charges corporelles font partie intégrante des outils destinés à répondre à ces recommandations. Les résultats fournis par les mesures directes doivent être conservatifs afin de garantir la réduction des risques d'inductions d'effets nocifs sur les personnes. Cette remarque implique aussi qu'il faut faire preuve de prudence lorsqu'on utilise les doses établies dans ce cadre comme outil d'investigation ultérieure. Les résultats des mesures in-vivo présentent encore une incertitude parfois importante dont l'amélioration permettra d'acquérir des connaissances dans ce cadre. Les méthodes de mesure in-vivo et in-vitro sont toujours des outils très utiles pour l'établissement des recommandations.

## 10. Références bibliographiques

- Bo-86: Bojsen J. et al. IEE Proc., Eight Annual Conf. of the Engineering in Mech. and Bio. Soc. (19886), p.30.
- Co-75: Colard JF, Nuttinck D., Leduc R. Mesures "in-vivo" de la contamination par l'américium-241. O.A.-CEN•SCK S/N75-89.
- Co-80: Colard JF, Leduc R.. Assessment of Radioactive Burdens in Human Body, by Direct Methods. CEN•SCK, April 1980.
- Da-89: Daburon M.L., Bullier D., Pitiot C. *Phoswich Detector Utilisation for in vivo Lung Measurement of Plutonium and Americium after the Chernobyl Accident*.  
Radiat. Protec. Dosim. Vol. 26, No. 1/4 pp. 211-215 (1989).
- Da-99: Dantas B., Bertelli L., Lipsztein J.L. Evaluation Of Whole Body Counting Capabilities Based On Icrp Limits. "In Vivo Monitoring For Internal Contamination. New Techniques For New Needs",  
International Workshop, Mol , Belgium, 25-28 May 1999.

- Do-89: Doerfel H., Oliviera C.A.N. *In Vivo Measurement of <sup>241</sup>Am Organ Burdens: Techniques and Results of Measurements after an Incident in an Industrial Research Institute.*  
Radiat. Protec. Dosim. Vol. 26, No. 1/4 pp. 211-215 (1989).
- Go-88: Gooda P.H. Evaluation of silicon photodiodes for the detection of ionising radiations. Thesis.  
Department of physics - University of Surrey. January 1988.
- Ge-92: Genicot JL, Alzetta JP, Vanmarcke H. Automatic Acquisition and Management System for NaI(Tl) Spectra.  
BLG-636 CEN•SCK (1992).
- Ge-94: Genicot J.L. Hardeman F. A measurement of the Ecological Half Life of <sup>137</sup>Cs in Belgium. Health Physics. Dec 1994, pp 669-670.
- Ge95-1: Genicot J.L., Hardeman F., Oberstedt S. The Assessment of Plutonium and Americium in Contaminated Wounds with High Energy Resolution Semiconductor Detectors.  
Appl. Radiat. Isot. Vol 46, N°3, pp.199-203. 1995.
- Ge95-2: Genicot J.L., Hardeman F., Waetermans F. Deterministic Analytical Method for the Calibration of Semiconductor Detectors in Gamma Ray Spectrometry. Rad. Prot. Dos. Vol. 61, N°1-3, pp141-144 (1995).
- Ge-98: Genicot J.L., Pommé S., Attenuation Calculation of Low Energy Photons: Application to In-Vivo Spectrometry Using Multi-Diode Systems.  
Radiation Protection Dosimetry. Vol. 81, No. 2, pp.113-122. Feb. 1999.
- Ge-99: Genicot J.L. Anthroporadiometry of Low Energy X- and Gamma Photons: Development of a New Technique Based on Room-Temperature Semiconductor Detectors.  
Thesis Univ. Cath. de Louvain (Mars 1999).
- Hu-99: Hunt J.G., Malátová I., Foltánová S. and Dantas B.M. Calculation And Measurement Of Calibration Factors For Bone-Surface Seeking Low Energy  $\gamma$ -Emitters And Determination Of <sup>241</sup>Am Activity In A Real Case Of Internal Contamination. "*In Vivo Monitoring For Internal Contamination. New Techniques For New Needs*", International Workshop, Mol, Belgium, 25-28 May 1999.
- Ju-72: Julius H.W., Verhoef C.W. Calibration of whole-Body Counting Equipment by using computer instead of Phantoms. Assessment of radioactive Contamination in Man. IAEA symp. 1972- pp. 210-213.

- Kr-96: Kramer G. Considerations in Assigned Dose based on in-vivo Counting. Int. Conf. on Radiation and Health. Beer Sheva, Israël, Nov. 3-7, 1996.
- La-67: Laurer G.R. and Eisenbud M. In Vivo Measurements of Nuclides Emitting Soft Penetrating Radiations. Diagnosis and Treatment of Deposited Radionuclides. Proceed. of a symposium held at Richland. Washington, USA. 15-17 May, 1967. Excerpta Medica Foundation 1968, pp. 189-207.
- Nu-73: Nuttinck D., Colard JF, Leduc R. Compteurs proportionnels pour la détection du  $^{239}\text{Pu}$  et des autres radioéléments émetteurs -X fixés dans les poumons. S/N73-153. 1973.
- Ra-64: Rajewsky B., Kaul A. and Heyder J. On The Development of Devices for the Determination of Total-Body Radioactivity in Man: A Historical and Critical Review. Assessment of Radioactivity in Man. Proceedings of the Symposium on the Assessment of Radioactive Body Burdens in Man Held by the International Atomic Energy Agency, International Labor Organisation World Health Organisation. Heidelberg, may 1964. Pp 15-52.
- So-99: Souza, J.F. et al. In vivo determination of incorporated activity of  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -MDP in bone tissue. "*In Vivo Monitoring For Internal Contamination. New Techniques For New Needs*", International Workshop, Mol , Belgium, 25-28 May 1999.

## **Abstract**

Ever since the onset of nuclear energy, the follow-up of internal contamination has required a continual development of *in vivo* measurements in order to assure the protection of the workers, thereby following the recommendations of ICRP. Detection of ever-smaller activities of the radionuclides deposited in the body to comply with recommendations has been a standing challenge.

From the ionisation chambers to the ambient temperature semi-conductors, all available means have been used to optimise the measurements, pushing down the detection limits while keeping the human aspect of the *in vivo* measurements.

The paper presents the trends observed in total body, organs and wounds measurements based on the experience of the nuclear spectrometry of CEN•SCK while answering the legal demands. A few typical cases are described.

## **Samenvatting**

Vanaf het begin van het gebruik van de kernenergie, heeft de opvolging van de inwendige besmetting een voortdurende ontwikkeling van de meettechnieken gevraagd om de bescherming van de werknemers te waarborgen of te verbeteren. Deze controle volgt de aanbevelingen op die door het International Committee for Radiological Protection (ICRP) worden opgelegd. In het kader van de directe metingen (*in-vivo*), wordt het onderzoek verricht met behulp van technieken die stralingen (X- of g-stralen) meten die uitgezonden worden door het lichaam. Om aan de verschillende eisen in dat domein te kunnen beantwoorden, zijn deze meettechnieken meer en meer verfijnd geraakt dankzij de nieuwe detectoren die regelmatig op de markt verschijnen.

Doorheen de evolutie van de meettechnieken, gaande van de ionisatiekamer tot de kamertemperatuurhalfgeleiders, werden alle middelen aangewend om de metingen te optimaliseren met het oog op het behoud van de menselijke aspecten van de *in-vivo* metingen.

Deze voordracht zal de evolutie van de technieken trachten aan te tonen op basis van de ervaring verkregen in het laboratorium "Safeguards en Kernfysische Metingen" van het SCK•CEN in Mol. De verschillende aspecten van de metingen zullen beschreven worden op basis van de aanbevelingen van het ICRP. Enkele voorbeelden zullen beschreven worden.