

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

ISSN - 0250 - 5010

ANNALEN  
VAN  
DE BELGISCHE VERENIGING  
VOOR  
STRALINGSBESCHERMING

---

---

VOL. 24, N° 3

4e trim. 1999

**CONTRÔLE DE LA CONTAMINATION CORPORELLE  
À LA CENTRALE DE TIHANGE  
CONTRÔLE DE QUALITÉ EN RADIOTHÉRAPIE**

**CONTROLE VAN DE INWENDIGE BLOOTSTELLING TE TIHANGE  
KWALITEITSCONTROLE VAN STRALINGSDETECTOREN  
IN EEN UNIVERSITAIR ZIEKENHUIS**

Driemaandelijke periodiek  
2400 MOL 1

Périodique trimestriel  
2400 MOL 1

---

---

ANNALES  
DE  
L'ASSOCIATION BELGE  
DE  
RADIOPROTECTION

Annales de l'Association belge de Radioprotection -  
Vol. 24, N° 3, 1999

Ce numéro contient les textes d'exposés présentés  
le 18 juin 1999 lors d'une réunion organisée à  
Bruxelles par l'Association belge de  
Radioprotection et consacrée à :

Annalen van de Belgische Vereniging voor  
Stralingsbescherming Vol. 24, N° 3, 1999

Dit nummer bevat de teksten van de  
uiteenzettingen gedaan in Brussel op 18 juni 1999  
ter gelegenheid van een vergadering van de  
Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming  
en gewijd aan :

**Contrôle de la contamination corporelle à la Centrale de Tihange  
Contrôle de qualité en radiothérapie**

**Contrôle van de inwendige blootstelling te Tihange  
Kwaliteitscontrole van stralingsdetectoren in een universitair ziekenhuis**

**SOMMAIRE**

**INHOUD**

**Nouvelle politique de contrôle de contamination corporelle à la Centrale de Tihange**

C. Thielemans, J. Fourez, B. Adriaens

135

**Kwaliteitscontrole van ionisatiekamers gebruikt in radiotherapie en in radioprotectie**

J. Van Dam

169

**Nouvelle politique de contrôle  
de contamination corporelle  
à la Centrale de Tihange.**

**Dr Thielemans, J. Fourez et B. Adriaens**  
Centrale Nucléaire de Tihange  
Rue de l'Industrie 1, B-4500 Tihange

**RESUME**

La Centrale de Tihange accroît ses performances.

La Direction de la Centrale nucléaire de Tihange s'est toujours préoccupée de mettre en oeuvre des moyens adéquats et de plus en plus performants pour la surveillance radiologique du personnel intervenant dans ses installations.

En particulier, au début des années 80, l'accent a été mis sur la mise en oeuvre de moyens de contrôle de la contamination interne et externe.

Avec 2 appareils très sensibles de contrôle implantés en entrée et sortie de site, la Centrale a pu ainsi dépister et gérer des cas de contamination bien en dessous des seuils qui étaient acceptés jusque là par ailleurs.

Le Service de Contrôle Physique a plus récemment recherché et a fait développer un nouveau concept de contrôle : à chaque sortie de la zone contrôlée, une détection très poussée en beta (géométrie et sensibilité) couplée à une détection tout aussi poussée en gamma, portant sur le corps entier.

Ce concept a d'abord été utilisé pour améliorer les performances en dépistage et mesure de la contamination externe.

Ensuite, il a été confirmé par l'expérience que la détection gamma systématique à chaque sortie de zone contrôlée pouvait remplacer avantageusement le contrôle de contamination interne en fin de période d'intervention sur le site.

Une brève présentation historique permettra d'apprécier comment les nouveaux portiques  $\beta$ - $\gamma$  ont permis de repousser les limitations des contrôles.

Deux exposés aborderont la validation de l'utilisation de ces nouveaux portiques pour la mesure de la contamination externe et de la contamination interne.

Pour terminer, les modalités de contrôle de la contamination seront exposées de manière synthétique.

## 1. Evolution des contrôles de contamination à la Centrale Nucléaire de Tihange

Depuis le début du fonctionnement des sites nucléaires, le contrôle de la contamination, tant externe qu'interne a fait l'objet de l'attention des exploitants.

Les techniques ont néanmoins considérablement évolué, rendant ces contrôles de plus en plus performants. Le but de cet exposé introductif est de vous montrer comment et parfois pourquoi les équipements ont évolué sur le site de Tihange depuis 1975.

Dans les premières années de l'exploitation de Tihange 1, le contrôle de contamination externe était effectué par des portiques de type Münchener (portiques standard à compteurs proportionnels, à circulation de gaz).

Rapidement, un anthropogammamètre muni de deux détecteurs à NaI (un pour la thyroïde, l'autre pour le thorax et l'abdomen) fut mis en service au service médical.

L'anthropogammamétrie était réalisée semestriellement pour les agents Intercom, ainsi que, lors des arrêts pour révision, pour les agents d'entreprises extérieures qui avaient travaillé sur des chantiers à risque élevé de contamination. Il n'était pas possible de faire subir cet examen à tous les agents d'entreprises extérieures ayant travaillé en zone contrôlée, et vous imaginez les difficultés d'organisation de ces contrôles, d'une durée de 20 minutes, en fin de révision !

Au début des années '80, des portiques de type Nardeux étaient mis en service pour le démarrage de Tihange 2, après étude du marché, puis également installés à Tihange 1.

En effet, les portiques Münchener étaient fragiles et posaient pas mal de difficultés de maintenance. Les Nardeux étaient d'un modèle plus industriel, et étaient largement utilisés dans d'autres centrales. Ils étaient par ailleurs munis de portes complètes, ne s'ouvrant qu'en cas de mesure négative (non contaminé), pour éviter que certains agents d'entreprises extérieures ne sautent au-dessus des tourniquets de sortie lorsqu'ils étaient contaminés en fin de journée, en particulier le vendredi !

Devant le nombre croissant d'intervenants extérieurs et afin de systématiser les contrôles de contamination interne en fin de chantier, un appareil de mesure supplémentaire, tant de la contamination interne qu'externe, un "Quicky" de Helgelson a été placé au bâtiment d'accès dès 1981. Le but de la mesure de contamination externe était de pouvoir tenir compte dans l'interprétation de la mesure de contamination interne de la présence d'une petite contamination externe résiduelle.

Ces appareils étaient utilisés tant à l'arrivée sur site (il n'est pas exceptionnel que des agents arrivent d'un autre site porteurs d'une contamination), qu'en fin de chantier et chaque fois qu'une contamination interne était suspectée.

Ils étaient exploités par du personnel de la Centrale comme appareils de dépistage de contamination interne et, après une mesure d'une minute, indiquaient si l'agent mesuré ne dépassait pas un seuil pour les principaux contaminants rencontrés. Les seuils avaient été fixés à 1% de LIA des principaux contaminants potentiels, tenant compte d'une décroissance de 15 jours.

Il faut noter que les agents étaient mesurés habillés.

En cas de mesure positive, l'agent était toujours adressé au service médical pour identification de l'isotope et mesure quantitative, et ce en pyjama et après avoir pris une douche.

L'efficacité des " Quicky " dans le dépistage des contaminations internes était bonne, mais ils avaient deux points faibles

- des difficultés de mesurer de manière suffisamment efficace certains isotopes , compte tenu des délais de comptage
- le fait que rien n'empêchait un agent de quitter le site en fin de chantier sans se présenter à ce contrôle. De fait, lorsqu'on a vérifié le respect de l'obligation de se présenter au Quicky en fin de chantier, on a pu constater que cela était loin d'être exceptionnel !

Ces deux points faibles indiquaient que le contrôle de la contamination interne n'était pas encore optimal.

Entre-temps, au début des années '90, un Accuscan, anthropogammamètre à germanium hyperpur, avec mesure en position couchée et scanning du corps entier était mis en service.

L'histoire de nos IPM9 commence réellement en 1992. En effet, le personnel s'est ému de la découverte d'un certain nombre de contaminations mixtes (internes et externes), pas toujours détectées par les portiques de sortie de zone de type Nardeux, contaminations découvertes lors de passages au Quicky.

Ces contaminations par des éléments mal détectés par ces portiques, car émetteurs gamma purs ou émetteurs  $\beta$  faibles, remettaient en cause la fiabilité des contrôles de sortie de zone et donc la confiance du personnel. Par ailleurs ce dernier souhaitait avoir une détection de la contamination interne en sortie de zone.

Le service de contrôle physique a donc mené des recherches pour trouver des portiques de type  $\beta - \gamma$  (seule solution pour détecter efficacement ces nuclides difficiles) qui soient implantables en sortie de zone contrôlée, et utilisables en self-service. Le contrôle  $\gamma$  devait servir à améliorer la détection de la contamination externe, mais l'idée de la possibilité d'un contrôle de contamination interne en sortie de zone était déjà présent dans les esprits.

La conclusion d'une étude approfondie a été que de tels appareils n'étaient pas disponibles sur le marché.

Dès lors, le contrôle physique a établi un cahier des charges afin de demander à différents constructeurs de concevoir un prototype de portique répondant à ces conditions

Les portiques IPM9 sont issus du choix d'un des prototypes et de sa construction en série.

Ces appareils sont en service depuis la fin de l'année 1994 pour les mesures  $\beta$  , et depuis mars 1995 en mesure  $\gamma$  (cette différence est due à la nécessité de lancer des essais de validation assez poussés avant mise en service afin d'éviter de bloquer inutilement le personnel en sortie de zone, ce qui n'est pas toujours apprécié !)

Les exposés de cet après-midi auront pour but de vous présenter ces portiques.

Tout d'abord, Jean Fourez vous parlera de leurs caractéristiques en mesure de la contamination externe, puis Bernard Adriaens vous présentera le travail qu'il a réalisé sur leur validation en mesure de la contamination interne.

Je conclurai en vous disant quelques mots sur l'organisation actuelle des contrôles.

## II. Mesure de la contamination externe

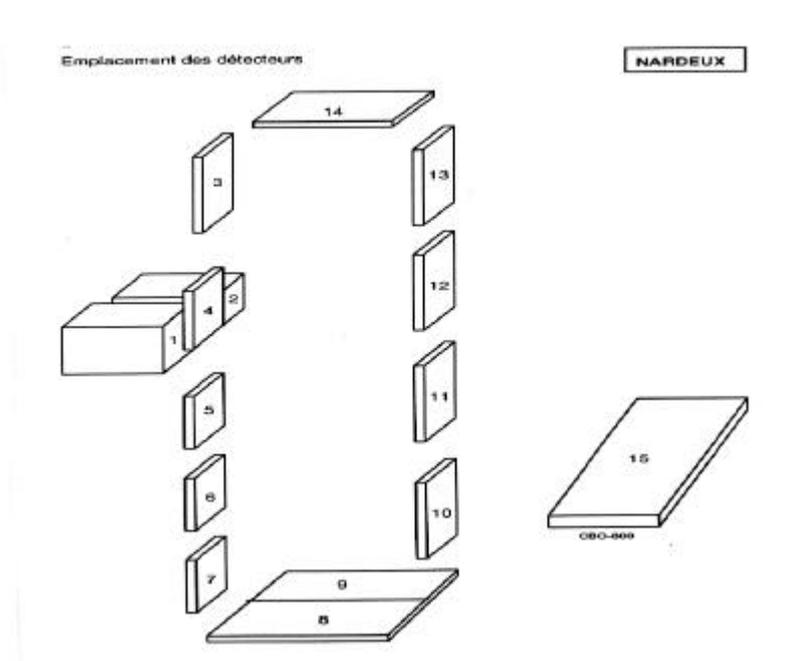
### 1. Situation initiale : les portiques standards

#### 1.1. Géométrie de mesure

Dès 1983, les 3 tranches nucléaires de Tihange sont équipées de portiques standards de fabrication française, identiques à EDF : les portiques Nardeux.

Ces appareils mesurent la contamination en émetteurs beta total au moyen de compteurs proportionnels à circulation gazeuse de 800 cm<sup>2</sup> de surface. Ils comportent :

- 5 détecteurs pour couvrir le corps en face avant et 4 dans le dos, disposés en géométrie standard (2 faces parallèles)
- 4 détecteurs mains disposés en géométrie standard (2 faces parallèles) avec grilles et plastique de protection
- 2 détecteurs pieds avec grille et plastique de protection



## 1.2. Sensibilité

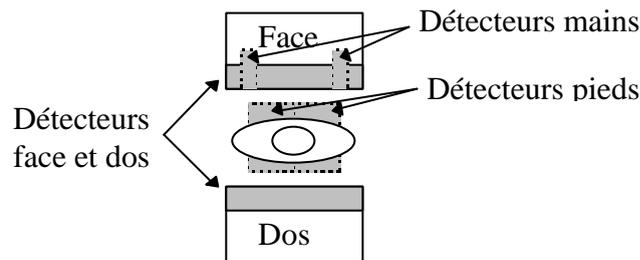
Ce type de détecteurs possède une très bonne sensibilité  $\beta$  aux principales énergies rencontrées en centrale PWR (voir tableau).

Isotope	Energie KeV	n % corps ( $\beta$ 4 Pi )
C14	156	2
C0 60	310	11
Cl 36	714	16
Sr-Y 90	540	17
	2270	

réponse 4 Pi à 6 cm

Néanmoins, ils ont les inconvénients suivants :

- la position du corps entre les 2 faces parallèles est variable suivant la morphologie et la position du corps



- la réponse isotropique est également variable et fait apparaître des angles morts (côtés, bras, avant-bras, ongles)

## 1.3. Seuils

Les seuils ont été réglés sur une énergie représentative du mélange d'isotopes présents en centrale : c'est le Cl36 qui a été choisi comme isotope de calibration (rayonnement  $\beta$  100% à 714 keV et demi-vie très longue).

Les seuils des portiques ont été fixés dès le départ au plus bas, afin d'obtenir le meilleur compromis : un dépistage optimum avec le moins de fausse alarme possible. Cette manière de faire était d'autant plus nécessaire que le contrôle final au Quicky était particulièrement redoutable, car situé hors de la zone contrôlée (BDF plus faible) et équipé de détecteurs  $\gamma$ .

Ils ont pu être abaissés progressivement grâce à une amélioration de la configuration des vestiaires (emplacement des portiques, des poubelles de linge sale, ...). Partant du seuil des anciens portiques (de marque Munchener), réglé à la valeur de 1 Bq/cm<sup>2</sup> rapporté à la surface du détecteur (soit 800

Bq par détecteur corps), les seuils ont pu être abaissés progressivement pour être finalement rapportés à la surface standard de 100 cm<sup>2</sup> (soit 100 Bq par détecteur et donc un facteur 8 sur quelques années).

## 2. Difficulté de dépistage de certains isotopes

Malgré de tels seuils, le contrôle final au Quicky, particulièrement en  $\gamma$ , dépistait encore des contaminations externes et mettait en évidence un inconvénient supplémentaire de ce type de portique : la mesure des seuls rayonnements  $\beta$  ne permet pas de mesurer tous les isotopes rencontrés en centrale.

Certains isotopes sont :

- de faibles émetteurs  $\beta$  en énergie ou en émission : c'est surtout le cas du C0 58 (seulement 15% d'émission à 480 keV) mais aussi en partie du Co60 (seulement 310 keV d'énergie) ;
- voire pas émetteurs du tout : c'est la cas du Mn54 et du Cr51.

Il y avait donc lieu de rechercher un moyen de dépistage de contamination externe ne présentant pas les inconvénients relevés.

L'étude lancée dès les premiers mois de 1992 a conduit aux conclusions suivantes :

1) conserver la mesure  $\beta$  total pour les raisons suivantes :

- elle présente la meilleure sensibilité de détection (rendement de l'ordre de 20%)
- elle est la moins sensible au BDF
- elle permet de localiser avec précision la zone contaminée
- le nombre de détecteurs peut être élevé grâce à un coût unitaire moyen

2) améliorer cette mesure  $\beta$

- fixer la distance du corps par rapport aux détecteurs
- réduire les angles morts

3) associer une mesure complémentaire en  $\gamma$

- couvrir l'entièreté du corps (car détection de contamination externe)
- veiller à une réponse isotropique permettant de combler les « angles morts »  $\beta$

Après avoir réalisé des essais sur 3 prototypes de conception différente (1 français, 1 américain et 1 anglais), le choix s'est porté sur le portique IPM9, fabriqué par N.E. Technology, dont 20 exemplaires ont été commandés et mis en service sur les 3 tranches en fin 1994.

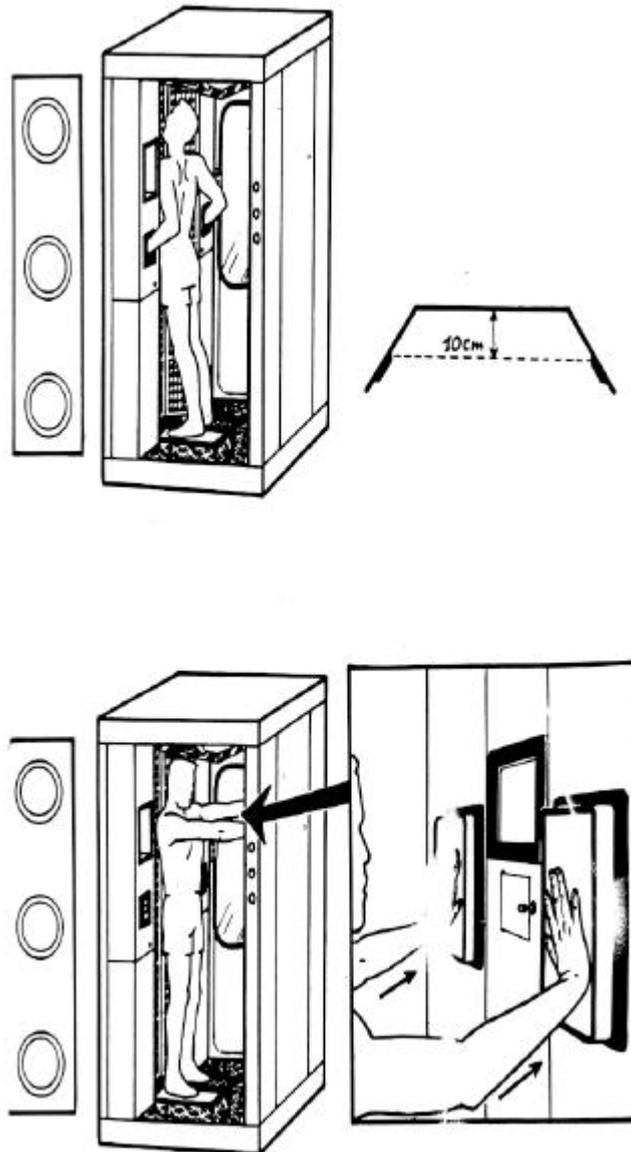
### 3. Nouveau portique IPM9 (en contrôle de contamination externe)

#### 3.1. Géométrie de mesure

Le portique IPM9 est dérivé du portique  $\beta$  IPM8, auquel le fabricant a ajouté 10 détecteurs  $\gamma$  et un blindage de plomb.



Comme l'IPM8, il est basé sur un comptage en 2 étapes qui nécessite le retournement de l'agent à mi-mesure. Ce comptage en 2 étapes permet de fixer la distance du corps (10 cm maximum par capteur de position) par rapport aux détecteurs  $\beta$ .



### 3.1.1. La mesure $\beta$

Elle est réalisée au moyen de compteurs proportionnels à circulation gazeuse de 600 cm<sup>2</sup> (300 x 200). En voici leur répartition :

- 3 x 6 compteurs corps disposés en géométrie hexagonale
- 4 détecteurs mains disposés en géométrie triangle avec plastique de protection
- 1 détecteur pied avec plastique de protection
- 1 détecteur petits objets

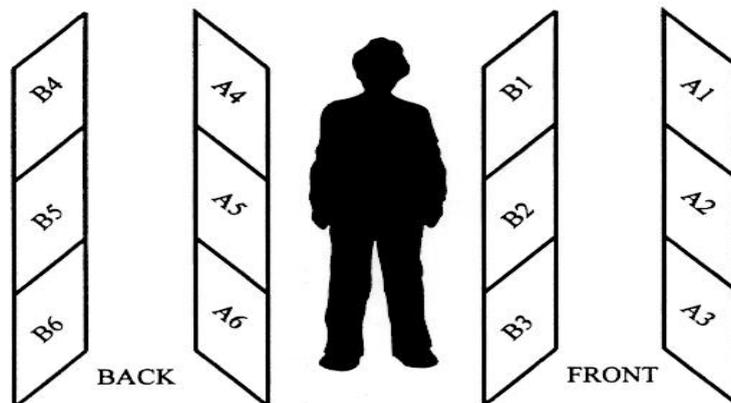
Les détecteurs sont protégés par des grilles métalliques à géométrie « nid d'abeille » pour un rendement optimum en  $\beta$ .

### 3.1.2. La mesure $\gamma$

Elle est réalisée au moyen de scintillateurs plastiques de 2 pouces d'épaisseur et de 1800 cm<sup>2</sup> (600 x 300). En voici leur répartition :

- 2 x 3 compteurs disposés en géométrie losange, de façon à combler les « angles morts »  $\beta$
- 2 détecteurs mains
- 1 détecteur pied
- 1 détecteur petits objets

**Figure 6.16 - Gamma Detector Identification for Summing**



## 3.2. Sensibilité

### 3.2.1. Sensibilité $\beta$

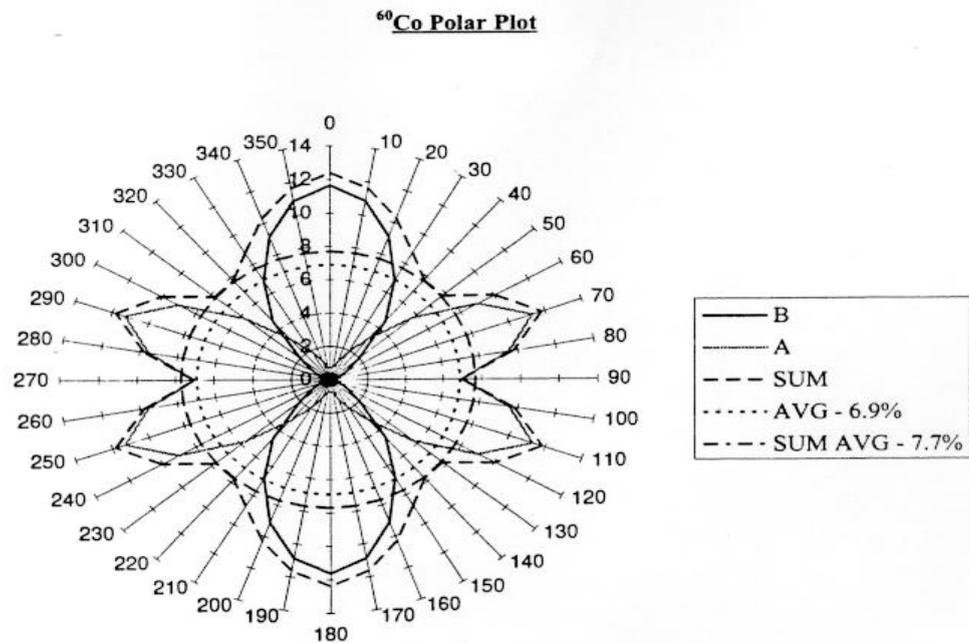
La sensibilité  $\beta$  des détecteurs est légèrement améliorée.

Isotope	Energie keV	n % corps ( $\beta$ 4 Pi )
C14	156	2
C0 60	310	13
Cl 36	714	16
Sr-Y 90	540	22
	2270	

réponse 4 Pi à 5 cm

La mesure  $\beta$  et la localisation de la contamination sont optimisées par :

- la mesure en 2 temps : nombre de voies de mesures doublé, soit 36 détecteurs corps
- le capteur de position : réponse plus indépendante de la position et de la morphologie
- la géométrie hexagonale : réponse isotropique plus constante et réduction des angles morts (côtés, bras, avant-bras, ongles)
- l'addition des voies adjacentes : amélioration des « angles morts »



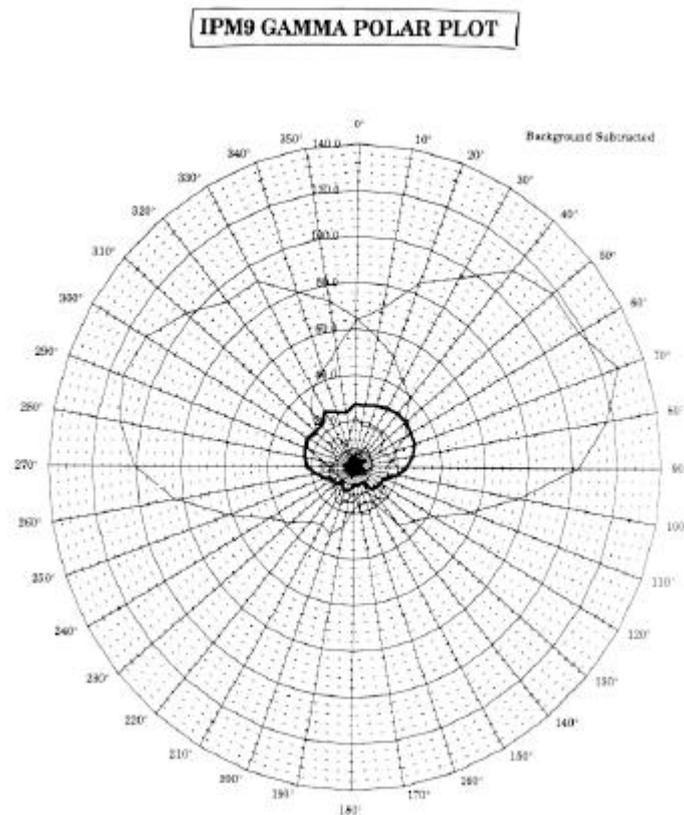
### 3.2.2. Sensibilité $\gamma$

Ce type de détecteurs possède une bonne sensibilité  $\gamma$  aux principales énergies rencontrées en centrale PWR.

Isotope	Energie keV	n % corps ( $\gamma$ 4 Pi)
Ba 133	356	11
Cs 137	662	7
CO 60	1173	12
	1333	

réponse 4 Pi, source placée à 5 cm des détecteurs  $\beta$

La réponse isotropique démontre la couverture complémentaire à la géométrie  $\beta$  (« angles morts »  $\beta$  couverts par la détection  $\gamma$  maximale). L'addition des réponses des détecteurs adjacents permet aussi de réduire les « angles morts »  $\gamma$ .



PS. Cette courbe isotropique ne porte que sur 180°. Elle doit être répliquée par symétrie pour obtenir la réponse sur 360°.

Pour réduire l'effet du BDF, les détecteurs  $\gamma$  sont enveloppés dans une couverture de 2 cm de plomb et le dos du portique est blindé par une feuille de 1 cm de plomb. Les portiques sont placés dos à dos pour se blinder mutuellement et leur implantation doit être optimisée en fonction de la direction préférentielle du BDF (suivant la direction du BR).

### 3.3. Seuils et alarmes

#### 3.3.1. Seuils en $\beta$

Les seuils  $\beta$  ont été fixés sensiblement aux mêmes valeurs que celles appliquées pour les portiques Nardeux, soit 100 Bq/détecteur en équivalent Cl36, mais à 5 cm pour le corps.

### 3.3.2. Seuils en $\gamma$

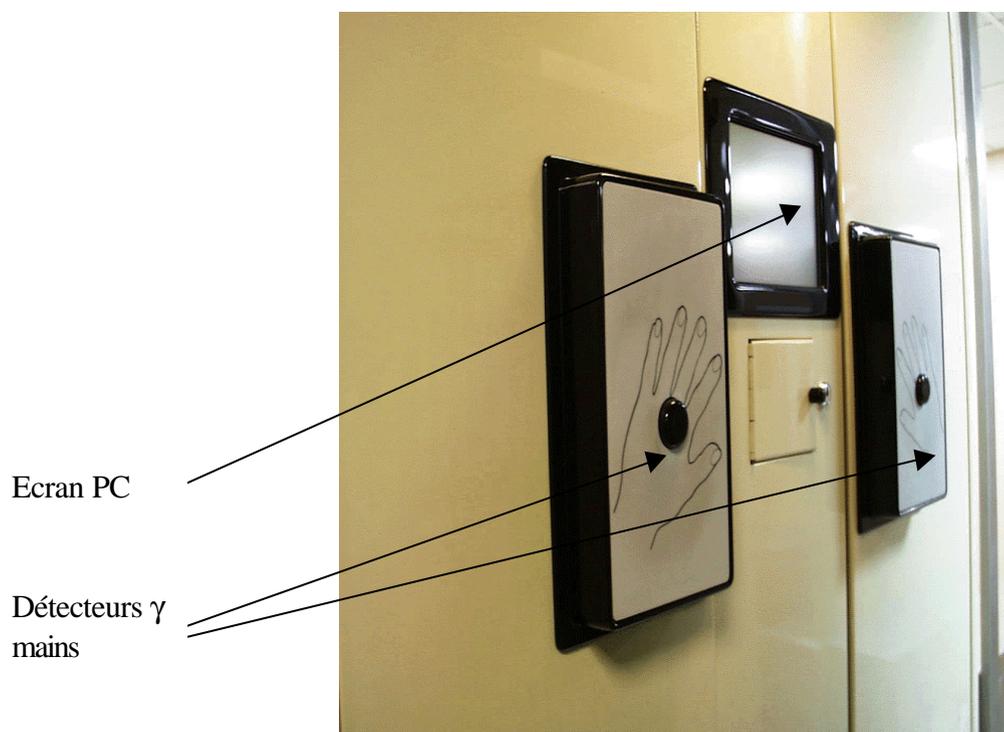
Les seuils  $\gamma$  ont été réglés sur l'isotope prépondérant en centrale, à savoir le Co60.

Ils ont été fixés à 10 Bq/cm<sup>2</sup>, soit 1000 Bq /détecteur pour une surface de référence de 100 cm<sup>2</sup> (cela équivaut pratiquement à un seuil de 141 cps).

La dose peau résultant d'une contamination externe à cette valeur, pour les seuls rayonnements  $\gamma$  et pour un mélange-type de contaminants en centrale PWR, serait du même niveau que la dose peau due aux seuls rayonnements  $\beta$ .

### 3.3.3. Alarmes $\gamma$

L'interface utilisateur se fait via un écran plat de type PC (VGA couleur).



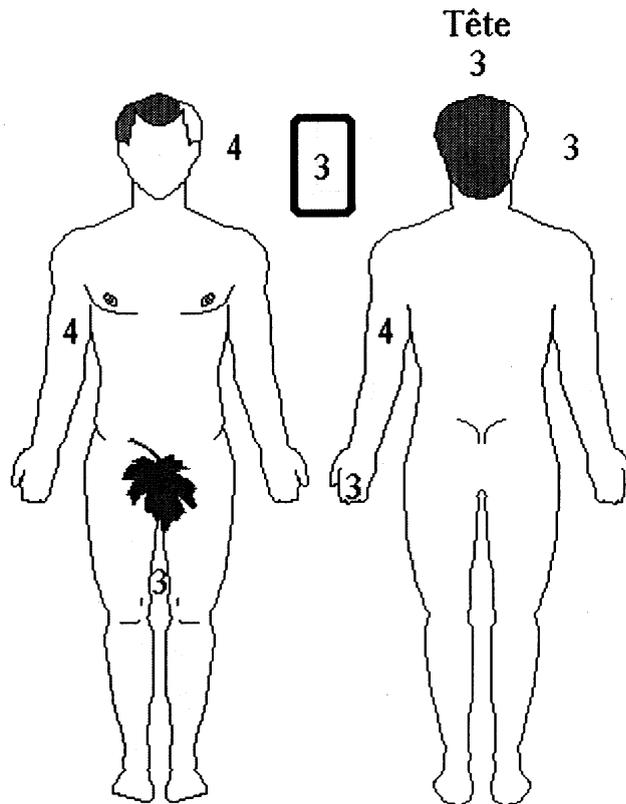
Les zones contaminées sont indiquées en rouge sur 2 silhouettes humaines (face et dos).

Le chiffre, au centre de cette zone, représente le nombre de fois le dépassement du seuil. Il permet de se rendre compte de l'efficacité d'une décontamination éventuelle: (voir schémas)

# ALARME - VOUS ETES CONTAMINE

## Alpha

Sonde Mobile  
3



L'agent RP a accès, via le clavier et moyennant un mot de passe, à la dernière condition d'alarme (affichage des 2 silhouettes ) et aux résultats de mesure de chaque détecteur.

L'impression sur protocole papier est possible pour tout contrôle ou limité aux seuls contrôles positifs.

### **III. Quantification de la performance des IPM9 en contamination interne.**

#### **Introduction**

Nous venons de voir que l'IPM9 a été acquis dans le but de rechercher la contamination externe en sortie de zone.

Ces portiques étant équipés de détecteurs  $\gamma$ , il semble assez naturel de penser qu'ils peuvent aussi dépister la contamination interne.

Cette partie s'attache à quantifier leur pouvoir de détection en contamination interne, quantification qui s'est faite sur base empirique.

#### **1. Description des essais**

##### 1.1. Remarque préliminaire

Vu que nous nous intéressons uniquement à la contamination interne, seuls les détecteurs  $\gamma$  nous concernent (le pouvoir de pénétration du rayonnement  $\beta$  est en effet trop faible que pour sortir du corps humain). Et plus précisément sont pris en compte les six détecteurs  $\gamma$  du corps.

##### 1.2. Vérification de la calibration de l'IPM9

Il est évidemment essentiel, pour la validité des mesures, de vérifier l'état de l'appareil de mesure utilisé.

Nous avons donc procédé à une vérification des réglages et de la calibration de l'appareil. Ces vérifications se sont inspirées directement des procédures de radioprotection utilisées à Tihange. Ces procédures permettent de contrôler les réglages, la haute tension de fonctionnement, la valeur du bruit de fond et l'efficacité des différents détecteurs.

##### 1.3. Description du fantôme

Le fantôme de type RMC-II de CANBERRA est un bloc de Plexiglas conçu pour simuler une contamination interne soit au niveau de la thyroïde (THY), soit au niveau des poumons (LUNG), soit au niveau du tractus gastro-intestinal (TGI), soit pour une contamination interne non clairement localisée appelée " corps entier " (WHOLE BODY). Il est conçu pour calibrer l'anthropogammamètre ACCUSCAN du service médical.

Des essais ont été réalisés par CANBERRA pour démontrer que ce fantôme simule correctement l'homme " standard " au sens de l'ICRP (1.70 m et 70 kg).

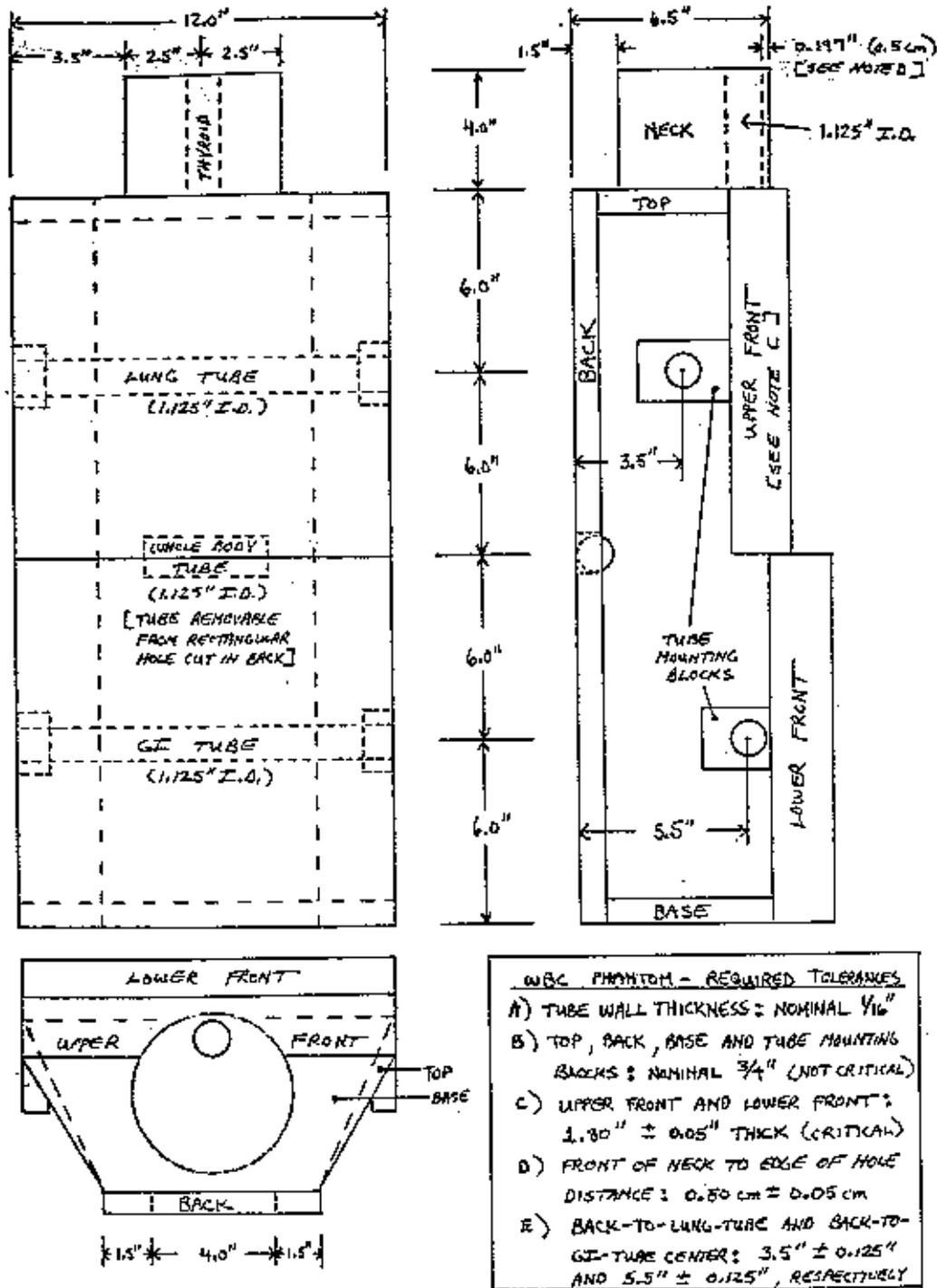


Figure 1 : plans du fantôme RMC-II.

Les plans du fantôme donnent les positions des différentes géométries pour les sources. Les dimensions y sont données en pouce.

Le fantôme représente en quelque sorte le torse de l'homme standard. Il est nécessaire de lui ajouter des jambes pour pouvoir le positionner à la hauteur correcte dans l'IPM9. Le support conçu est en Plexiglas et mesure 85 cm de hauteur.

## 1.4. Les sources radioactives

### 1.4.1. Critères de choix des sources

Avant toute autre considération, il faut bien entendu que toutes les sources soient des émetteurs de rayonnements  $\gamma$ .

Le premier critère est celui de l'énergie. Il est en effet important que les sources choisies soient représentatives des énergies rencontrées en centrale PWR. Selon les bibliothèques utilisées par les services chimie et radio protection, la plage d'énergie à balayer commence à 59 keV avec l'Am-241 et se termine à 1917 keV avec l'Y-93. Les sources sélectionnées doivent donc se répartir uniformément sur cette plage énergétique.

Comme on désire estimer des rendements à l'énergie (voir supra), il est nécessaire que ces sources soient mono-énergétiques ou possèdent un spectre principal d'une largeur énergétique restreinte. C'est notre deuxième critère.

Pour des raisons de facilité et de précision, la demi-vie des sources ne peut être inférieure à un jour. C'est le troisième critère.

Idéalement, les sources doivent posséder des géométries proches.

De plus, elles doivent avoir un diamètre inférieur à 28 mm et une hauteur maximale de 100 mm afin de pouvoir être introduites dans le fantôme.

Leur activité doit être suffisante afin d'obtenir une statistique de comptage suffisante. Il faut tenir compte du fait que, pour les sources de basse énergie, les rendements des détecteurs sont faibles.

Un dernier critère, qui n'est pas le moins essentiel, veut que nous choisissons si possible les sources parmi celles disponibles à Tihange.

Tenant compte de tous ces critères, les radio-isotopes choisis [14][15] sont l'Am-241, le Ce-141, le Ba-133, le Cs-137 et le Co-60.

Historiquement, il faut noter que le Ce-141 a été rajouté après les premiers essais afin de pouvoir obtenir des points de mesure entre l'Am-241 et le Ba-133. En effet, dans cette gamme d'énergie, les courbes de rendement à l'énergie sont telles qu'un point de mesure supplémentaire s'est avéré nécessaire après les premiers essais.

### 1.4.2. Caractéristiques des sources utilisées

La plupart des sources utilisées possèdent un certificat d'étalonnage provenant du DAMRI (Département des Applications et de la Métrologie des Rayonnements Ionisants, situé à Gif-sur-Yvette en France).

Dans tous les cas, la pureté et l'activité des sources ont été contrôlées par le laboratoire de chimie de la Centrale de Tihange.

Afin de pouvoir établir la courbe de rendement, une pondération a été réalisée pour que chaque source soit représentée par une seule énergie et un seul niveau de taux d'émission. Ces valeurs sont reprises dans le tableau ci-dessous.

Radioisotope	Energie du pic (keV)	Taux d'émission
Am-241	59.5	36%
Ce-141	145.4	48%
Ba-133	322.0	94%
Cs-137	661.6	85%
Co-60	1252.8	200%

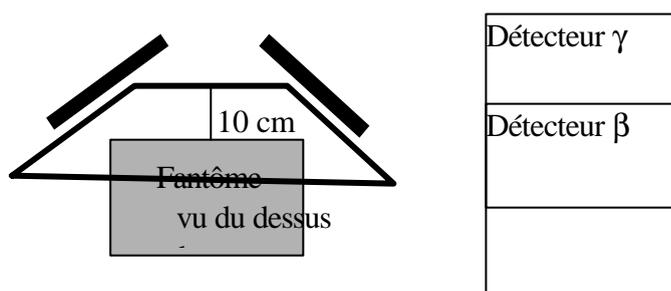
### 1.5. Les essais

Deux types d'essais ont été réalisés : les essais avec IPM9 “ en auto ” et les essais avec IPM9 “ en manu ”.

Ces deux types d'essais sont explicités ci-après.

#### Principe des essais avec IPM9 en auto

Le fantôme est placé sur son support directement à la place de l'utilisateur. Les capteurs de position des mains et des pieds sont inhibés. Le fantôme est positionné bien au centre de l'IPM9 à la distance maximale permise par le capteur de proximité du corps, c'est-à-dire à une distance de 10 cm.



#### Remarque :

Comme on le devine sur cette figure, il semble possible que, dans cette position, les détecteurs puissent voir directement la source en géométrie Whole Body sans que le rayonnement ne soit atténué par les surfaces prévues à cet effet. C'est pour cette raison que les essais dits “ en manuel ” sont aussi réalisés.

La source est alors mise en place et on laisse travailler l'IPM9 en automatique. Après quelques secondes, il demande à la personne qui se contrôle de se retourner. Sans changer le fantôme de position – en effet, le fantôme ne possède qu'une seule face utilisable -, on inhibe les positions des mains correspondant à la position dos aux détecteurs. Après encore quelques secondes, l'IPM9 donne son diagnostic.

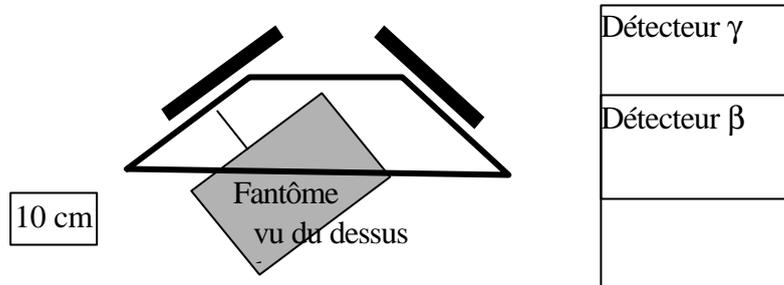
Les valeurs des 6 détecteurs corps, mesurées face aux détecteurs et dos à ceux-ci, sont alors relevées. Les valeurs face et dos doivent normalement être identiques 2 à 2 puisque en pratique le fantôme n'est pas retourné.

Les paramètres à faire varier sont les suivants :

1. La source utilisée ;
2. La position de la source.

## Principe des essais avec IPM9 en manuel

Le fantôme est placé sur son support directement à la place de l'utilisateur. Il est positionné le plus au centre possible face à une des deux séries de détecteurs  $\gamma$ , par exemple les détecteurs de gauche. Il est disposé parallèlement aux détecteurs  $\gamma$  et à 10 cm du panneau vertical.



La source est alors mise en place et on effectue un comptage. Le temps de comptage est déterminé sur base des statistiques de comptage. En statistique, un comptage de ce type suit la loi de Poisson. Pour obtenir une bonne précision de mesure, on décide de faire en sorte que l'écart-type soit inférieur à 0.5 %.

Cet écart-type est atteint à condition de mettre des temps de comptage de 100 secondes (ce qui est la valeur maximum possible de l'IPM9) à l'exception du Ba-133 où le temps de comptage peut être limité à 60 secondes.

Pour chaque essai, les valeurs des 3 détecteurs corps de gauche sont alors relevées.

Les paramètres à faire varier sont les suivants :

1. La source utilisée ;
2. La position de la source.

## 2. Traitement des mesures

### 2.1. Calcul des rendements à l'énergie pour chaque géométrie

Pour chaque essai, c'est-à-dire :

- pour chaque mode de fonctionnement du portique (IPM9 en auto ou en manuel),
- pour chaque source,
- pour chaque position de source,

connaissant le nombre de coups nets<sup>1</sup> mesurés et l'activité de la source le jour de l'essai, on calcule le rendement à l'isotope de la manière suivante :

$$\text{Rendement à l'isotope} = \frac{\text{Nombre de coups nets par seconde mesurés}}{\text{Activité source en Bq}}$$

---

<sup>1</sup> Pour les essais en automatique, l'IPM9 fournit immédiatement les résultats NETS ; par contre, pour les essais en manuel, l'IPM9 fournit des résultats BRUTS auxquels il faut donc soustraire le bruit de fond afin d'obtenir les résultats NETS.

Pour chaque essai, on considère le détecteur qui “ voit ” le mieux l’activité c’est-à-dire celui qui est le mieux positionné dans le plan vertical. C’est le rendement du détecteur qui “ voit ” le mieux l’activité qui est pris en compte.

*Exemple : lors d’une mesure avec la source placée dans la géométrie thyroïde, il est normal que les détecteurs inférieurs ne voient quasiment rien.*

Pour chaque valeur de rendement maximum à l’isotope, on détermine le rendement à l’énergie correspondant en divisant le rendement à l’isotope par le pourcentage d’émission de l’isotope :

$$\text{Rendement à l'énergie} = \frac{\text{Rendement à l'isotope}}{\sum \text{Pourcentage d'émission de l'isotope}}$$

Pour chaque type d’essai (IPM9 en auto ou en manuel),  
pour chaque isotope (c’est-à-dire pour une énergie bien définie puisque les isotopes ont été choisis mono-énergétiques)  
et pour chaque position de la source,  
on obtient une valeur de rendement à l’énergie.

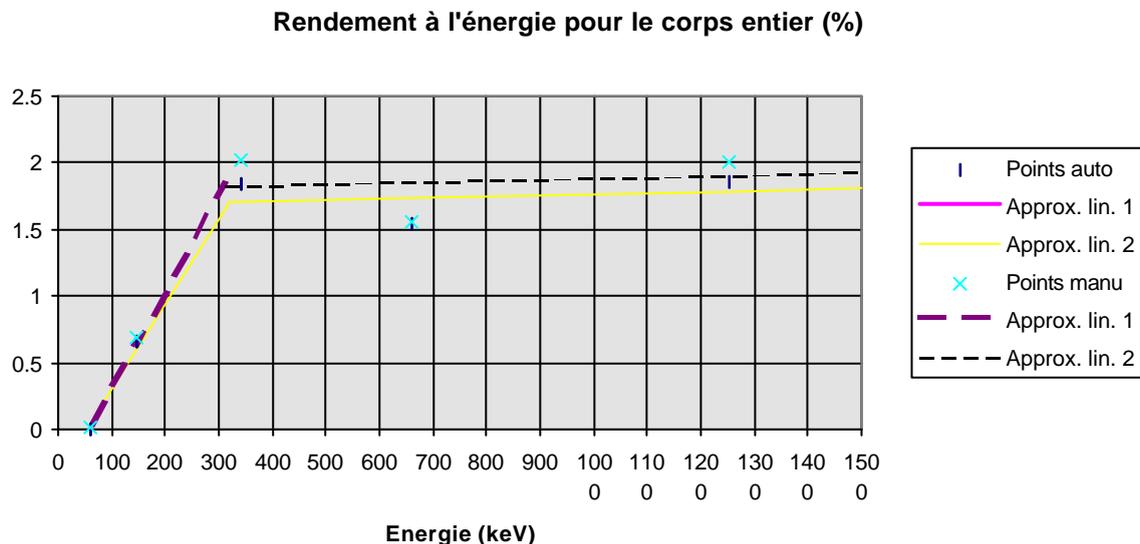
Ces valeurs peuvent être placées sur un graphe en fonction de l’énergie.

La meilleure interpolation de ces points est donnée par deux régressions linéaires :

1. une interpolation linéaire pour les points de l’Am, du Ce et du Ba ;
2. une interpolation linéaire pour les points du Ba, du Cs et du Co.

Ces deux interpolations sont réalisées “ au sens des moindres carrés ”, c’est-à-dire que la somme des carrés des écarts entre l’interpolation linéaire et les points mesurés a été minimisée.

Exemple de courbes de rendement à l’énergie obtenues :



Les équations de droites ainsi obtenues serviront à déterminer le rendement pour chaque énergie et chaque géométrie pour les calculs ultérieurs.

Lorsque l’on se réfère aux essais en contamination externe réalisés par le constructeur de l’IPM9 lors de son installation (voir figure ci-dessous), on remarque que la courbe de réponse à l’énergie présente une pente très importante dans les basses énergies - ce qui correspond à notre première

interpolation - suivie d'un plateau à partir d'environ 300 keV - ce qui correspond à notre deuxième approximation linéaire.

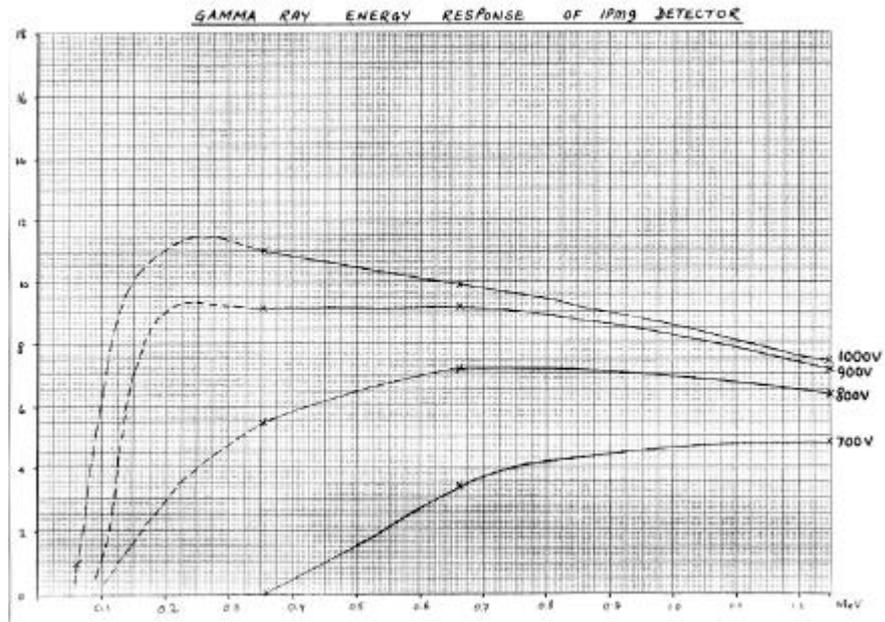
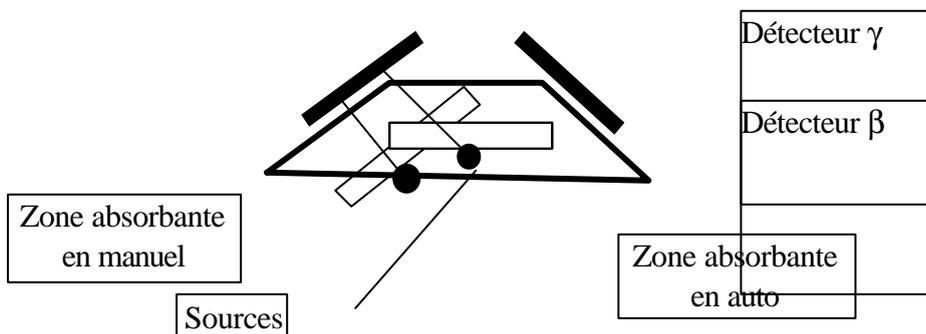


Figure 19 : courbes de rendement à l'énergie du constructeur de l'IPM9.

En observant les différentes courbes des rendements à l'énergie, on constate que le rendement en automatique est systématiquement inférieur à celui en manuel. On en déduit que :

- contrairement à ce qu'on avait supposé initialement, il n'y a apparemment pas de by-pass des zones absorbantes du fantôme par le rayonnement lors des essais en automatique, le rendement en automatique étant plus faible ;
- la cause de ce premier phénomène est due à un transit plus long du rayonnement dans la zone absorbante (le trajet se fait " en diagonale " ), comme illustré sur le schéma ci-dessous.



## 2.2. Bibliothèques standards utilisées

Nous allons évaluer les capacités de mesure de la contamination interne de l'IPM9 en calculant ses capacités pour les principaux pics de certains isotopes bien choisis. Ces isotopes sont tirés de plusieurs listes.

1. La liste des isotopes qui ont déjà été détectés en contamination interne à Tihange.
2. La bibliothèque du QUICKY, qui contient les neufs principaux isotopes rencontrés en centrale nucléaire.
3. La bibliothèque standard (de routine) de l'anthropogammamètre Accuscan.
4. La bibliothèque des produits de fission et des produits de corrosion de l'anthropogammamètre Accuscan.

Remarque : la dernière bibliothèque (n°4) englobe tous les isotopes des trois autres bibliothèques.

En outre, cette dernière bibliothèque a été conçue de manière à englober tous les isotopes que l'on risque de rencontrer en contamination externe ou interne dans les centrales nucléaires de type PWR. Elle contient notamment tous les isotopes du mélange standard de contamination défini par la société Electricité de France.

## 2.3. Calcul des pourcentages de LIA détectable pour les différentes bibliothèques

Pour chaque bibliothèque,  
pour chaque pic de la bibliothèque,  
on calcule, pour chaque position de la source (thyroïde, poumons, appareil digestif et corps entier),  
la seuil d'alarme de l'IPM9. Cette limite est un seuil d'activité au-dessus duquel le portique passe en alarme. Elle est définie de la manière suivante :

$$\text{Seuil d'alarme (Bq)} = \frac{\text{Seuil IPM9 (en coups par seconde)}}{\text{Rendement à l'énergie} * \text{Intensité d'émission du pic}}$$

Comme nous l'avons vu, le seuil du portique utilisé a été fixé à 141 cps.

L'intensité d'émission du pic est une donnée constante pour chaque pic de chaque isotope.

Le rendement à l'énergie est obtenu à partir des équations de régression linéaire et est fonction de l'énergie.

Pour chaque pic sont calculés quatre seuils d'alarme de l'IPM9 correspondant aux quatre positions différentes possibles de la source.

On choisit alors une hypothèse conservatrice : on utilise le maximum de ces quatre seuils pour la comparaison avec les différentes LIA - ce qui correspond de fait au minimum des rendements car :

- le maximum de ces quatre limites est comparé avec les différentes LIA (aussi bien en inhalation qu'en ingestion) des différents isotopes et cela pour chaque bibliothèque.
- le seuil de détection peut alors être exprimé en “ % de la LIA ” pour l'inhalation et pour l'ingestion.

### 3. Pouvoir de détection de la contamination interne par le portique IPM9

#### 3.1. Précautions

La méthodologie utilisée dans ce travail repose largement sur des principes du secteur nucléaire. En effet, on s'est attaché à choisir un maximum d'hypothèses défavorables : c'est la méthode conservative.

Les hypothèses défavorables suivantes ont été prises.

- Lors des mesures, le fantôme a été placé le plus loin possible des détecteurs, c'est-à-dire à la limite de détection des détecteurs de proximité. L'atténuation du rayonnement par l'air est donc maximum et l'angle solide sous lequel le détecteur voit la source est donc le plus réduit possible.
- Lors des contrôles en automatique, l'IPM9 somme deux à deux toutes les mesures des détecteurs adjacents afin de mieux tenir compte des sources placées juste entre deux détecteurs. Ce système de sommation a été inhibé lors de tous les essais.
- Pour le calcul des pourcentages de LIA détectable, nous n'avons pas sommé les coups provenant des différents pics d'un même isotope : nous avons calculé les fractions de LIA détectable pic par pic.
- Des essais ont été effectués en auto et en manuel. Le minimum des deux rendements obtenus a été choisi.
- Les limites de détection ont été estimées pour les différentes positions de la source : thyroïde, poumons, appareil digestif et corps entier. C'est le maximum du seuil d'alarme - c'est-à-dire le minimum des rendements - qui a été utilisé pour les comparaisons avec les LIA.

#### 3.2. Objectif

Actuellement le seuil d'enregistrement des Quicky est fixé à 1% de LIA, seuil tenant compte d'un temps moyen entre deux mesures (noté T) de trente jours.

Ce seuil est basé sur la formule de l'ICRP 54 :

$$RL = \frac{1}{10} * LIA * \frac{T}{365}$$

L'ICRP 54 considère que, si, par exemple, on effectue douze mesures par an (contrôle mensuel), la personne ne peut pas recevoir plus du douzième de la LIA. Elle demande d'enregistrer la mesure si celle-ci dépasse 10 % de un douzième de LIA et d'investiguer en cas de dépassement de 30 % de un douzième de LIA.

Cette formule semble cependant absurde quand on la pousse à l'extrême. On peut en effet en déduire : plus on rapproche les contrôles (ce qui va dans le sens de la sécurité du personnel), plus la limite d'enregistrement baisse, et inversement.

Si on prend un intervalle de 1 jour, le niveau d'enregistrement vaut 1/3650 de LIA !

Cette formule semble peu judicieuse car toute entreprise ou organisme concernés par des recherches de contamination a intérêt à augmenter l'intervalle entre deux contrôles, ce qui lui permet d'avoir des appareils de détection moins performants puisque les seuils sont alors plus élevés. Il y a intérêt puisqu'il perd moins de temps en contrôle (gain de temps et donc d'argent) et qu'il doit se procurer des appareils peu performants (gain d'argent).

Nous avons décidé de garder le seuil d'enregistrement de 1 % de LIA. Rechercher 1 % de LIA à chaque sortie de zone contrôlée (soit environ 4 heures après l'entrée en zone) est évidemment meilleur que rechercher 1 % de LIA à la fin de l'intervention (soit en moyenne 30 jours après la première entrée en zone).

### 3.3. Isotopes déjà détectés en contamination interne à Tihange

Pour chaque isotope de cette liste, on a comparé leur niveau de détection par rapport à l'objectif de 1% de LIA. On en arrive à la conclusion que tous les isotopes déjà décelés en contamination interne à Tihange sont détectables par l'IPM9 pour des contaminations internes supérieures à 1% LIA.

### 3.4. Bibliothèque du Quicky

Il n'existe aucun isotope parmi cette bibliothèque qui ne possède un pic détectable - c'est-à-dire dont le seuil d'alarme de l'IPM9 est supérieur à 1 % pour cet isotope.

### 3.5. Bibliothèque de routine de l'anthropogammamètre

On sait déjà que l'IPM9 est capable de remplacer le Quicky dans la recherche de la contamination interne, ce qui était notre but initialement. Cependant, on a décidé de pousser l'étude des capacités de détection de l'IPM9 plus loin, en utilisant de bibliothèques d'isotopes plus vastes.

Parmi tous les isotopes de la bibliothèque de routine de l'anthropogammamètre, nous arrivons au résultat remarquable qu'il n'existe aucun isotope dont le seuil d'alarme de l'IPM9 en contamination interne est supérieur à 1% LIA.

### 3.6. Bibliothèques des produits de fission et corrosion de l'anthropogammamètre

Dans le cas de cette bibliothèque très vaste, on observe que seuls deux isotopes - le Cd-109 et le Ce-144 - possèdent un seuil d'alarme IPM9 en contamination interne supérieur à 1% LIA aussi bien en inhalation qu'en ingestion.

Le cas de ces deux isotopes est analysé de manière plus approfondie ci-après.

#### Le Cadmium 109

Cet isotope n'a jamais été détecté dans les circuits des centrales nucléaires de Tihange. Il est cependant présent dans la bibliothèque des chimistes car son apparition est jugée théoriquement possible en dehors d'un cycle normal du réacteur.

On peut en conclure que la probabilité d'être contaminé uniquement avec ce seul isotope est négligeable.

## Le Cérium 144

Cet isotope, qui est un produit de fission, n'a pu être détecté que lors de certains fonctionnements transitoires (démarrage du réacteur par exemple) à une concentration de l'ordre d'environ 30 MBq/t pendant une semaine.

Ce phénomène trouve sans doute son explication dans la mise en solution de cet isotope lors de transitoires. En effet, dès qu'il est solubilisé, on peut le retrouver soit dans les échantillonnages des circuits soit sur les résines des déminéraliseurs. Quelques jours après le transitoire, il redeviendrait insoluble : on peut alors le retrouver soit dans les échantillonnages des circuits soit sur les filtres soit sur les résines des déminéraliseurs soit n'importe où dans les circuits. Dans ce dernier cas, on ne le détecterait alors plus.

Lors de ses apparitions, les autres produits de fission tels que l'I-131, l'I-133 et le Xe-133 se situent respectivement à des concentrations de l'ordre de 5, 40 et 50 MBq/t.

Dans le cas improbable où une personne est contaminée uniquement par le seul Ce-144, elle ne sera détectée qu'à partir d'un seuil correspondant à 36% de LIA en inhalation et à 4% de LIA en ingestion.

## 4. Synthèse

Notre but était de voir si l'IPM9 était capable de détecter la contamination interne au moins aussi bien que ce que fait le Quicky. La réponse est positive.

Nous avons cependant poussé l'analyse plus loin par l'utilisation de bibliothèque d'isotopes plus vastes, à savoir les bibliothèques de l'anthropogammamètre Accuscan, nous avons pu y déceler deux isotopes dont le seuil d'alarme de l'IPM9 est supérieur à 1 % de LIA.

Après toutes les considérations ci-dessus, il semble valable de considérer le seul Ce-144 comme le seul isotope critique du point de vue de la détection de la contamination interne de personne. Il ne faut pas perdre de vue qu'il paraît improbable d'être contaminé par ce seul isotope. Il n'est pas non plus inutile de rappeler que le Ce-144 n'était pas non plus décelable par le Quicky.

## IV Organisation actuelle des contrôles de contamination

Vous avez entendu comment le service de contrôle physique a pu valider d'une manière théorique l'utilisation de ces portiques en détection de la contamination interne.

Il faut également préciser que nous avons voulu vérifier dans la pratique que les contaminations internes sont réellement détectées à un niveau suffisamment sensible.

C'est pourquoi depuis la mise en service des portiques IPM9 en détection  $\gamma$  (mars 1995) et la fin mai 1998, les contrôles Quicky ont été maintenus en fin de chantier comme précédemment, les Quicky étant considérés comme le seul contrôle de contamination interne officiel.

Le tableau 1 fait la synthèse des comptages positifs au Quicky de mars 1993 à novembre 1997. L'analyse des résultats montre que, à part un cas où nous n'avons pas trouvé l'information, tous les comptages positifs au Quicky ont été réalisés suite à une contamination détectée par les portiques de sortie de zone.

Au début, en cas de suspicion de contamination interne, l'agent concerné était envoyé dans un premier temps au Quicky, et dans un second temps, après confirmation de la suspicion de contamination interne, au service médical pour passage à l'Accuscan.

Cette procédure s'est avérée avoir des effets pervers : outre la perte de temps pour l'agent, le fait d'avoir 3 mesures de natures différentes, dont les résultats ne peuvent que diverger légèrement, a induit parfois un manque de confiance dans les mesures.

Comment expliquer à un travailleur peu au fait des difficultés et de l'incertitude des mesures que tous les résultats ne sont pas parfaitement concordants !

Il est apparu à l'analyse des Quicky des dernières années (où les cas suspects de contamination interne étaient adressés directement au service médical), qu'aucune contamination interne n'a plus été détectée au Quicky.

Les constatations de terrain nous ont donc confortés dans l'idée que le contrôle de sortie de zone est efficace également pour la détection de la contamination interne.

Dès lors, forts à la fois des résultats théoriques et des observations pratiques, il a été décidé de supprimer le passage au Quicky comme contrôle de la contamination interne.

A présent, les contrôles de contamination interne sont organisés de la manière suivante :

- détection par le passage à l'IPM9
- en cas de suspicion de contamination interne (mesures  $\gamma$  positive avec mesure  $\beta$  négative), envoi immédiat au service médical pour mesure à l'Accuscan, avec prise en charge par le médecin du travail, en collaboration avec le contrôle physique.

Enfin, tout dernièrement, les Quicky, qui étaient encore utilisés pour la détection d'éventuelles contaminations en entrée de site, ont été remplacés par des portiques IPM9 pour uniformiser les mesures réalisées à l'arrivée sur site et en sortie de zone.

Nous pensons ainsi avoir fait un pas en avant dans le sens d'un contrôle plus efficace des contaminations tant internes qu'externes à chaque sortie de zone contrôlée.

Tableau 1

**CAS DE CONTAMINATION DETECTES PAR LES PORTIQUES QUICKY**

Date	IPM9	Motif du comptage	Activités en Bq							
			Co-60	Co-58	I-131	Mn-54	Cr-51	Cs-134	Cs-137	Nb/Zr95
15/03/93		Sortie	2490	4510						
2/04/93		Entrée	1660							
22/09/93		Entrée	2220				6680			
16/11/93		Sortie	1660	560						
19/11/93		Sortie	520	730	1040			990		
23/02/94		Sortie	1660	1940						
11/03/94		Entrée	1700	630						
11/03/94		Entrée	1530							
16/03/94		Sortie	1930	2690		1340		660		
17/03/94		Sortie	2870	1770						
17/03/94		Sortie	2160	1940					2330	
17/03/94		Sortie	1710			610	8710			
17/03/94		Sortie	1750			580				
18/03/94		Sortie	1970	780		1010				
9/05/94		Entrée	2410			1230	8090	570		310
15/06/94		Sortie	2030	3470		2020	8940			
15/06/94		Sortie	1840	1870		1890				
24/06/94		Sortie	2190	8390			12950			
24/06/94		Sortie	3270	9750		3360	10500			
5/10/94		Check	2330	1350						
5/10/94		Check	2310			1470	8460			
4/11/94		Check	2040	27590						
4/11/94		Check	6340	88010						
17/03/95		Sortie	2280							
28/03/95		Sortie	1730							
31/03/95		Sortie	2100							
19/06/95	+	Entrée	2380						700	
21/06/95	+	Médical	13800				24420	1860		
11/08/95	?	Sortie	1520							
29/08/95	+	Check	790	35090		27530	50080			
29/08/95	+	Check	1690			72550	72020			3460
7/09/95	+	Check	2830	1130		1210	13600			
29/09/95	+	Check		35560						
20/10/95	+	Sortie	31770	31550		20330	49340			
10/11/95	+	Sortie		1110	1260					
26/08/96	+	Check	1730							
28/10/97	+	Médical	2240	1280						

999 valeur supérieure au point d'action

999 valeur supérieure à la limite de détection, mais inférieure au point d'action

Een nieuwe benadering van de lichaams besmetting in de centrale van Tihange.

## Samenvatting

De centrale van Tihange verhoogt haar doeltreffendheid.

De directie van Tihange is steeds bedacht geweest de meest doeltreffende middelen voor de radiologische controle van de besmetting van het ingrijpend personeel te gebruiken. Met name, werd er in het begin van de tachtiger jaren de nadruk gelegd op de het in gebruik nemen van middelen om de inwendige en uitwendige besmetting te controleren.

Met twee zeer gevoelige toestellen die de toegangswegen van de site bewaken is het mogelijk gebleken besmettingen vast te stellen die wel beneden de doorgaans tot dan toegelaten drempels lagen. De dienst fische controle heeft onlangs een nieuw concept onderzocht en laten uitwerken: bij ieder verlaten van de gecontroleerde zone wordt een zeer gevoelige  $\beta$  en  $\gamma$  meting uitgevoerd op het hele lichaam. Dit was eerst bedacht om de opsporings mogelijkheden van externe besmetting op te voeren. De ervaring leerde echter dat de systematische  $\gamma$  detectie bij ieder verlaten van de gecontroleerde zones gunstig de interne contaminatie meting bij het einde van de interventie periode kon vervangen.

Een kort historisch overzicht verduidelijkt hoe de  $\beta$ - $\gamma$  portieken de grenzen van de controle hebben teruggedrongen. Twee uiteenzettingen behandelen de validatie van hun ingebruiksnemen voor het meten van de inwendige en uitwendige contaminatie. Ten slotte worden de controlemodaliteiten kort toegelicht.

A new policy at the Tihange powerstation to monitor body contamination.

## **Abstract**

Tihange Power Station enhances its performances.

The management has always endeavoured to use appropriate means to perform the radiological surveillance of the personnel at work in its installation. In particular, during the early 80s, the main effort was directed to the internal and external contamination control.

With two devices at the in- and out gates of the site it was possible to detect contamination well below the thresholds generally accepted and to take appropriate countermeasures.

In recent times, the physical control department developed a new concept. At all exit points of the controlled zones a very thorough all body check of both  $\beta$  and  $\gamma$  is implemented. Initially this concept was directed towards an improvement of the detection capabilities of external contamination. Experience has confirmed that the systematic  $\gamma$  measurement at each departure from the controlled zone was a convenient alternative to the internal contamination check performed at the end of the on-site intervention period. A short review shows that the new  $\beta$ - $\gamma$  gates have overcome a number of limitations associated with this type of surveillance.

The validation of the method for both internal and external contamination will be substantiated by two presentations.

The practical implementation of the contamination measurements will be briefly highlighted.

## **KWALITEITSCONTROLE VAN IONISATIEKAMERS GEBRUIKT IN RADIOTHERAPIE EN IN RADIOPROTECTIE**

**J. Van Dam**  
**Katholieke Universiteit Leuven**

### **Samenvatting**

Steunend op de lange ervaring van de ziekenhuisfysici op niveau van de kwaliteitscontrole van ionisatiekamers gebruikt in radiotherapie, wordt een analoog scenario voor radioprotectie voorgesteld. Zoals in radiotherapie wordt hierbij gebruik gemaakt van een lokale standaard voor monitoring van de response van de kamer over de tijd. Voor radiotherapie heeft het kobalt-60 toestel, gebruikt in externe therapie, zijn waarde als lokale standaard bewezen. Voor radioprotectie wordt een automatisch afterloadingsysteem, gebruikt voor curietherapie in een ziekenhuis, voorgesteld.

### **INTRODUCTIE**

Zowel in radioprotectie als in radiotherapie vervult de ionisatiekamer de rol van referentiedosimeter, waartegen alle andere types, zoals thermoluminescente en filmdetectoren, moeten geijkt worden. Bij elke dosimetriemethode hoort een aangepast programma van kwaliteitscontrole, dat des te strikter moet zijn naargelang de gestelde eisen van nauwkeurigheid hoger liggen. A fortiori geldt dit voor de referentiemethode, omdat de nauwkeurigheid hierop deze van alle andere "secundaire" methodes mee bepaalt. Deze bijdrage betreft een vergelijkende studie van sommige belangrijke aspecten van kwaliteitscontrole op ionisatiekamers in radioprotectie en in radiotherapie.

### **GEBRUIK VAN DE IONISATIEKAMER IN RADIOTHERAPIE.**

#### *Vereiste nauwkeurigheid op de dosis*

In radiotherapie bestaat voor bepaalde tumortypes, zoals bijv. sommige stadia van prostaattumoren, een vrij algemene consensus over het feit dat de therapeutische resultaten verder zouden kunnen verbeteren, moest men erin slagen de dosis op de tumor nog verder op te drijven. De dosisbeperkende factor ligt echter op niveau van de reactie van de omliggende gezonde weefsels, waarvoor men bij de radiotherapeutische behandeling een zekere dosis niet kan vermijden. Dit klinisch gegeven stelt in de eerste plaats hoge eisen aan de ballistische selectiviteit van de bestraling, waarbij men ervoor moet zorgen dat de dosis zoveel mogelijk in de tumor geconcentreerd wordt en zo weinig mogelijk in de gezonde organen.

Deze problematiek wordt verder nog gecompliceerd door het feit dat de waarde van de dosis zeer kritiek is: zowel voor tumorale sterilisatie als voor nevenreacties kunnen relatief matige dosisvariaties (10%) belangrijke verschillen in biologische response veroorzaken. Is de dosis te laag, dan is achteraf de incidentie van tumoraal recidief hoog, maar treden weinig neveneffecten op. Is de dosis daarentegen te hoog, dan wordt men beloond met een lage incidentie aan recidieven, evenwel ten koste van een hoog percentage aan (soms fatale) neveneffecten. Deze situatie leidt tot het begrip "optimale" dosis, nl. de dosis die aanleiding geeft tot het hoogste percentage tumorale sterilisaties met een nog steeds aanvaardbaar percentage aan nevenreacties. Het is evident dat de criticiteit van de dosis deze van de dosimetrie impliceert. Met de huidige normen moet de dosis in de patiënt gekend zijn met een nauwkeurigheid van  $\pm 5\%$ .

### *Rol van de ionisatiekamer in de radiotherapie*

Men heeft dus in de radiotherapie nood aan een betrouwbare en nauwkeurige methode voor dosimetrie, die bovendien gebruiksvriendelijk genoeg is om door de ziekenhuisfysicus op de radiotherapie afdeling zelf gebruikt te kunnen worden. Sinds lang werd hiertoe de ionisatiekamer in de radiotherapie ingevoerd en vervult zij de rol van basisdosimeter in dit klinisch specialisme

Het bepalen van de dosis in de patiënt bestaat uit een experimentele en uit een theoretische fase. Voor de experimentele fase vervangt men de patient door een kubusvormig waterfantom, waarin men de dosis meet met een ionisatiekamer. Uit deze "dosis in water" leidt men dan de dosis in de patiënt af met gebruik van anatomische gegevens van tumor en gezonde organen en van computeralgoritmes die toelaten met deze gegevens rekening te houden.

De eerste stap in de experimentele fase van de dosimetrie bestaat uit de bundelijking. Hierbij wordt de ionisatiekamer in "referentiecondities" in het waterfantom ingebracht. Bij internationale overeenkomst komen deze condities overeen met de kamer op referentiediepte (bijv. 10 cm) in het fantoom, op referentieafstand van de bron (bijv. in het isocentrum van het toestel) en in een stralingsveld van 10 cm x 10 cm. Het is bewezen dat, om in de patiënt een nauwkeurigheid van  $\pm 5\%$  te halen, deze bundelijking met een nauwkeurigheid van  $\pm 1\%$  moet gebeuren

### *Karakteristieken van de ionisatiekamer in radiotherapie*

De ionisatiekamers gebruikt in radiotherapie zijn van het vingerhoed type ("thimble chamber"). Het gevoelig volume is van de orde van  $1 \text{ cm}^3$ . De huidige studie werd uitgevoerd met 3 NE vingerhoedskamers van het type 2571 (Fig. 1). Dit type heeft een cilindervormig luchtvolume met hoogte en diameter van resp. 24 mm en 6 mm. Deze kamer heeft een koolstofwand, waarop aan de binnenkant een dunne geleidende laag is aangebracht, die als hoogspanningselektrode functioneert. Een centrale aluminium elektrode doet dienst als collecterende elektrode. De kamer wordt in de bestralingsbunker in de stralingsbundel opgesteld en staat in verbinding met een elektrometer buiten de bunker.

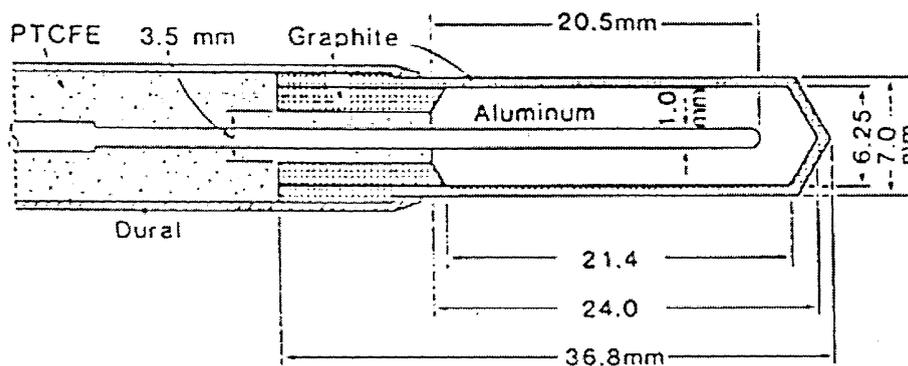


Fig. 1 - NE vingerhoedskamer met nominaal luchtvolume 0,6 cc, grafiet wand en aluminium centrale elektrode (Khan 1984).

### *Gebruik van de ionisatiekamer om de referentiedosis te bepalen*

#### *Ijking van het kamersignaal*

Ijking van een ionisatiekamer gebeurt in een "Secondary Standard Dosimetry Laboratory" (SSDL). Deze SSDL's zijn opgenomen in het "Système International", waarin het "Bureau International des Poids et Mesures" (BIPM) de sleutelrol vervult, tezamen met de "Primary Standard Dosimetry Laboratories" (PSDL). Het "Internationaal Atoomenergie Agentschap" (IAEA) is eveneens in dit systeem opgenomen en heeft een coördinerende rol op niveau van de SSDL's.

Voor de ijking wordt de ionisatiekamer in het SSDL opgesteld in lucht, op een zekere afstand van een kobalt-60 bron. Het kamersignaal  $L$ , gewoonlijk uitgedrukt in coulomb, wordt geijkt in hetzij expositie  $X$  of kerma in lucht  $K_{\text{air}}$ . De expositie wordt gedefinieerd als de absolute waarde van de totale lading van hetzelfde teken die door de fotonen worden geproduceerd per eenheid van luchtmassa, wanneer alle vrijgemaakte secundaire elektronen volledig tot stilstand zijn gekomen; de kerma wordt gedefinieerd als de som van alle initiële kinetische energieën van de secundaire elektronen die door de X-stralen per eenheid van luchtmassa worden vrijgemaakt.  $X$  en  $K_{\text{air}}$  worden resp. uitgedrukt in coulomb per kg lucht en in gray (Gy). Bij de huidige hoge fotonenergieën die in radiotherapie gebruikt worden bedraagt de reikwijdte van de secundaire elektronen in lucht verschillende meters, wat experimentele moeilijkheden stelt om de expositie te bepalen, zodat het kamersignaal meestal in kerma in lucht geijkt wordt.

### *Van de luchtkerma naar de dosis in water*

Het afleiden van de dosis in water  $D_w$  in afwezigheid van de kamer, uit de luchtkerma gebeurt in 2 stappen:

- *bepalen van de dosis  $D_{air}$  aan de lucht van de kamer:*

$$D_{air} = K_{air} \cdot (1-g) \cdot k_{att} \cdot k_m$$

waarbij:  $g$  = het relatief gedeelte van de energie van de secondaire elektronen dat, in de lucht, niet opgebruikt wordt voor het produceren van ionisaties en excitaties maar wel van remstraling

$k_{att}$  = correctiefactor voor de attenuatie van de fotonen door de kamerwand

$k_m$  = correctiefactor voor de niet-luchtequivalentie van de kamerwand

- *bepalen van de dosis  $D_w$  in water*

Bij kobalt-60 en hogere energieën wordt het verband tussen  $D_w$  en  $D_{air}$  gegeven door:

$$D_w = D_{air} \cdot S_{w,air} \cdot P_u$$

waarbij:  $S_{w,air}$  = mass-stopping power ratio water-to-air

$P_u$  = de perturbatiefactor die rekening houdt met de verstoring door de kamer van de fotonen- en elektronenflux

### *Het dosimetrieprotocol gebruikt in België*

In de schoot van de Belgische Vereniging van Ziekenhuisfysici (BVZF) bestaat de volgende overeenkomst op niveau van basisdosimetrie in radiotherapie (Hoornaert et al 1993):

- De bundels worden geijkt volgens het dosimetrieprotocol van de "Nederlandse Commissie voor Stralingsdosimetrie" (NCS 1986). Dit protocol is gebaseerd op dit van de IAEA (1987). De hierboven uitgestippelde methodologie werd van het IAEA overgenomen. De numerische waarden voor de verschillende parameters staan eveneens in dit protocol vermeld.
- Het Laboratorium voor Standaarddosimetrie van de RUGent vervult in België de rol van nationaal SSDL.
- De ionisatiekamers van de diverse radiotherapiecentra worden om de 3 jaar herijkt in luchtkerma in Gent.

### *Monitoring van de ionisatiekamer response*

De ervaring leert dat een driejaarlijkse hercalibratie in het SSDL een redelijk compromis is tussen het behouden van een optimale nauwkeurigheid en praktische implicaties van organisatorische en

financiële aard. In de praktijk betekent dit dat de verkregen calibratiefactor gedurende 3 jaren zal gebruikt worden. Indien echter gedurende deze periode de kamerresponse zou variëren zou dit fouten op de basisdosimetrie veroorzaken. Het is dus van groot belang zich ervan te vergewissen dat de kamerresponse constant blijft tussen 2 ijkingen in. Dit gebeurt in het radiotherapiecentrum zelf door periodieke monitoring van deze response als functie van de tijd.

Lokale monitoring van ionisatiekamer response wordt op 2 verschillende manieren gedaan:

- door gebruik te maken van een commerciële  $\beta$ -irradiator (bijv.  $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ), waarbij een uitsparing voorzien is om de kamer op een reproduceerbare manier aan de straling te onderwerpen; alhoewel sommige centra een goede ervaring met deze methode hebben, moet toch vermeld worden dat, gezien de korte afstand van kamer tot bron, de positionering zeer kritisch is
- door gebruik te maken van een kobalt-60 teletherapietoestel als referentiestraling; het is deze methode die voor dit werk gebruik werd.

#### *Gebruik van een kobalt-60 toestel voor monitoring van de ionisatiekamer response*

Het betreft hier een commercieel kobalt ALCYON toestel. De monitoringperiode besloeg 5 jaar, gedurende dewelke de kamers tweemaal herijkt werden in Gent. De gemiddelde bronactiviteit over de monitoring periode bedroeg 4.000 Ci (Tabel 1), overeenkomend met een dosisdebiet van ongeveer 1 Gy/min op 80 cm van de bron, afstand waarop de kamer werd opgesteld. Hiertoe werd de kamer op een perfect reproduceerbare manier in een plexi blok ingebracht, die zelf aan de collimator van het toestel vastgeklikt werd. De kamer zit dan op 5 cm diepte, in het centrum van een stralingsveld van 10 cm x 10 cm. Telkens werden bestralingstijden van 1 min gegeven en de juiste dosis op niveau van de kamer werd berekend (rekening houdend met de oorspronkelijke ijking van de bron en met het verval van kobalt-60). Op die manier werd de kamer blootgesteld aan dosissen en dosisdebieten die in de therapeutische range van de gegeven dagdosissen in radiotherapie liggen.

**TABEL 1 - Karakteristieken van de lokale standaarden gebruikt in radiotherapie en in radioprotectie**

	<b>Radiotherapie</b>	<b>Radioprotectie</b>
<b>Toestel</b>	Co toestel	Cs afterloader
<b>Bronsterkte</b>	4.000 Ci	18 * 20 mCi
<b>Dosisdebiet</b>	1 Gy/min	4 $\mu\text{Gy}/\text{min}$
<b>Afstand</b>	80 cm	230 cm
<b>Bestralingstijd</b>	1 min	0,2 h
<b>Dosis</b>	1 Gy	50 $\mu\text{Gy}$

De monitoring werd uitgevoerd voor 3 NE 2571 vingerhoedskamers, met serienummers 1060, 2142 en 1057 die in de radiotherapie afdeling van het UZ Gasthuisberg als lokale standaardkamer gebruikt worden en dus ook alle 3 jaar in Gent herijkt worden. De eerste 2 kamers werden aangesloten op een Keithley 35040 elektrometer, terwijl de laatste met een Therados RDM-IS elektrometer werd verbonden. Alle kamers werden gebruikt met een hoogspanning van -400 V.

In fig. 2 staan de relatieve responses van de 3 kamers aangegeven als functie van de tijd. Voor iedere meting wordt de response gegeven door de verhouding van het kamersignaal over het dosisdebiet op niveau van de kamer op de dag van de meting. De relatieve response

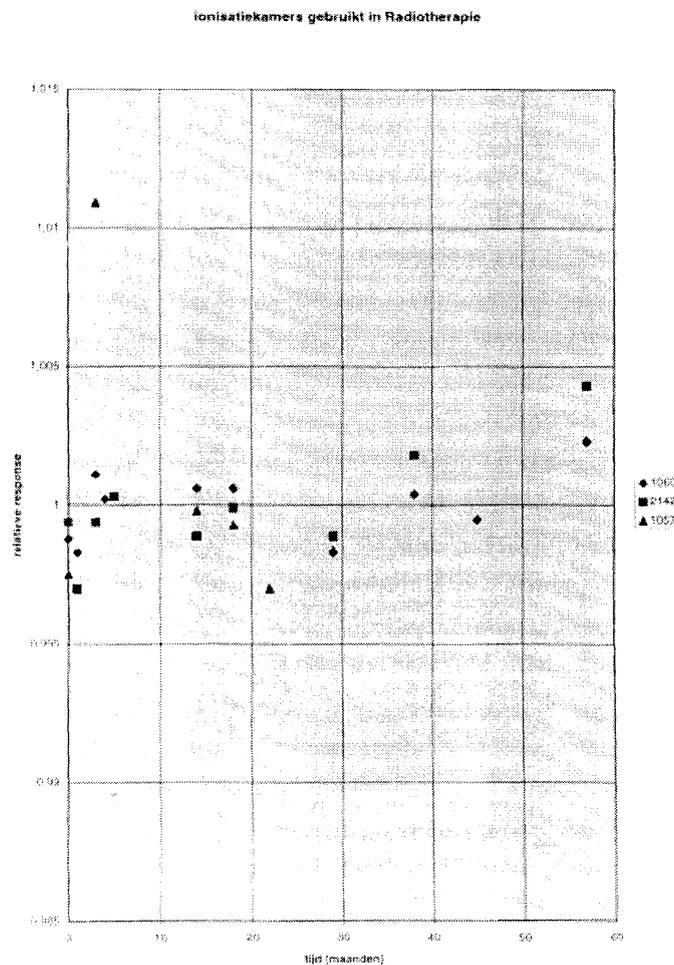


Fig.2 - Relatieve response over de tijd van 3 vingerhoedskamers gebruikt in radiotherapie. Kamers nrs. 1060 en 2142 en kamer 1057 werden aangesloten op resp. een Keithley 35040 en een Therados RDM-IS elektrometer.

wordt bekomen door deze verhouding te delen door haar gemiddelde over de tijd. Over de periode van 5 jaar blijft voor de 3 bestudeerde kamers de relatieve response, op één meetwaarde na, schommelen tussen 1,005 en 0,995. De waargenomen spreiding is volledig conform aan deze die men voor radiotherapie ionisatiekamers kan verwachten in de beschreven condities. Zij laat ook toe om, gedurende de tijdspanne tussen 2 opeenvolgende ijkingen van de kamers, de vereiste nauwkeurigheid van +/- 1 % op de dosis in referentiecondities aan te houden.

## **GEBRUIK VAN DE IONISATIEKAMER IN RADIOPROTECTIE**

### *Vereiste nauwkeurigheid op de dosis*

Het is welbekend dat de dosis in een individu voor radioprotectie noch kan noch moet bepaald worden met dezelfde nauwkeurigheid als deze in een patiënt voor radiotherapie. Twee factoren spelen hierbij een belangrijke rol. Ten eerste is de dosis in radioprotectie gewoonlijk minstens een factor  $10^3$  lager dan in radiotherapie. Dit betekent dat de signalen van de diverse detectoren - en dus ook van de ionisatiekamer - zo klein zijn dat de invloed van achtergrondsignalen veel belangrijker is dan bij dosimetrie in radiotherapie. Ten tweede worden de individuen meestal getroffen door laagenergetische gestrooide straling, waarvan het spectrum slecht of niet gekend is, in een energierange waar de response van sommige detectortypes, wegens slechte weefsel-equivalentie, een uitgesproken spectrale afhankelijkheid vertonen. Dit alles heeft tot gevolg dat men zich in radioprotectie gelukkig mag prijzen als men de dosis kent met een nauwkeurigheid van 10%, terwijl men weet dat men zich in veel gevallen met een slechtere nauwkeurigheid zal moeten tevreden stellen. Het is evenwel zo dat de dosis in radioprotectie minder kritisch is dan in radiotherapie, zodat de slechtere nauwkeurigheid gepaard gaat met minder strikte vereisten op dit gebied. Dit betekent eveneens dat de kwaliteitscontrole op de in radioprotectie gebruikte ionisatiekamer in deze gewijzigde context moet gezien worden.

### *Rol van de ionisatiekamer in de radioprotectie*

In de radioprotectie ligt één van de voornaamste toepassingen van de ionisatiekamer op het vlak van de omgevingsdosimetrie (zij wordt dan gebruikt als "gamma-ray survey meter"). Zij kan evenwel enkel gebruikt worden als dusdanig indien het dosisdebiet hoog genoeg is om aanleiding te geven tot meetbare signalen. Een typische voorbeeld hiervan is het meten van het dosisdebiet, te wijten aan stroostraling en lekstraling, rond roentgentoestellen gebruikt in radiodiagnose of rond kobaltbommen of versnellers gebruikt in radiotherapie. Verder kan de ionisatiekamer ook gebruikt worden om het dosisdebiet te meten rond containers met relatief sterke bronnen. Een andere toepassing van de ionisatiekamer in radioprotectie ligt op het vlak van de personendosimetrie, waarbij zij als ijkinstrument voor de thermoluminescente of filmdetectoren gebruikt wordt.

Mutatis mutandis vervult dus de ionisatiekamer een sleutelrol in de dosimetrie van de radioprotectie, die vergelijkbaar is met deze in radiotherapie.

### *Karakteristieken van de ionisatiekamer in radioprotectie*

Omdat de dosisdebieten die in radioprotectie moeten gemeten worden veel kleiner zijn dan deze in radiotherapie, zijn de luchtvolumina van de kamers gebruikt in stralingsbescherming meestal ongeveer  $10^3$  maal groter dan in radiotherapie, nl. van de orde van  $1 \text{ dm}^3$ . De huidige studie werd

uitgevoerd met 3 BABYLINE kamers, gecommmercialiseerd door de firma NARDEUX. Deze kamers hebben een cilindervormig luchtvolume van 8 cm diameter en 10 cm hoogte. De hoogspanning wordt geleverd door 2 batterijen van 1.5v en het elektronica blok is, zonder afzonderlijke verbindingskabel, direct op de kamer in één module aangebouwd. Deze kamers hebben een dosisdebietbereik tussen 10  $\mu$ Gy/h en 1000 mGy/h (einde schaal) en een dosisbereik tussen 10  $\mu$ Gy en 100 mGy.

#### *Gebruik van de ionisatiekamer om de dosis te bepalen*

In tegenstelling tot de situatie in radiotherapie is het in België niet de gewoonte de ionisatiekamers gebruikt in radioprotectie te laten ijkten in een SSDL. Men steunt dus meestal zonder meer op de schaal aanduiding (bijv. in " $\mu$ Gy/h"), eventueel na een ruwe controle van de stabiliteit van het toestel met behulp van een  $\beta$ -bronnetje.

Het hoeft geen betoog dat zulke methode, boven op de inherente onnauwkeurigheid te wijten aan de zeer lage dosis, een bijkomende factor van verder verlies aan nauwkeurigheid op de dosis betekent. Het verdient dan ook aanbeveling, ondanks de minder strikte eisen van nauwkeurigheid, een organigram uit te bouwen, analoog aan dit in radiotherapie, waarbij ook voor radioprotectie ionisatiekamers in een SSDL geijkt worden. Deze ijkingen zullen uiteraard ook hier met een zekere frequentie moeten uitgevoerd, waarbij 2 opeenvolgende calibraties door verschillende jaren zullen gescheiden zijn. Hier ook stelt zich dus het probleem van lokale monitoring van de kamer response als functie van de tijd.

#### *Monitoring van de ionisatiekamer response*

Monitoring van de response van een detector gebeurt best in omstandigheden die zoveel mogelijk deze van het eigenlijk gebruik benaderen. Voor radioprotectie betekent dit essentieel een laag dosisdebiet. Wij hebben dus nood aan een lokale referentiestraling die aan deze voorwaarde voldoet. Hiertoe werden de mogelijkheden onderzocht van een automatisch afterloadingsysteem, gebruikt voor curietherapie in de dienst voor Gezwelziekten van het UZ Gasthuisberg te Leuven. Het voordeel van dit systeem was dat het in huis zonder meer beschikbaar is.

#### *De automatische afterloader*

Het betrof de afterloader SELECTRON van de firma NUCLETRON. Het toestel werd vooral ontwikkeld voor de gynaecologische curietherapie en werd hiertoe uitgerust met 1 intra-uteriene en 2 intravaginale applicatoren. Het bevat 18 Cs-137 bronnen met een activiteit van 20 mCi per bron (Tabel 1). Het systeem bestaat verder uit een zwaar afgeschermd container, waar de bronnen in bewaard worden en waaruit geen detecteerbare straling te voorschijn komt. De klinische procedure bestaat uit verschillende stappen. Bij de eerste worden de applicatoren "koud" in de

patient onder algemene narcose in de applicatiezaal ingebracht. Na deze operatieve fase wordt de patient in de kamer gebracht, en de uiteinden van de applicatoren worden verbonden met de container waarin zich de bronnen bevinden. Nadat het medisch personeel de kamer verlaten heeft, wordt van buitenuit een elektrisch commando gegeven dat een aantal bronnen vanuit de container doorheen de verbindingsleidingen naar de applicatoren stuurt, terwijl een timer, met vooraf ingestelde applicatietijd (meestal van de orde van verschillende dagen), begint te lopen. In de wanden van de kamer is voldoende lood aanwezig om de wettelijke normen in de aangrenzende lokalen te respecteren. Bij verzorging van de patiënt of bij bezoek wordt, vooraleer de kamer te betreden, een commando gegeven om vooraf de bronnen terug naar hun container te transporteren, waarbij eveneens het aflopen van de timer onderbroken wordt. Automatische afterloadingsystemen zijn al jaren geleden in de curietherapie ingevoerd geweest en hebben een doorbraak betekent op niveau van stralingsbescherming van het personeel op curietherapie afdelingen.

#### *Gebruik van de automatische afterloader voor monitoring van de ionisatiekamer response*

Om het SELECTRON te gebruiken voor monitoring van de response van de ionisatiekamers werd gebruikt gemaakt van één enkele applicator van de beschikbare drie, die op een reproduceerbare manier tegen één van de muren van de patiëntenkamer werd bevestigd. Voor de bestraling werd gebruik gemaakt van de 18 beschikbare cesium bronnen. De ionisatiekamers werden opgesteld op een tabletje, dat eveneens aan een muur bevestigd is. Teneinde de geometrische parameters in de kamer zo reproduceerbaar mogelijk te houden werd bij elke meetcampagne het patiëntenbed uit de kamer verwijderd. De afstand tussen de applicator en het venster van de kamer bedroeg op die manier 230 cm (Tabel 1). Bij deze afstand bedroeg het dosisdebiet  $4 \mu\text{Gy}/\text{min}$ . Bij een bestralingstijd van 0,2 h werd dus op niveau van de kamer een dosis van ongeveer  $50 \mu\text{Gy}$  gegeven.

In fig.3 staan de relatieve responses van de 3 kamers aangegeven als functie van de tijd. Voor de 3 bestudeerde kamers schommelt de relatieve response tussen 1.04 en 0.96 over de periode van 20 maanden. Deze spreiding is ongeveer 10 maal groter dan deze waargenomen bij de ionisatiekamers voor radiotherapie (fig. 2). Dit is eveneens conform aan de verwachtingen en heeft in essentie te maken met de lage dosis bij radioprotectie.

In tabel II staan verder de aflezings (in  $\mu\text{Gy}$ ) van de 3 kamers, die bekomen werden op de verschillende data waarop hun response werd bestudeerd. De meetresultaten bekomen op data volgend op de eerste datum (8-9-97) werden gecorrigeerd voor bronverval. De gemiddelde waarden voor de 3 kamers vertonen verschillen die tot 20% kunnen gaan, wat zelfs voor radioprotectie vrij veel is. Hiermee wordt de wenselijkheid onderlijnd om in België over te gaan tot een ijkprocedure analoog aan deze in radiotherapie.

ionisatiekamers gebruikt in Radioprotectie

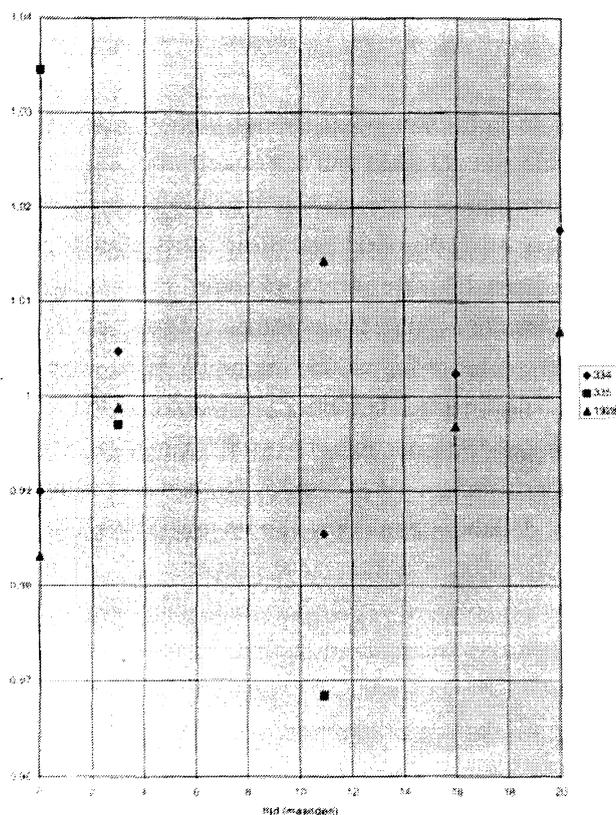


Fig.3 - Relatieve response over de tijd van 3 Babyline ionisatiekamers, met serienummers 334, 335 en 1928, gebruikt in radioprotectie

**TABEL H - Afleeswaarden ("μ Gy") voor de 3 kamers met de Cs afterloader**  
(bestralingstijd 0,2 h)

Datum	SN 334	SN 335	SN 1928
8-9-97	55,0	50,3	44,7
29-12-97	55,8	48,5	45,4
24-8-98	54,7	47,1	46,1
18-1-99	55,7	-	45,3
17-5-99	56,5	-	45,7
<b>Gemiddelde</b>	<b>55,6</b>	<b>48,6</b>	<b>45,4</b>

## **BESLUIT**

Ondanks de minder strenge eisen op de nauwkeurigheid op de dosis in radioprotectie, vergeleken met deze in radiotherapie, verdient het aanbeveling op nationaal niveau een betere uniformiteit, met ijking van de kamers in een SSDL, na te streven.

De bekomen resultaten tonen verder aan dat, voor de lokale monitoring van de kamer response tussen 2 ijkingen in, een relatief eenvoudige oplossing bestaat in het gebruik van automatische afterloading systemen, zoals ter beschikking in diverse ziekenhuizen. De behaalde resultaten tonen aan dat de methode hiertoe voldoende betrouwbaarheid biedt. Tevens biedt zij het voordeel bijkomende kosten te vermijden daar zij steunt op apparatuur die reeds voorradig is.

## **REFERENTIES**

Hoornaert M.Th., Van Dam J., Vynckier S. and Bouiller A. 1993. A dosimetric audit of photon beams by the Belgian Hospital Physicist Association. *Radiother. Oncol.* 28, 37-43.

IAEA 1987. Absorbed dose determination in photon and electron beams. An international code of practice. International Atomic Energy Agency Tech. Doc No. 277, Vienna

Khan F.M. 1984. The physics of radiation therapy. Eds. Williams & Wilkins

Mijnheer B.J., Aalbers A.H.L., Visser A.G. and Wittkämper F.W. 1986. Consistency and simplicity in the determination of absorbed dose to water in high-energy photon beams: a new code of practice. *Radiother. Oncol.* 7, 371-384

## **Résumé**

Sur base d'une longue expérience des physiciens d'hôpital au niveau du contrôle de qualité de chambres d'ionisation utilisées en radiothérapie, un scénario analogue est proposé en radioprotection. Ainsi que pour la radiothérapie, un standard local est utilisé pour le suivi de la réponse des chambres en fonction du temps. En radiothérapie l'appareil de cobalt, utilisé en thérapie externe, a prouvé sa valeur à ce point de vue. En radioprotection un système d'afterloading automatisé, utilisé en curiethérapie dans un hôpital, est proposé.

## **Abstract**

On the base of the long experience of the hospital physicists at the level of the quality control of the ionisation chambers used in radiotherapy, an analogous scenario is proposed for radiation protection. Similarly to radiotherapy, use is made of a local standard for monitoring of the response of the ionisation chambers as a function of time. For radiotherapy the cobalt unit, used in external therapy, has proven its value as a local standard. For radiation protection an automated afterloader, used for brachytherapy in a hospital, is proposed.