

NUCLEAR ACCIDENT  
DOSIMETRY SYSTEMS



## FOREWORD

Ever since fissile materials became available in quantities exceeding the minimum critical, the danger of accidental critical excursion has been added to the potential radiation risks. It is a tribute to all those concerned with nuclear energy research and industry that, in spite of the rate at which the world inventory of fissile materials has been increasing, the number of criticality accidents which have occurred so far is exceedingly small and the number of persons who have lost their lives as a result of these accidents is even smaller.

Because of this very laudable safety record, it is somewhat difficult to judge the role and importance of dosimetry in the conditions following an accident. For the medical management of victims of accidents, it is probably sufficient to have dosimetric data which would allow rapid screening of exposed persons into the 'survival probable', 'survival possible' and 'survival improbable' categories, and the physicians would be guided primarily by their own clinical findings. It is however possible that precise dosimetric data would be of greater value in long-term studies of the effects of acute radiation exposure in man. The detailed analysis of the accident, including possibly its reconstruction, may provide much information that would help in the prevention of future accidents.

The Agency convened a panel of experts at its headquarters in Vienna from 17 to 21 February 1969. The objectives of the panel were (1) to review the experience gained in assessing doses to persons exposed to nuclear radiations in criticality accidents, (2) to survey the methods and instruments used in various laboratories for assessing such doses, and (3) to recommend programs aimed at improving the dosimetry systems, including the possibility of organizing at international level multi-laboratory inter-comparison studies of such systems.

The panel was attended by 21 members, representatives and advisers from 11 Member States and five international organizations. Fifteen papers describing the status of nuclear accident dosimetry research and experience in these Member States and organizations were discussed. The present volume contains all these reports, the discussions and the recommendations of the panel.

It is hoped that the book will serve as a useful reference work to those engaged in nuclear accident dosimetry. It may also be found useful by those responsible for the overall planning for management of criticality accidents.

## CONTENTS

Expérience tirée d'un accident de criticité survenu dans un assemblage critique à Mol (IAEA-PL-329/1).....	1
R. Boulenger	
Discussion.....	18
Dosimétrie pour les cas d'accidents nucléaires (IAEA-PL-329/2)....	25
P. Candes et J. Lambérieux	
Discussion.....	53
Radiation accident dosimetry in Poland (IAEA-PL-329/3) .....	57
R. Siwicki	
Discussion .....	60
Review of experience and research on nuclear accident dosimetry in Japan (IAEA-PL-329/4).....	61
T. Shibata	
Nuclear accident dosimetry system at Eurochemic (IAEA-PL-329/5) .	67
W. Hunzinger	
Discussion .....	70
Accident dosimetry in Yugoslavia. Review of work (IAEA-PL-329/6).	75
I. Mirić and P. Mirić	
Review of United Kingdom research and experience in criticality dosimetry (IAEA-PL-329/7) .....	79
N. Adams	
Discussion.....	96
Аварийные индивидуальные дозиметры n-γ излучений (IAEA-PL-336/9) .....	103
И. Б. Кеирим-Маркус, В. А. Князев, В. Ф. Козлов, Г. М. Обатуров и А. Д. Туркин	
Discussion.....	113
Developments in threshold detectors for personal dosimeters (IAEA-PL-329/9).....	117
W. G. Cross	
Discussion .....	127
Chemical dosimeters for accident dosimetry. A short contribution (IAEA-PL-329/10).....	131
I. Dvornik	
Discussion.....	132
Nuclear accident dosimetry by foil group (IAEA-PL-329/11).....	135
T. Shibata	
Personnel monitoring for radiation accidents (IAEA-PL-329/12).....	147
P. N. Krishnamoorthy	
Discussion.....	151
Multi-laboratory intercomparisons and standardization: Nuclear accident dosimetry systems (IAEA-PL-329/13) .....	153
J. A. Auxier	
Discussion.....	161

Nuclear accident dosimetry research and experience	
(IAEA-PL-329/14).....	165
J. Mehl	
Discussion.....	172
IAEA programs in the compilation and review of nuclear data	
(IAEA-PL-329/15).....	175
A. Lorenz	
Discussion.....	177
Annex I - Trends in methodology and research for nuclear	
accident dosimetry.....	179
Annex II - Performance criteria and range of dose measurement	
for nuclear accident dosimetry systems.....	181
Annex III - Recommendations of the Panel .....	181
Appendix I- Experimental facilities for nuclear accident dosimetry	
studies .....	185
List of Participants .....	189

## EXPERIENCE TIREE D'UN ACCIDENT DE CRITICITE SURVENU DANS UN ASSEMBLAGE CRITIQUE A MOL

R. BOULENGER  
Contrôle radioprotection,  
Centre d'étude de  
l'énergie nucléaire,  
Mol, Belgique

### Abstract — Résumé

EXPERIENCE GAINED DURING A CRITICALITY ACCIDENT WHICH AFFECTED A CRITICAL ASSEMBLY IN MOL.

The measurements of external dosimetry made after an accident to a person in Mol on 30 December, 1965, are described together with the results. The circumstances of the accident are summarized.

Because of the high gamma-radiation doses (550 R) recorded on the film dosimeter worn on the breast by the person, it was decided on the day of the accident to take him to Dr. Jammet in Paris.

On Dr. Jammet's request, and with the support of his department's dosimetry team of GEA, several irradiations of Rando and Remcal phantoms, fitted out with internal and external dosimeters, were done; the aim was to seek guidance for appropriate medical treatment and to allow a comparison of biological effects.

The gamma and neutron dosimetry methods which were used are given with some examples of the results. The irradiations presented several peculiarities: inhomogeneity owing to the proximity of the source, which entailed a knowledge of the doses at the different areas of the body; instantaneous exposure, which made possible a fairly precise reconstitution with a phantom; and an absorbed gamma dose much higher than the neutron dose.

EXPERIENCE TIREE D'UN ACCIDENT DE CRITICITE SURVENU DANS UN ASSEMBLAGE CRITIQUE A MOL.

Le mémoire décrit, avec les résultats obtenus, les mesures de dosimétrie externe effectuées à Mol, après l'accident survenu le 30 décembre 1965, au cours duquel une personne a été atteinte. Les circonstances de cet accident sont succinctement exposées.

En raison de la dose élevée de rayonnement gamma (550 R) enregistrée par le dosimètre photographique porté au niveau de la poitrine par la victime, il a été décidé de transporter celle-ci le jour même auprès du Dr Jammet à Paris.

A la demande du Dr Jammet, et avec l'aide de l'équipe dosimétrique de son département au GEA, il a été procédé à plusieurs irradiations de fantômes Rando et Remcal munis de dosimètres internes et externes, afin de recueillir des indications sur le traitement médical à administrer et afin de permettre une comparaison des effets biologiques.

Les méthodes de la dosimétrie des rayons gamma et des neutrons sont décrites et leur valeur illustrée par quelques-uns des résultats. Les irradiations présentent plusieurs particularités: Elles ne sont pas homogènes en raison de la proximité de la source, ce qui contraint à déterminer les doses aux différentes parties du corps; elles sont instantanées, ce qui permet une reconstruction assez précise à l'aide de fantômes; la dose gamma absorbée est supérieure à la dose de neutrons.

L'objet de ce mémoire est de reprendre brièvement les données qui ont été exposées aux Colloques de Nice<sup>1</sup> et de Rome<sup>2</sup> concernant l'accident survenu à Mol à fin 1965 et d'en approfondir les aspects qui relèvent plus particulièrement du domaine d'intérêt du présent Colloque.

<sup>1</sup> Int. Symp. Accidental Irradiation at Place of Work, Nice, 26-29 avril 1966.

<sup>2</sup> First Int. Congress Radiation Protection, Rome, 5-10 septembre 1966.

## HISTORIQUE DE L'ACCIDENT

Le 30 décembre 1965, vers 13 h, lors d'un déplacement manuel de barres de contrôle par un opérateur se trouvant à l'intérieur du blindage du réacteur Venus, une excursion nucléaire s'est produite. La personne exécutant la manipulation a été fortement irradiée.

Le réacteur Venus est l'expérience critique du réacteur Vulcain, réacteur à modération variable par variation du mélange eau lourde-eau légère: pourcentage élevé d'eau lourde au début de la vie du noyau, pourcentage élevé d'eau légère à la fin de la vie de celui-ci.

Les principaux éléments constitutifs du réacteur Venus sont les suivants:

- combustible  $UO_2$  enrichi à 7% en  $^{235}U$  réparti en 73 assemblages d'acier inoxydable, comprenant chacun 37 crayons; gaine d'acier inoxydable; le poids total de l' $UO_2$  est d'environ 1,2 t
- 18 assemblages modérateurs d'aluminium distribués parmi les assemblages combustibles
- 18 barres absorbantes, cylindres d'acier inoxydable contenant 2% en poids de bore naturel dans les assemblages modérateurs:
  - 8 barres de sécurité motorisées et largables dont le déplacement est commandé à partir de la salle de contrôle
  - 2 barres de régulation motorisées non largables commandées à partir de la salle de contrôle
  - 8 barres déplaçables à la main, l'opérateur se trouvant à l'intérieur du blindage.

Cette expérience entraînant de nombreuses interventions du personnel à l'intérieur du blindage, les conditions principales de manipulation étaient les suivantes:

- avec eau dans la cuve du réacteur, trois barres de sécurité en position haute, manipulations de courte durée, sortie ou introduction des crayons combustibles, sortie ou introduction des détecteurs d'activation;
- sans eau dans la cuve du réacteur, manipulations importantes, sortie ou introduction des barres neutrophages;
- toutes les manipulations faisant l'objet d'ordres écrits.

D'avril 1964 à fin 1965, plus de mille approches critiques avaient été effectuées.

Dans le programme de décembre 1965 on en était, le modérateur se composant de 70% d'eau légère, à la détermination de la valeur réactive des barres absorbantes par observation de l'équivalence entre le déplacement du niveau du modérateur dans le réacteur et l'insertion de groupes de barres, le réacteur étant critique. Le 30 décembre 1965, avant l'accident, il s'agissait de rechercher une configuration de (18 - x) barres complètement insérées telle que le réacteur soit critique avec le modérateur au niveau nominal (30 cm d'eau au-dessus de l'extrémité supérieure du combustible), les x barres non insérées étant à disposer le plus symétriquement possible. Deux approches critiques avaient été faites avec une barre de régulation levée et une barre manuelle retirée.

La manipulation consistait à déplacer une barre manuelle; cette manipulation était commandée avec cuve du modérateur pleine, contrairement aux conditions de sécurité citées précédemment. Ce déplacement devait se faire en plaçant d'abord une barre absorbante dans l'emplacement vidé, puis en retirant une barre d'un trou voisin plus éloigné du centre du réacteur. L'opérateur a malheureusement interverti ces deux manipulations.

La cause de l'excursion nucléaire est la coïncidence d'une erreur de conduite et d'une erreur de manipulation (avec toutes les barres de sécurité déjà enfoncées).

Au moment de la manipulation des barres manuelles, l'opérateur se trouvait seul à l'intérieur du blindage dans le grenier du réacteur. D'après les indications fournies par l'opérateur, celui-ci a vu une lueur bleue due à l'effet Cerenkov, au moment où il soulevait la barre; il a relâché cette dernière et est sorti le plus rapidement possible.

L'arrêt automatique du réacteur a été déclenché par les signaux des chambres d'ionisation de la cuve; aucune barre de sécurité n'a été larguée par ce signal, toutes les barres largables étant déjà en position basse. Ce signal a provoqué la vidange du modérateur, ce qui ne constitue qu'une sécurité différée de plusieurs dizaines de secondes étant donné le temps de vidange de la cuve.

### EVALUATION DE LA DOSE REÇUE PAR LES PERSONNES

Le personnel du CEN porte à la hauteur de la poitrine un film-dosimètre contenant une languette de film D10 et une languette de film D2 Agfa-Gevaert, de sensibilité différente, l'un permettant la détermination des doses gamma jusqu'à 5 R, l'autre jusqu'à 1500 R.

Le boîtier contient quatre jeux d'écrans:

- écran gamma X: plomb, 220 mg/cm<sup>2</sup>; étain, 110 mg/cm<sup>2</sup>; aluminium, 27 mg/cm<sup>2</sup>
- écran neutrons thermiques: plomb, 220 mg/cm<sup>2</sup>; cadmium, 110 mg/cm<sup>2</sup>; aluminium, 27 mg/cm<sup>2</sup>
- écran X mous et bêta: plastique, 300 mg/cm<sup>2</sup>
- écran bêta: plastique, 100 mg/cm<sup>2</sup>.

L'identification des films est faite par marquage aux rayons X de 10 kV au moyen de chiffres de plomb incorporés au boîtier, la partie utile du dosimètre étant protégée. La seule particularité de ce dosimètre est de contenir des languettes de films non enveloppées dans du papier étanche à la lumière, cette étanchéité étant assurée par le boîtier de polypropylène chargé d'un opacifiant. L'absence d'enveloppe de papier permet une manipulation plus rapide en chambre noire et un approvisionnement plus économique en films. Les boîtiers des films-dosimètres contiennent en outre trois détecteurs par activation semblables à ceux utilisés à l'AERE, qui permettent la mesure des doses neutrons dues aux accidents de criticité:

- une pastille de soufre de 1 g
- un jeu de trois pastilles d'or de 4 mm de diamètre et de 0,1 mm d'épaisseur (la pastille centrale est insérée entre deux écrans de cadmium de 0,7 mm d'épaisseur)
- une pastille d'indium pour la détection rapide des irradiés.

Pendant les travaux dans des zones où on ne peut exclure le risque que soit dépassée une exposition de 100 mR par semaine, ce personnel porte en outre des stylos-dosimètres Victoreen 0-200 mR dont la lecture est faite en fin de journée.

L'opérateur ainsi que l'ingénieur et le pilote, ces deux derniers se trouvant en dehors du blindage au moment de l'accident, ont été conduits au bâtiment « Médical - Contrôle des radiations ».

Le film-dosimètre de l'opérateur révèle une forte activation (pastilles d'indium); son stylo-dosimètre est déchargé, son corps et ses vêtements présentent une activation facilement décelable au moyen des moniteurs de contamination bêta-gamma.

Après une douche et un changement de vêtements pour diminuer l'influence d'une contamination éventuelle, la personne est mesurée avec un anthroporadiamètre; on observe une activité de  $8,5 \mu\text{Ci}$  en  $^{24}\text{Na}$ . Aucune contamination par les produits de fission n'est décelable. La personne est mise au repos dans un lit.

Les stylos-dosimètres des deux autres personnes indiquent des irradiations gamma de 60 et 32 mR; la mesure à l'anthroporadiamètre de ces personnes n'indique aucune activité mesurable en  $^{24}\text{Na}$ , ni aucune contamination.

Vers 15 h les films-dosimètres sont développés et mesurés: malheureusement, dans la précipitation du moment, le bain de développement ne contient pas d'étalons de doses élevées. En se référant aux étalons de doses élevées de la semaine précédente, on estime que la dose gamma est au maximum de 700 R.

Une série de films sont irradiés avec une source de  $^{60}\text{Co}$  pendant la nuit du 30 au 31 décembre; leur développement indique une bonne identité de noircissement avec celui obtenu la veille dans le domaine des faibles doses et permet d'évaluer la dose à 550 R gamma d'après le nouvel étalonnage.

La différence de noircissement sous cadmium et sous étain est trop faible pour l'estimation d'une dose de neutrons thermiques.

Les détecteurs par activation permettent, selon les données publiées par Dennis [2], l'évaluation des doses neutrons suivantes, pour le film-dosimètre de l'opérateur:

- La pastille de soufre activée en phosphore-32 par la réaction  $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$  donne 600 dés./min g de soufre, soit 55 rads de neutrons de fission
- La pastille d'or sous cadmium activée en  $^{198}\text{Au}$  par la réaction  $^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$  donne  $1,47 \times 10^5$  dés./min g, soit 1 rad de neutrons intermédiaires
- Les pastilles d'or externes (moins l'activité d'or sous cadmium) donnent  $5,1 \times 10^5$  dés./min g, soit 0,6 rad de neutrons thermiques.

La mesure du  $^{32}\text{P}$  de deux mèches de cheveux de l'opérateur donne 320 et 380 dés./min g soufre, soit 29,4 et 35 rads de neutrons de fission en supposant une teneur en soufre de 5% en poids dans les cheveux.

L'importance de l'irradiation et les vomissements du sujet nous amènent à consulter le Dr Jammet le jour même à 16 h. Le Dr Jammet indique immédiatement au médecin du CEN-Mol les premières mesures à prendre. L'irradié est transporté à l'aéroport de Bruxelles dans la soirée, et de là, par avion spécial, au Bourget où il est pris en charge par le Dr Jammet.

#### PREMIERES REMARQUES CONCERNANT LA DOSIMETRIE

a) Vu que l'opérateur s'est trouvé à proximité immédiate du réacteur, la dose ne peut être que très inhomogène dans l'ensemble du corps. Le dosimètre porté à la hauteur de la poitrine ne donne qu'une dose fort peu significative au point de vue du dommage et de la thérapie à choisir.

b) Aucun dosimètre de zone par activation n'ayant été placé à l'intérieur du blindage, des informations complémentaires expérimentales sur les spectres de neutrons ne sont pas disponibles.

c) L'activité  $^{24}\text{Na}$  de l'irradié est difficile à interpréter en dose vu qu'on connaît mal le spectre de neutrons et sa dégradation dans le corps de l'irradié. Les valeurs et calculs de la littérature sont établis pour une irradiation perpendiculaire à l'axe du corps. Par exemple, Smith et al. [1] donnent les valeurs suivantes d'activation pour le corps humain irradié de face:

- $4,3 \times 10^{-10} \mu\text{Ci } ^{24}\text{Na}$  par  $\text{n}/\text{cm}^2$  pour les neutrons rapides
- $3 \times 10^{-10} \mu\text{Ci } ^{24}\text{Na}$  par  $\text{n}/\text{cm}^2$  pour les neutrons intermédiaires
- $1,7 \times 10^{-10} \mu\text{Ci } ^{24}\text{Na}$  par  $\text{n}/\text{cm}^2$  pour les neutrons thermiques.

Les doses de première collision données par Dennis [2] sont les suivantes:

- $2,7 \times 10^{-9}$  rad par  $\text{n}/\text{cm}^2$  pour les neutrons rapides
- $2,45 \times 10^{-10}$  rad par  $\text{n}/\text{cm}^2$  pour les neutrons intermédiaires
- $2,04 \times 10^{-11}$  rad par  $\text{n}/\text{cm}^2$  pour les neutrons thermiques.

D'où les doses en neutrons suivant les composants du spectre pour une même activation en  $^{24}\text{Na}$ :

- 6,26 rad/ $\mu\text{Ci}$  pour les neutrons rapides
- 0,82 rad/ $\mu\text{Ci}$  pour les neutrons intermédiaires
- 0,12 rad/ $\mu\text{Ci}$  pour les neutrons thermiques.

De plus, l'accidenté ayant été irradié d'une façon très inhomogène, l'interprétation de l'activité en  $^{24}\text{Na}$  ne peut donner qu'une dose moyenne non significative. Les doses dues aux neutrons, exprimées en rads, sont relativement faibles devant les doses gamma, et le FQ pour l'estimation du dommage à la moelle osseuse est 1, suivant le «Report of the RBE Committee» [3]. La dose gamma est prépondérante par suite des réactions  $(\text{n}, \gamma)$  sur les matériaux de gainage et de support: acier inoxydable et Inconel.

d) L'opérateur portait son film-dosimètre, ce qui a permis une mesure de la dose gamma à la hauteur de la poitrine et, par suite, les reconstitutions. Si ce film-dosimètre n'avait pas été porté, seules les doses de neutrons de fission auraient pu être déterminées expérimentalement, et étant donné la prépondérance de la dose gamma ceci aurait pu conduire à une erreur fondamentale de diagnostic. On ne peut assez insister sur l'importance du contrôle administratif du port régulier des dosimètres en zone contrôlée. L'emploi du même «badge» comme écusson d'identité et comme dosimètre permet un contrôle plus facile du port du dosimètre.

## DOSIMETRIE LORS DES RECONSTITUTIONS DE L'IRRADIATION

Afin de tenter de préciser les doses reçues aux différentes parties du corps on a procédé, d'une part, à des mesures d'activation du soufre dans les phanères, au DPS à Fontenay-aux-Roses; ces mesures confirment l'importante hétérogénéité de l'irradiation en neutrons rapides au niveau de la peau (fig. 1) et indiquent les rapports entre ces différentes doses. D'autre part, un mannequin muni de dosimètres a été irradié à Venus.

L'irradiation de l'accidenté a eu lieu en un temps très bref. Les graphiques des enregistreurs de détecteurs de flux ne permettent pas de préciser ce temps par suite des constantes d'intégration des circuits de

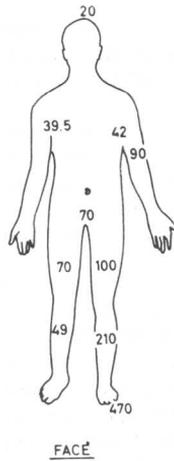


FIG. 1. Doses de neutrons de fission, en rads, d'après la mesure des phanères.

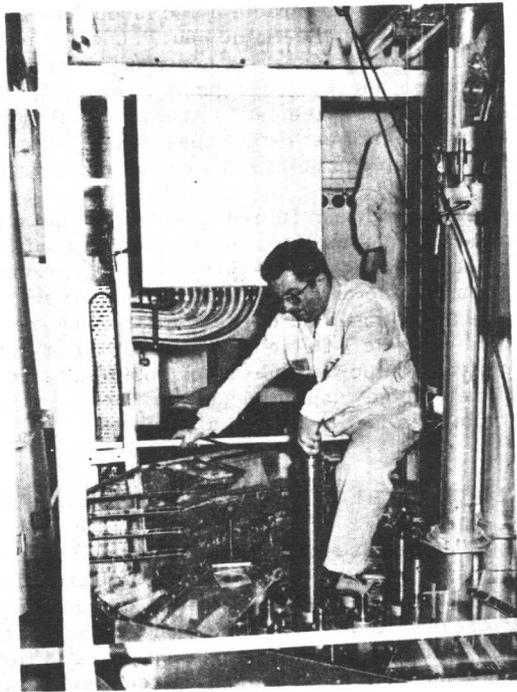


FIG. 2. Photographie d'une personne pendant la reconstitution: position qui se rapproche le plus de celle de l'accidenté.

mesure. Il est logique de supposer que l'opérateur est resté pratiquement immobile pendant la courte durée de l'irradiation.

L'interrogatoire de l'accidenté donne une idée assez précise de sa position, ce qui permet de faire auprès du réacteur une série de photographies (fig. 2) d'un opérateur exécutant la même manœuvre. Ces photographies, montrées à l'accidenté, permettent de déterminer sa position la plus probable (fig. 3): assis sur le garde-fou de la cuve, le pied gauche posé sur l'extrémité du tube ne contenant pas de barres absorbantes, la jambe droite à l'arrière à l'extérieur de la cuve, le bras gauche soulevant la barre manuelle voisine, le bras droit tenant le garde-fou sur lequel il était assis. Le levage de la barre, tenue de la main gauche, d'une hauteur d'environ 50 cm correspond à l'insertion d'un dollar au-delà de l'état critique d'après les mesures faites en janvier 1966.

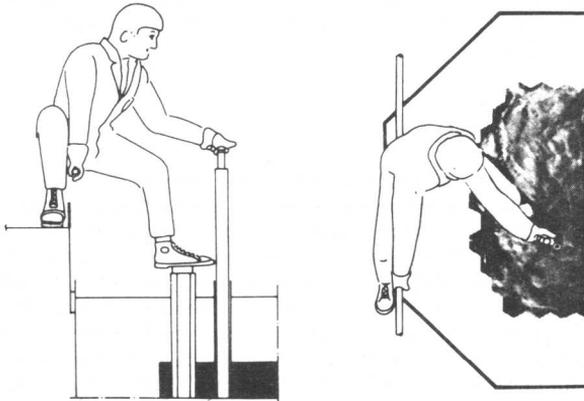


FIG. 3. Position de l'opérateur.

Le 7 janvier, les premiers essais de mise en place d'un mannequin muni de dosimètres gamma et neutrons ont lieu. Le but principal de ces essais est de retrouver les rapports entre les doses en différents points de la surface du corps telles qu'elles sont établies par la mesure des phanères de l'accidenté.

Le 8 janvier, une fois la position reconstituée, un premier mannequin muni de dosimètres externes gamma et neutrons et de dosimètres internes gamma est irradié. Les premiers résultats sont fournis le 10 janvier à l'équipe médicale. La précision des mesures gamma peut être estimée à 20%. Ces mesures soulignent trois points importants du point de vue médical:

- La colonne vertébrale dans la partie cervicale et dorsale haute a reçu des doses gamma comprises entre 200 et 270 rads, donc des doses gamma et neutrons rapides inférieures à 300 rads
- Le bassin a subi une forte irradiation, environ 4 fois supérieure à celle de la zone précédente
- Le pied gauche a subi une irradiation très élevée, de 4000 à 5000 rads.

Une ponction de moelle osseuse au niveau de la septième vertèbre cervicale confirme la dose relativement faible reçue à ce niveau.

Le 8 février, plus d'un mois après l'accident, devant l'évolution des lésions radiologiques au niveau du pied gauche, une irradiation d'un fantôme de pied en Mix D et avec squelette est faite pour mesurer les doses internes, surtout au niveau du squelette.

Enfin, en mars 1966, une deuxième (mesure gamma) puis une troisième (mesure neutrons) reconstitution avec mannequin ont lieu pour mesurer avec plus de précision la répartition des doses absorbées en utilisant 300 points de mesure dans le mannequin pour la dosimétrie gamma et  $3 \times 70$  points pour la dosimétrie neutrons.

Il est bien évident que ces différentes expériences mettant en jeu des moyens importants n'ont pu être réalisées que grâce à la collaboration étroite de différents groupes de travail: le Département mesure et contrôle des radiations et le Département étude des réacteurs de Mol; le groupe Dosimétrie biologique du Département de la protection sanitaire de Fontenay-aux-Roses; le Service technique d'études de protection de Fontenay-aux-Roses.

### CHOIX DU MANNEQUIN

Nous ne disposons sur place d'aucun mannequin et avons dû attendre plusieurs jours avant d'en avoir un en prêt. Ce mannequin est le Rando fabriqué par Alderson aux Etats-Unis. Il est constitué de matières équivalentes aux tissus mous vis-à-vis des rayonnements électromagnétiques. Il comporte un squelette réel et des poumons en matière équivalente. Nous l'avons complété par les bras et jambes d'un Remcal rempli de riz. Une telle disposition ne permet pas un positionnement géométrique correct au niveau des hanches et des épaules; de plus les bras et les jambes ne possèdent pas de squelette et ne permettent pratiquement pas le positionnement des dosimètres internes.

Il serait utile d'étudier un mannequin mieux adapté à de telles reconstitutions d'irradiation et si possible en matériaux équivalents tant pour les rayonnements électromagnétiques que pour les neutrons.

### CHOIX DES DOSIMETRES

#### Dosimètres gamma

Deux types de dosimètres gamma ont été utilisés:

- des dosimètres photographiques, du type film-dosimètre, utilisés en protection, modèle PS1 du CEA et modèle CEN, qui lors d'essais de comparaison ont montré des réponses identiques
- des dosimètres thermoluminescents: des stylos MBLE au fluorure de calcium pour la dosimétrie externe et surtout des poudres de fluorure de lithium-7 (fig. 4) qui seules permettent un nombre important de points de mesure en dosimétrie interne.

Nous avons tenté d'utiliser de petites chambres d'ionisation, mais sans aucun succès, probablement à cause du degré d'humidité élevé au-dessus de la cuve pleine d'eau.

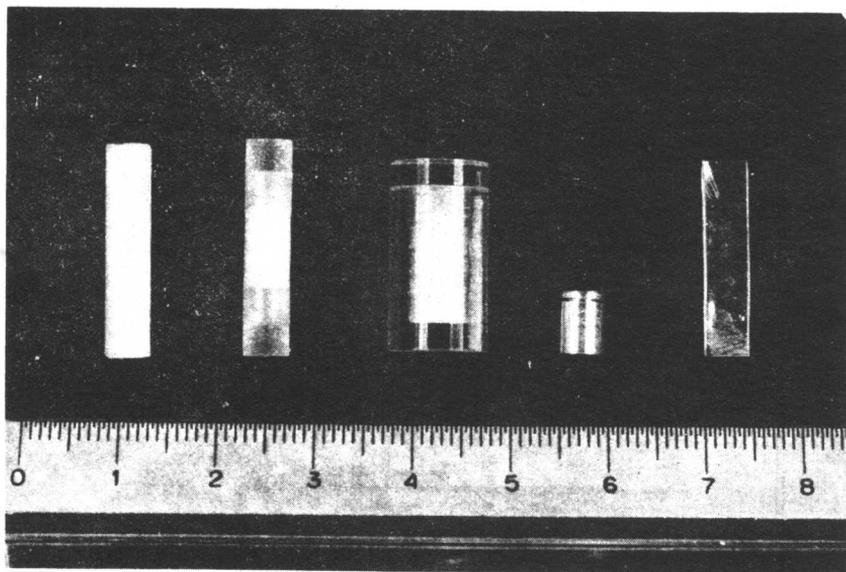


FIG. 4. Vue des différents dosimètres.

Nous décrirons surtout la méthode au fluorure de lithium qui présente les avantages suivants:

- faible encombrement (dimensions des trous dans les tranches du Rando)
- indépendance de l'énergie du rayonnement électromagnétique entre 100 keV et 30 MeV et surestimation inférieure à 20% de la dose pour les rayonnements d'énergie inférieure à 100 keV;
- insensibilité presque totale du fluorure de lithium aux neutrons
- gamme d'utilisation, pour obtenir une bonne linéarité dose-lecture, de 1 à 500 rads (fig. 5).

L'information obtenue par irradiation du fluorure de lithium est lue au moins 48 h après l'irradiation au moyen d'un appareil Conrad, modifié aux laboratoires de Fontenay-aux-Roses en ce qui concerne tant l'alimentation haute tension que la chaîne de lecture. Un appareil Conrad fourni ultérieurement assure des lectures correctes sans ces modifications.

En cours d'étalonnage, les mesures sont faites par échantillons de poudre de 30 mg et le lecteur est réglé à un rad par « digit »; dans ces conditions, en particulier grâce à l'utilisation de la même plaquette chauffante, l'écart quadratique moyen est de 5%. L'étalonnage est fait par comparaison avec une chambre d'ionisation à paroi équivalent-air placée en condition d'équilibre électronique dans le faisceau d'une source de  $^{60}\text{Co}$  collimatée.

Les lectures sont traduites en énergie absorbée en tenant compte du rapport des coefficients d'absorption comparés de l'air et du LiF pour un rayonnement gamma de 1,25 MeV.

Les lectures pour les manipulations sont faites dans les mêmes conditions. Les conteneurs utilisés pour la reconstitution, de petits cylindres

de polyéthylène, contiennent 120 mg de cristaux permettant quatre lectures par dosimètre. Dans ces conditions, la précision n'est plus que de 10% (utilisation de plaquettes chauffantes différentes).

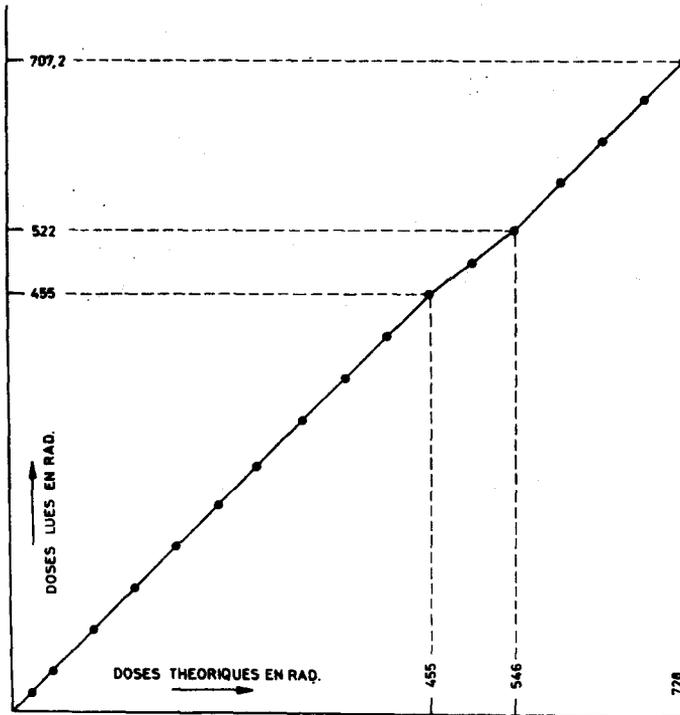


FIG. 5. Courbe d'étalonnage de la poudre LiF, type 7, utilisée à MoI.

### Dosimètres neutrons

#### Neutrons intermédiaires

Des détecteurs d'or placés dans un boîtier de cadmium ont été utilisés. Vu le peu de place disponible (trous de 5 mm de diamètre dans les tranches du mannequin), une épaisseur d'or de 1 mm a été employée afin d'augmenter la masse du détecteur, le diamètre étant limité à 3 mm. D'autre part, pour avoir une indication de l'anisotropie du flux ainsi que pour diminuer l'influence de celle-ci, la pastille d'or a été entourée de deux autres pastilles identiques. Seule la pastille centrale a été systématiquement mesurée. Lors du comptage, il existe un effet d'auto-absorption important dans le détecteur d'or, qui entraîne un comptage plus efficace des bords de la pastille affectés par l'anisotropie du flux. Afin de diminuer cet effet lors du comptage, le détecteur d'or est mesuré dans une pastille de métal non irradié, d'un Z voisin de celui de l'or. Nous avons utilisé une pastille de plomb de 1 mm d'épaisseur et de 12 mm de diamètre.

Les mesures ont été effectuées dans quatre cristaux NaI de  $1\ 3/4'' \times 2''$ , à puits, connectés à un sélecteur à 400 canaux. La durée de mesure était de 20 minutes par échantillon. La surface du pic était obtenue par intégration numérique.

Etalonnage

Nous nous sommes référés aux détecteurs d'or minces de dimensions généralement utilisées, soit des pastilles de 8 mm de diamètre et de 0,127 mm d'épaisseur.

On sait (Baumann [4]) que:

$$\frac{(R_{Cd} - 1)_0}{(R_{Cd} - 1)_x} = 0,227 \text{ pour } x = 0,127 \text{ mm}$$

Des détecteurs épais blindés à l'or et au cadmium ont été irradiés en même temps que des détecteurs minces dans un convoyeur de BR1 et dans une pile étalon. On a obtenu:

$$\left(\frac{N}{m}\right)_{\text{épais}} / \left(\frac{N}{m}\right)_{\text{mince}} = \alpha = 0,267$$

$N/m$  étant le taux de comptage sous le pic par gramme d'or.

On pourra donc passer du résultat  $N/m$  mesuré au résultat équivalent avec détecteur mince en le multipliant par  $1/\alpha$

$$\phi_{\text{épit}} = \frac{1}{\alpha} \left(\frac{N}{m}\right)_{1 \text{ mm}} \frac{M_A}{N_A} \frac{1}{R} \frac{T}{0,693} \frac{1}{IR} \frac{(R_{Cd} - 1)_x}{(R_{Cd} - 1)_0}$$

où

$\phi_{\text{épit}}$  = flux intégré par intervalle logarithmique d'énergie si  $t \ll T$

$M_A$  = masse atomique de l'or

$N_A$  = nombre d'Avogadro

$R$  = rendement du dispositif de comptage

$T$  = demi-vie du radioélément formé

$IR$  = intégrale de résonance = 1556 barns

$R_{Cd}$  = rapport cadmium

$x$  = épaisseur du détecteur

On suppose que le spectre est de la forme  $1/E$  et que les limites d'énergie sont 0,12 eV et 1 MeV, d'où  $dE/E = 15,9$ .

Le flux épithermique total sera égal à 15,9 fois le flux obtenu ci-dessus.

On a pris d'autre part la valeur indiquée par Dennis:

$$1 \text{ rad dose superficielle absorbée} = 2,81 \times 10^9 \text{ n/cm}^2$$

Neutrons thermiques

Des détecteurs d'or de  $4,5 \text{ mm} \times 20 \text{ mm} \times 0,1 \text{ mm}$  ont été placés dans des trous voisins de ceux occupés par les détecteurs sous cadmium.

On a

$$\phi_{\text{th}} = \frac{N}{m} \frac{M_A}{N_A} \frac{1}{R} \frac{T}{0,693} \frac{1}{\sigma_{\text{th}}} \frac{1}{R_{Cd}} \frac{1}{F}$$

où  $F$  = facteur de dépression du flux = 0,9

$\sigma_{\text{th}}$  = 98,8 barns.

Pour déterminer  $R_{Cd}$  on s'est basé sur le résultat d'un détecteur d'or (1 mm) sous cadmium de position voisine.

Pour les neutrons épithermiques on a:

$$\left(\frac{N}{m}\right)_{0,1 \text{ mm}} = \left(\frac{N}{m}\right)_{1 \text{ mm}} \frac{1}{\alpha'}$$

où

$$\alpha' = \alpha \frac{(R_{Cd} - 1)_{0,1 \text{ mm}}}{(R_{Cd} - 1)_{1 \text{ mm}}} = 0,267 \frac{0,227}{0,250} = 0,242$$

d'où

$$R_{Cd} = 0,242 \frac{\left(\frac{N}{m}\right)_{0,1 \text{ mm}}}{\left(\frac{N}{m}\right)_{1 \text{ mm}}}$$

On a pris d'autre part la valeur indiquée par Dennis:

$$1 \text{ rad dose superficielle absorbée} = 1,59 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2$$

#### Neutrons de fission

Les détecteurs de neutrons de fission sont des cylindres de soufre de 5 mm de diamètre et de 25 mm de large. Leur activité en  $^{32}\text{P}$  a été mesurée au compteur GM, après séparation chimique, suivant la méthode de Petersen et al. [5]. La dose en rads due aux neutrons de fission est calculée en supposant, comme l'indique Dennis, que 1 rad correspond à 10,9 dés./min g de soufre.

#### RECONSTITUTION DE LA POSITION

Elle a reposé essentiellement sur trois données.

a) L'interrogatoire de l'accidenté a lieu en deux temps, d'abord un simple interrogatoire qui a permis de faire des essais de position par des agents de tailles voisines avec prise de photographies, puis l'agent a précisé sa position en choisissant les clichés qui lui semblaient correspondre le mieux à ses souvenirs et en les corrigeant.

b) La hauteur minimale de la barre de contrôle nécessaire à la criticité prompte a été évaluée. L'accidenté tenait cette barre de la main gauche, dont la position est ainsi déterminée.

c) Enfin les mesures de l'activité des phanères prélevés en différents points du corps ont fourni des rapports entre l'irradiation des différents points du corps: tête, pubis, membres en particulier.

Les figures 6 à 8 montrent le mannequin et son positionnement à Venus lors des reconstitutions.

Afin de reproduire au mieux la position de l'opérateur, on a été amené à placer trois tranches en lucite, d'inégale épaisseur, entre les tranches du mannequin pour simuler la flexion de la colonne vertébrale.

FIG. 6. Positionnement du mannequin à Venus.

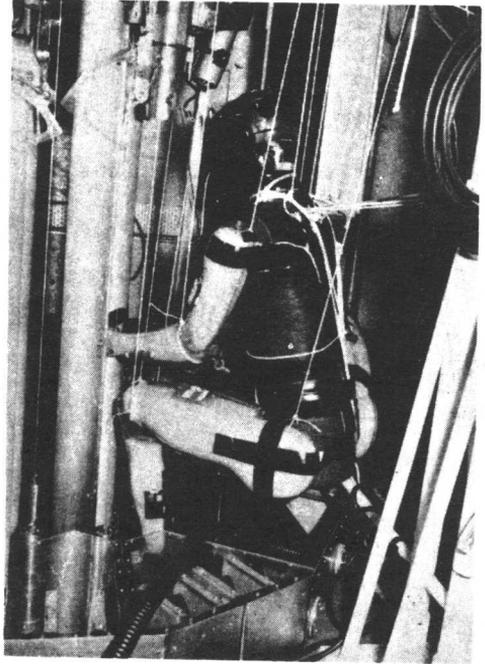
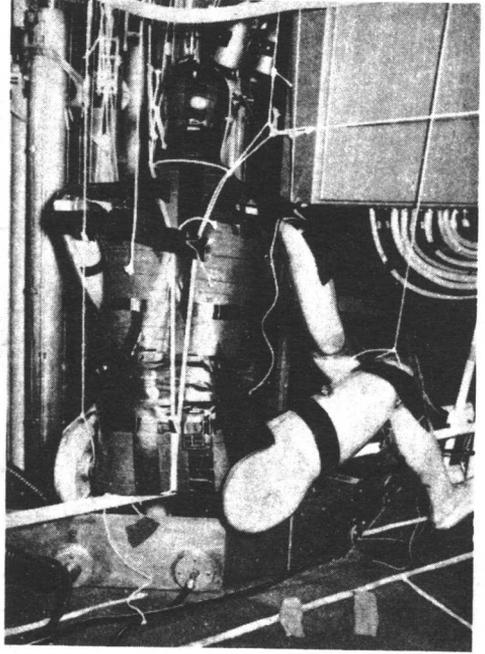


FIG. 7. Positionnement du mannequin à Venus.