Zeitschrift: Bulletin technique de la Suisse romande
Band: 90 (1964)
Heft: 4

Artikel: Protection contre les radiations ionisantes dans les hôpitaux
Autor: Lerch, Pierre
DOI: https://doi.org/10.5169/seals-66973

Nutzungsbedingungen
Die ETH-Bibliothek ist die Anbieterin der digitalisierten Zeitschriften auf E-Periodica. Sie besitzt keine Urheberrechte an den Zeitschriften und ist nicht verantwortlich für deren Inhalte. Die Rechte liegen in der Regel bei den Herausgebern beziehungsweise den externen Rechteinhabern. Das Veröffentlichen von Bildern in Print- und Online-Publikationen sowie auf Social Media-Kanälen oder Webseiten ist nur mit vorheriger Genehmigung der Rechteinhaber erlaubt. Mehr erfahren

Conditions d'utilisation
L'ETH Library est le fournisseur des revues numérisées. Elle ne détient aucun droit d'auteur sur les revues et n'est pas responsable de leur contenu. En règle générale, les droits sont détenus par les éditeurs ou les détenteurs de droits externes. La reproduction d'images dans des publications imprimées ou en ligne ainsi que sur des canaux de médias sociaux ou des sites web n'est autorisée qu'avec l'accord préalable des détenteurs des droits. En savoir plus

Terms of use
The ETH Library is the provider of the digitised journals. It does not own any copyrights to the journals and is not responsible for their content. The rights usually lie with the publishers or the external rights holders. Publishing images in print and online publications, as well as on social media channels or websites, is only permitted with the prior consent of the rights holders. Find out more

Download PDF: 06.08.2025

ETH-Bibliothek Zürich, E-Periodica, https://www.e-periodica.ch

90e année Lausanne, 22 février 1964 N° 4

BULLETIN TECHNIQUE DE LA SUISSE ROMANDE

paraissant tous les 15 jours

ORGANE OFFICIEL
de la Société suisse des ingénieurs et des architectes
de la Société vaudoise des ingénieurs et des architectes (SVIA)
de la Section genevoise de la SIA
de l'Association des anciens élèves de l'EPUL (Ecole polytechnique de l'Université de Lausanne)
et des Groupes romands des anciens élèves de l'EPF (Ecole polytechnique fédérale de Zurich)

COMITÉ DE PATRONAGE
Président: E. Martin, arch. à Genève
Vice-président: E. d'Okolski, arch. à Lausanne
Secrétaire: S. Rieben, ing. à Genève
Membres:
Fribourg: H. Gicot, ing.; M. Waeber, arch.
Genève: G. Bovet, ing.; Cl. Grosgurin, arch.; J.-C. Ott, ing.
Neuchâtel: J. Béguin, arch.; R. Guye, ing.
Valais: G. de Kalbermatten, ing.; D. Burgener, arch.
Vaud: A. Chevalley, ing.; A. Gardel, ing.; M. Renaud, ing.; J.-P. Vouga, arch.

CONSEIL D'ADMINISTRATION
de la Société anonyme du « Bulletin technique »
Président: D. Bonnard, ing.
Membres: Ed. Bourquin, ing.; G. Bovet, ing.; M. Bridel; J. Favre, arch.; A. Robert, ing.; J.-P. Stucky, ing.
Adresse: Avenue de la Gare 10, Lausanne

RÉDACTION
D. Bonnard, E. Schnitzler, S. Rieben, ingénieurs; M. Bevilacqua, architecte
Rédaction et Editions de la S.A. du « Bulletin technique »
Tirés à part, renseignements
Avenue de Cour 27, Lausanne

ABONNEMENTS

1 an	Suisse	Fr. 34.—	Etranger	Fr. 38.—
Sociétaires	»	» 28.—	»	» 34.—
Prix du numéro . . .	»	» 1.60		

Chèques postaux : « Bulletin technique de la Suisse romande », N° II 57 75, Lausanne

Adresser toutes communications concernant abonnement, vente au numéro, changement d'adresse, expédition, etc., à : Imprimerie La Concorde, Terreaux 29, Lausanne

ANNONCES
Tarif des annonces:

1/1 page	Fr. 350.—
1/2 »	» 180.—
1/4 »	» 93.—
1/8 »	» 47.—

Adresse: Annonces Suisses S.A.
Place Bel-Air 2. Tél. (021) 22 33 26. Lausanne et succursales

SOMMAIRE

Protection contre les radiations ionisantes dans les hôpitaux, par Pierre Lerch, professeur aux Universités de Berne et Lausanne.
Société genevoise des ingénieurs et des architectes : Rapport d'activité.
Société vaudoise des ingénieurs et des architectes : Assemblée générale ordinaire.
Bibliographie. — Carnet des concours.
Documentation générale. — Documentation du bâtiment. — Nouveautés, informations diverses.

PROTECTION CONTRE LES RADIATIONS IONISANTES DANS LES HÔPITAUX

par PIERRE LERCH, professeur aux Universités de Berne et Lausanne [1]

Introduction

Au début du siècle, plusieurs des chercheurs qui s'aventurèrent dans le domaine des applications biologiques et médicales des radiations ionisantes le payèrent de leur santé et même, à plus long terme, de leur vie : ils ont bien droit à l'auréole du martyre.

Actuellement, les connaissances accumulées, aussi bien en radiobiologie qu'en matière de radioprotection, permettent au travailleur sérieux de prévenir le danger ; c'est pure inconscience et attitude blâmable que de négliger de prendre toutes les mesures de radioprotection nécessaires.

En particulier, s'il fut un temps admis — les habitudes ont la vie longue — de voir le médecin radiologue et ses collaborateurs rester insouciants devant le danger des radiations et s'exposer ainsi inutilement, un changement radical d'opinion est apparu depuis quelques années. Ses répercussions sont importantes et atteignent notamment l'architecte et l'ingénieur-civil chargés de la construction ou de la transformation d'immeubles hospitaliers. Le présent article est destiné à présenter à ces constructeurs les principes de radioprotection qui pourraient leur être utiles et de les illustrer par quelques exemples de réalisations récentes.

Abrégé de radioprotection

1. *Unités et grandeurs radiologiques*

L'*activité* [Aktivität, activity] A d'une substance radioactive exprime le nombre de noyaux atomiques d'un nuclide radioactif qui se désintègrent par unité de temps. L'unité d'activité est le *curie* :

1 curie (C) $= 3{,}7 . 10^{10}$ désintégrations par seconde (dps) ;
1 mC $= 3{,}7 . 10^{7}$ dps ;
1 μC $= 3{,}7 . 10^{4}$ dps ;
1 nC $= 37$ dps $= 2{,}2 . 10^{3}$ dpm ;
1 pC $= 3{,}7 . 10^{-2}$ dps $= 2{,}2$ dpm.

[1] Nous publierons en outre très prochainement dans le même ordre d'idées les articles suivants : *E. Binggli* : « Calcul des écrans de protection contre les rayons X ». — *M. Maillard* : « Construction d'un bâtiment pour l'installation d'un bétatron et des services connexes ». — *A. Lerch, G. Lerch, P. Lerch, J.-J. Gostely* : « Installation d'un laboratoire pour la manipulation des substances radioactives ».

Le *flux* [Fluss, flux (density)] en un endroit donné est le nombre de particules qui traversent, pendant l'unité de temps, une sphère située à l'endroit considéré et dont la section est d'aire unité. Il s'exprime par le nombre de particules par cm^2 et seconde.

L'énergie des radiations ionisantes E s'exprime en *électronvolt*. C'est l'énergie acquise par un électron accéléré en parcours libre par une tension d'un volt.

1 électronvolt (eV) $= 1{,}602.10^{-12}$ erg $= 1{,}602.10^{-19}$ joule ;
1 keV $= 1{,}602.10^{-9}$ erg $= 1{,}602.10^{-16}$ joule ;
1 MeV $= 1{,}602.10^{-6}$ erg $= 1{,}602.10^{-13}$ joule.

L' *intensité (ou flux énergétique) d'une radiation* [Bestrahlungsstärke, intensity of radiation (radiant energy flux density)] I en un endroit donné est l'énergie qui traverse pendant l'unité de temps une sphère située à l'endroit considéré et dont la section est d'aire-unité. Elle s'exprime en erg/cm^2-s.

1 erg/cm^2-s $= 10^{-3}$ joule/m^2-s $= 6{,}242.10^{11}$ eV/cm^2-s.

La *quantité d'une radiation* [—, quantity of radiation] C en un endroit donné est l'intégrale de l'intensité d'une radiation pendant un temps t :

$$C = \int_t I\,dt\,; \qquad (1)$$

elle s'exprime en erg/cm^2.

La *dose d'exposition* (Bestrahlungsdosis, exposure dose] D est une grandeur définie seulement pour les rayons X ou γ jusqu'à une énergie de 3 MeV ; elle exprime la capacité de ces radiations à produire une ionisation dans l'air en un endroit donné. L'unité de dose d'exposition est le *rœntgen*. C'est une dose d'exposition telle que l'émission corpusculaire associée aux rayons X ou γ produise dans 1 cm^3 d'air sec aux conditions normales de température (0°C) et de pression (760 mmHg) (donc dans 0,001293 g d'air sec), des ions de chaque signe dont la charge est égale à une unité électrostatique CGS.

1 rœntgen (r) $= 2{,}082.10^9$ p. ions/cm^3 d'air STP $= 3{,}336.10^{-10}$ Cb/cm^3 d'air STP ;
1 mr $= 2{,}082.10^6$ p. ions/cm^3 $= 3{,}336.10^{-13}$ Cb/cm^3 d'air STP.

L'*intensité de dose d'exposition* [(Bestrahlungs-) Dosisleistung, exposure dose rate] d exprime la dose d'exposition par unité de temps :

$$d = \frac{dD}{dt} \qquad (2)$$

Le *flux énergétique par roentgen* [—, energy flux per rœntgen] E_f est un facteur défini pour les rayons X ou γ jusqu'à 3 MeV qui varie avec l'énergie des photons et permet de relier la dose d'exposition exprimée en roentgen à la quantité d'une radiation X ou γ donnée en erg/cm^2 :

$$E_f = \frac{C}{D} \qquad (3)$$

Elle s'exprime donc en erg/cm^2-r. Si l'on désigne par W l'énergie moyenne dépensée par paire d'ions formée ($W = 34$ eV $= 5{,}44.10^{-11}$erg), et par τ_a, σ_a et π_a les coefficients d'absorption (vraie) massiques, respectivement pour les effets photo-électriques, Compton et de matérialisation, on peut montrer que :

$$E_f = \frac{C}{D} = \frac{D\,.\,W\,.\,2{,}082.10^9\,.\,\dfrac{1}{0{,}001293}}{D\,(\tau_a + \delta_a + \pi_a)_{air}} = \frac{W\,.\,2{,}082\,.\,10^9}{(\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_{air}\;0{,}001293} = \frac{87{,}7}{(\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_{air}} \qquad (5)$$

Ainsi pour :

$E_\gamma =$ 10 keV	$E_f =$ 20 erg/cm^2-r
$E_\gamma =$ 20 keV	$E_f =$ 180 erg/cm^2-r
$E_\gamma =$ 50 keV	$E_f =$ 2250 erg/cm^2-r
$E_\gamma =$ 100 keV	$E_f =$ 3750 erg/cm^2-r
$E_\gamma =$ 200 keV	$E_f =$ 3300 erg/cm^2-r
$E_\gamma =$ 500 keV	$E_f =$ 2900 erg/cm^2-r
$E_\gamma =$ 1 MeV	$E_f =$ 3100 erg/cm^2-r
$E_\gamma =$ 2 MeV	$E_f =$ 3700 erg/cm^2-r

La *dose absorbée* [Energie-Dosis, absorbed dose] Δ est la quantité d'énergie délivrée par n'importe quelle radiation ionisante à l'unité de masse de la matière irradiée au point considéré. L'unité de dose absorbée est le *rad*. Elle correspond à une absorption d'énergie de 100 erg par gramme de matière.

1 rad $= 100$ erg/g $= 10^{-2}$ joule/kg ;
1 mrad $= 0{,}1$ erg/g $= 10^{-5}$ joule/kg.

La *dose intégrale absorbée* [integrale Energiedosis, integral absorbed dose] Σ exprime la quantité d'énergie qui a été délivrée dans tout ou partie de l'organisme (de masse m)

$$\Sigma = \int_m \Delta \cdot dm \qquad (5)$$

La dose intégrale absorbée s'exprime en gramme-rad (g-rad).

L'*intensité de dose absorbée* [Energie-Dosisleistung, absorbed dose rate] exprime la dose absorbée par unité de temps :

$$\delta = \frac{d\Delta}{dt} \qquad (6)$$

Pour passer de la dose d'exposition D à la dose absorbée dans l'air Δ_{air}, il suffit d'avoir recours à W, l'énergie moyenne dépensée par paire d'ions, ainsi :

$$\Delta_{air} = D \cdot \frac{2{,}082 \cdot 10^9\ W}{0{,}001293 \cdot 10^2} = 0{,}87_7 \cdot D \qquad (7)$$

puisque $W = 34$ eV $= 5{,}44.10^{-11}$ erg. La dose absorbée dans un milieu m quelconque sera :

$$\Delta_m = \Delta_{air}\,\frac{[\tau_a + \sigma_a + \pi_a]_m}{[\tau_a + \sigma_a + \pi_a]_{air}} \qquad (8)$$

D'où :

$$\Delta_m = 0{,}87_7 \cdot D \cdot \frac{[\tau_a + \sigma_a + \pi_a]_m}{[\tau_a + \sigma_a + \pi_a]_{air}} \qquad (9)$$

Pour différents milieux on trouve que 1 roentgen équivaut à :

	E_γ 30 keV	100 keV	1 MeV
Eau, tissu musculaire :	$0{,}87_5$ rad	$0{,}95_5$ rad	$0{,}97_5$ rad
Tissu graisseux :	0,51 rad	$0{,}95_5$ rad	1,01 rad
Tissu osseux :	$4{,}6_5$ rad	1,33 rad	$0{,}87_5$ rad

L'*émission spécifique de rayons* γ [γ-Dosiskonstante, specific gamma ray emission] Γ d'un nuclide radioactif est la dose d'exposition produite par le rayonnement γ non filtré d'une source ponctuelle de 1 curie de

ce nuclide à une distance de 1 mètre pendant 1 heure ; elle s'exprime donc en r.m²/C.h. Certains la définissent en considérant 1 mc, à 1 cm et l'expriment en r.cm²/mC.h.

On a :

$$1 \text{ r.m}^2/\text{C.h} = 10 \text{ r.cm}^2/\text{mC.h} = 1{,}94.10^{-18} \text{ Cb.m}^2/\text{kg}.$$

Pour les radionuclides suivants, on obtient :

Na-24	$\Gamma = 1{,}89$ rm²/Ch ;	I-131	$\Gamma = 0{,}23$ rm²/Ch
K-42	$\Gamma = 0{,}13$ rm²/Ch ;	Cs-137	$\Gamma = 0{,}34$ rm²/Ch
Fe-59	$\Gamma = 0{,}65$ rm²/Ch ;	Au-198	$\Gamma = 0{,}24$ rm²/Ch
Co-60	$\Gamma = 1{,}35$ rm²/Ch ;	Ra-226	$\Gamma = 0{,}825$ rm²/Ch.

L'*efficacité biologique relative (facteur EBR)* [relative biologische Wirksamkeit (RBW-Factor), relative biological effectiveness (RBE-factor)] η est le rapport de la dose absorbée de rayons X d'énergie égale à 250 keV, à la dose absorbée de toute autre radiation ionisante considérée, qui produit le même effet biologique. Les facteurs EBR à utiliser en pratique sont les suivants :

Rayons X et γ, électrons et rayons β :	$\eta = 1$
Neutrons jusqu'à 10 keV :	$\eta = 3$
Neutrons de 10 keV à 100 keV :	$\eta = 8$
Neutrons de plus de 100 keV, protons, rayons α :	$\eta = 10$
Noyaux de recul :	$\eta = 20$

La *dose biologique efficace (dose EBR)* [Biologische Aequivalenzdosis (RBW-Dosis), biological effective dose (RBE-dose)] R est le produit de la dose absorbée (en rad) par l'efficacité biologique relative :

$$R = \eta \cdot \Delta \tag{10}$$

L'unité de dose biologique efficace est le *rem*.

De même, on peut définir une *intensité de dose biologique efficace*, r, par :

$$r = \frac{dR}{dt} \cdot \tag{11}$$

La *dose accumulée* [akkumulierte Dosis, accumulated dose] est la somme de toutes les doses biologiques efficaces résultant d'irradiations externes ou internes qu'une personne a reçue pendant un intervalle de temps, à l'exclusion des doses provenant du niveau d'irradiation naturel et des examens ou traitements médicaux. Par *dose accumulée totale*, on entend la dose accumulée reçue par une personne depuis sa naissance.

2. *Doses maxima admissibles*

Par *dose maximum admissible*, il faudrait entendre la dose de radiations ionisantes qui, appliquée à l'homme, ne conduise à l'apparition, immédiate ou tardive, d'aucun dommage qui ne soit pas autoréparable par l'organisme sans compromettre sa santé. En d'autres termes, la dose maximum admissible devrait être celle qui ne peut être dépassée sans qu'apparaissent, précocement ou tardivement, l'un au moins des effets somatiques ou génétiques actuellement connus.

Or, malheureusement, les nombreux et divers effets des radiations ionisantes sur l'homme ne se manifestent que pour des doses de radiations éminemment variables ; il en est même, comme les effets génétiques, qui apparaissent aux doses les plus faibles et manifestent ainsi une absence de seuil d'action.

C'est pourquoi actuellement, on préfère définir la dose maximum admissible comme la dose au-dessous de laquelle les risques de lésions par les radiations ionisantes sont du même ordre que ceux liés au développement de notre civilisation, et communément acceptés par l'homme chaque jour. Ainsi par exemple, le fait de conduire son automobile, celui de fumer trois cigarettes par jour, celui de recevoir 50 rem au cours de l'existence, sont tous trois équivalents à un raccourcissement statistique de la durée de vie de 1,3 an.

La dose maximum admissible pour une personne professionnellement irradiée est actuellement fixée par la relation :

$$R = (N\text{-}18) \cdot 5 \tag{12}$$

où N est l'âge en année et R la dose totale reçue en rem.

Cette relation est valable pour une irradiation totale de l'organisme ; pour l'irradiation de certaines parties de celui-ci, les doses maxima admissibles sont plus larges, mais il s'agit de cas particuliers qui ne représentent généralement pas d'intérêt pour le constructeur. La dose maximum admissible est donc 5 rem par an pour les professionnels dès 18 ans, c'est-à-dire *100 mrem par semaine*. C'est cette dernière norme qui sera utilisée pour le calcul des écrans de protection des locaux occupés exclusivement par le personnel de service, dont l'irradiation est contrôlée en permanence.

Alors que les effets somatiques des radiations ionisantes ne touchent que la seule personne irradiée, les effets génétiques intéressent surtout sa descendance. Les irradiés porteurs de gènes radio-mutés dans leur patrimoine héréditaire, s'ils sont encore en mesure de procréer, vont transmettre ces lésions à leurs enfants, et, par là, contaminer génétiquement la population dans laquelle ils vivent. Il est donc important de définir une dose maximum admissible pour l'ensemble de la population ; comme critère, on a choisi le niveau naturel d'irradiation. En Suisse, à une altitude moyenne de 500 m, sur un sol de composition moyenne (grès + calcaire) la dose reçue par personne, due au rayonnement cosmique et à la radioactivité naturelle du sol, de l'air et de l'organisme lui-même, est d'environ 100 mrem par an, soit environ 3 à 5 rem par génération.

Partant d'une dose maximum admissible de 5 rem *per capita* pour la population dans son ensemble, la dose maximum admissible pour la généralité des personnes qui n'ont rien à faire avec les radiations ionisantes (à l'exclusion des examens et des traitements médicaux toutefois) a été fixée à 2 rem pour toute la durée de la vie. Le reste est gardé en réserve, pour permettre :

a) l'autorisation d'une dose supérieure pour les personnes professionnellement irradiées ;
b) l'autorisation d'une dose un peu supérieure pour les personnes semi-professionnellement irradiées ;
c) les traitements médicaux, les retombées radioactives des essais atomiques, les accidents, ...

Pour le constructeur, deux normes sont à retenir et s'ajoutent à la précédente. Pour les locaux ou les voies publiques, la dose maximum admissible est très basse, inférieure à *1 mrem par semaine*. Pour les locaux occupés par les semi-professionnels, classe large allant des employés de bureau au personnel de conciergerie et même aux familles vivant à proximité immédiate des établissements où sont utilisés des substances ou des appareils générateurs de radiations ionisantes, le

niveau maximum admissible est le dixième de celui permis aux professionnels, soit *10 mrem par semaine.*

3. *Irradiation interne et externe*

Préalablement il faut distinguer entre deux genres d'irradiations auxquels répondent des techniques de radioprotection foncièrement différentes :

a) l'*irradiation interne*, ou *contamination* de l'individu, par des substances radioactives introduites dans l'organisme, ou éventuellement formées dans celui-ci par des radiations ionisantes de haute énergie ou des neutrons. Plus précisément, on distingue une *contamination externe* ou superficielle, lorsque la peau seule est souillée, et une *contamination interne* lorsque des substances radioactives sont présentes à l'intérieur de l'organisme ;

b) l'*irradiation externe* de l'individu, par des sources de radiations ionisantes indépendantes de l'organisme, émettant des rayonnements de nature telle qu'ils puissent atteindre le corps.

Les installations à rayons X conventionnelles utilisées pour le diagnostic radiologique et pour la radiothérapie, de même que les installations de télégammathérapie (bombes au cobalt-60, au caesium-137, notamment), ne peuvent pas induire de radio-activité par leur rayonnement ; dans ces cas, seule l'irradiation externe est à craindre.

Les accélérateurs linéaires, van de Graaf et bétatrons qui émettent tous un rayonnement d'énergie beaucoup plus élevée induisent une radioactivité dans les tissus irradiés. Toutefois, il s'agit de nuclides radioactifs de courte vie, incapables de prolonger leur action après l'irradiation ; par surcroît, les doses dues à cette radioactivité induite sont beaucoup plus faibles que celles données par le rayonnement direct. Là encore, seule l'irradiation externe est à craindre et doit faire l'objet de mesure de radioprotection.

Lors de l'emploi de sources radioactives hermétiquement fermées (scellées), comme les aiguilles et tubes de radium notamment, seule l'irradiation externe est à craindre. Toutefois, dans l'aménagement des locaux, il ne faut pas perdre de vue que de telles sources peuvent éventuellement subir des dommages et ne plus répondre aux normes des sources scellées. Ce danger occasionnel d'irradiation doit être connu, car il représenterait d'emblée une certaine gravité. Certaines installations spéciales devront ainsi être prévues.

Enfin, l'emploi de sources radioactives ouvertes pose alors les problèmes relatifs à chacun des deux types d'irradiation. Souvent, c'est le danger de contamination qui est le plus considérable et auquel il faudra accorder l'attention la plus grande.

En effet, lors d'une contamination, l'irradiation se fait d'une manière totale : les rayons émis dans toutes les directions traversent l'organisme, sans interruption dans le temps, jusqu'à élimination complète du produit radioactif par l'organisme. Suivant le cas, le temps d'élimination peut être très long ; ainsi, lorsque la période du radionuclide est grande et que son métabolisme est de longue durée.

Lors d'une irradiation par contamination, ce sont les rayonnements les moins pénétrants (α, β) qui sont les plus dangereux, car ils laissent la quasi-totalité de leur énergie dans l'organisme. Au contraire, lors d'une irradiation externe, les problèmes les plus ardus sont posés par les rayonnements pénétrants (γ, neutrons), les écrans à utiliser pour protéger l'organisme deviennent en effet très lourds.

4. *Protection contre la contamination*

Les doses maxima admissibles données plus haut ne sont pas directement applicables au calcul de la quantité des substances radioactives tolérables dans l'organisme. Pour chaque radioélément, et pour chacune des combinaisons chimiques dont il fait partie, il est nécessaire de connaître le métabolisme dans l'organisme, et notamment le ou les organes d'accumulation et la période biologique d'élimination.

A l'aide de ces données et en se basant sur les normes de tolérance pour l'irradiation externe, les *concentrations maxima admissibles* pour chaque radionuclide ont été calculées. Par concentration maximum admissible, on entend la concentration du radioélément considéré dans l'air inhalé M_{air}, et dans l'eau de boisson M_{eau}, exprimée en $\mu C/cm^3$, qui, par une absorption continue, occasionne dans l'organe critique correspondant la dose maxima admissible. Les *organes critiques* sont ceux qui, lors de l'incorporation de radioéléments, sont le plus en danger, soit à cause de leur radiosensibilité particulière, soit à la suite d'un enrichissement sélectif du radioélément dans l'organe en question. Pour chaque radioélément enfin, on a calculé l'*activité maximum admissible* dans tout l'organisme M_{org}. D'après la valeur de cette activité maximum admissible, les radioéléments ont été classés par ordre de *radiotoxicité*, critère qui tient compte autant du comportement métabolique du radioélément que des caractéristiques des radiations ionisantes qu'il émet. Actuellement, tous les radionuclides ont été répartis en quatre classes de radiotoxicité dont voici quelques exemples :

Classe 1 (radiotoxicité très élevée) :
Sr-90 + Y-90 ; Ra-226 ; Pu-239
Classe 2 (radiotoxicité élevée) :
Ca-45 ; Fe-59 ; Sr-89 ; I-131 ; U-238
Classe 3 (radiotoxicité modérée) :
Na-24 ; P-32 ; K-42 ; Co-60 ; Au-198
Classe 4 (radiotoxicité faible) :
H-3 ; C-14 ; Cl-38 ; Cr-51 ; Kr-85

Les laboratoires où l'on travaille avec des sources ouvertes sont répartis entre quatre types A, B, C et D, suivant la classe et la quantité des radioéléments qui y sont utilisés, comme le montre le tableau :

	Radioélément			
	Type D	Type C	Type B	Type A
Classe 1	< 0,1 µC	0,1 à 10 µC	10 µC à 10 mC	> 10 mC
Classe 2	< 1,0 µC	1,0 à 100 µC	100 µC à 100 mC	>100 mC
Classe 3	< 10 µC	10 à 1000 µC	1 mC à 1 C	> 1 C
Classe 4	< 100 µC	0,1 à 10 mC	10 mC à 10 C	> 10 C

Avant de passer en revue les exigences relatives à ces quatre types de laboratoires, il est bon d'examiner quelles sont les voies principales de la contamination et par quels principes il est possible de l'éviter.

La contamination directe exige un minimum d'hygiène dans le travail que la pratique du laboratoire de chimie classique a rendu habituelle ; elle ne pose donc pas de problèmes compliqués. Mais le plus souvent, la contamination est indirecte : elle affecte d'abord les objets

et le mobilier, elle s'étend ensuite à l'organisme, d'une manière d'autant plus insidieuse que le travailleur ne pense pas à prendre des précautions en travaillant avec le matériel dont il ignore le degré de contamination. Seule une discipline de travail très stricte, dans des locaux bien étudiés, équipés des installations ad hoc, permet d'éviter presque complètement la contamination des objets et du mobilier accessibles à l'opérateur, et couper ainsi la voie à la contamination indirecte de l'organisme.

Dans les *laboratoires du type D*, il n'y a pas d'exigences spéciales à formuler.

Dans les *laboratoires du type C*, les sols et les places de travail doivent être recouvertes d'un revêtement continu et imperméable ; sur les places de travail, ce revêtement sera en outre inattaquable aux acides, aux bases et aux solvants organiques. Enfin, les matériaux utilisés pour la construction de ces laboratoires devront permettre d'entraver la propagation du feu.

Le mobilier sera réduit au strict nécessaire ; ses formes seront simples afin de faciliter nettoyage et décontamination. Un écoulement ou un récipient collecteur appropriés seront prévus pour les liquides radioactifs. Les locaux devront être efficacement aérés, éventuellement par aération forcée, en prévenant tout reflux d'air vicié.

Il est souhaitable que le laboratoire ou le groupe de laboratoires n'ait qu'une entrée, accessible aux seules personnes autorisées, et où un dispositif de contrôle de la contamination des personnes ou objets sortant puisse être installé.

Dans les *laboratoires du type B*, aux exigences précédentes s'ajoutent celles qui suivent ; les parois et les plafonds doivent être recouverts d'un revêtement lavable, résistant et imperméable. Les places de travail seront aménagées avec des hottes dont l'aération doit être forcée ; les robinets à gaz et à eau et les commutateurs électriques seront placés à l'extérieur des hottes. Les robinets à eau et les distributeurs de savon destinés à la décontamination devront pouvoir être actionnés par les pieds, les genoux ou les coudes.

Des cellules à pression réduite avec dispositif de filtration de l'air à la sortie et sas pour y introduire et en extraire le matériel seront prévues toutes les fois que les manipulations envisagées seront susceptibles de produire une contamination de l'air par vapeur, fumées, ou poussières.

Il est nécessaire de prévoir un local aménagé en vestiaire en dehors des laboratoires où le personnel pourra déposer ses vêtements de ville et s'équiper d'habits de travail spéciaux. Des armoires distinctes seront attribuées pour ranger les vêtements de ville et les habits de travail.

Dans les *laboratoires du type A*, outre les exigences précédentes, les locaux et installations devront satisfaire aux conditions suivantes. Tous les locaux seront en permanence soumis à une aération forcée : un générateur électrique de secours doit être prévu pour prendre le relai en cas d'avarie du réseau électrique ; la dépression doit croître d'un local à l'autre au fur et à mesure du danger de contamination ; l'air doit être renouvelé au moins dix fois par heure ; l'air vicié doit être filtré et évacué à l'extérieur ; en aucun cas, il ne doit pouvoir être recyclé.

En outre, toutes les manipulations devront être effectuées en cellule à pression réduite.

Enfin, le vestiaire doit comprendre une douche ; les laboratoires A ne doivent être accessibles que par le vestiaire.

Les laboratoires des types A à C devront être complétés par un local où seront entreposés les déchets radio-actifs. Les récipients collecteurs de déchets doivent être étanches à l'eau et résister à la corrosion. Des réservoirs à déchets liquides pourront être construits dans lesquels les substances radioactives ont le temps de décroître avant d'être rejetées par les égouts.

5. *Protection contre l'irradiation externe*

Il est trois moyens qui permettent de diminuer la dose de radiations reçues par les personnes, et de la rendre inférieure à la dose maximum admissible :

a) l'interposition d'écrans entre la source de radiations ionisantes et les personnes ;
b) l'augmentation de la distance séparant la source de radiations ionisantes des personnes ;
c) la diminution du temps de séjour des personnes au voisinage des sources de radiations ionisantes.

Dans les relations qui suivront, les grandeurs suivantes seront utilisées :

— Z_c, Z_s, Z_p, les doses maxima admissibles hebdomadaires, exprimées en rem/sem, pour le personnel professionnellement irradié (zones contrôlées), pour les personnes des catégories semi-professionnelles (zones surveillées) et pour la population en général (locaux ou voies d'accès publics), respectivement.
— l_c, l_s, l_p, les distances minima exprimées en m, épaisseurs des écrans comprises, qui séparent la source de radiations des zones contrôlées, des zones surveillées et des locaux ou voies d'accès publics, respectivement.
— t, le facteur d'occupation maximum (dans le temps) des zones, locaux ou voies d'accès, par personne, en tenant compte des occupations normales, et en laissant une marge pour les développements futurs. A titre d'exemple, les facteurs suivants sont généralement utilisés :
$t = 1$ pour laboratoires et ateliers, bureaux, salles d'attente ou de conférences, vestibules larges, appartements privés.
$t = 1/4$ pour les locaux de service (archives, magasins, ...), places de parc et garages.
$t = 1/16$ pour les escaliers, ascenseurs, vestibules étroits, voies d'accès, chemins et rues, de même que W.-C. et petits locaux de service.
— u, le facteur d'utilisation maximum des installations génératrices de radiations ionisantes, *dans la direction considérée*, par rapport à la durée totale de fonctionnement. (Ce facteur ne peut être utilisé que dans le calcul des épaisseurs des écrans pour la protection contre le rayonnement primaire ; il doit toujours être pris égal à 1 dans les calculs relatifs au rayonnement secondaire.)
— W_A, la charge effective hebdomadaire maximum de l'installation génératrice de radiations ionisantes exprimées en mA-mn/sem, ainsi notamment pour les appareils à rayons X.
— f, le facteur de fonctionnement de l'installation, ou temps pendant lequel l'installation est utilisée pendant une semaine.
— B, le facteur d'atténuation d'un écran de protection pour la radiation primaire.

Nous établirons d'abord les relations générales qui permettent de calculer distances ou épaisseurs des écrans de protection, dans le cas des radiations X ou γ, actuellement le plus important en pratique médicale.

Soit une source radioactive, d'activité égale à A curie, formée par un radionuclide qui émette i transitions γ d'énergie E_i MeV et de fréquence p_i, par

désintégration. L'intensité de la radiation γ à une distance mètre est :

$$I = \frac{3{,}7 \cdot 10^{10}\, A \cdot \sum_i p_i E_i}{4\pi l^2} \text{ MeV/m}^2\text{–s} \qquad (13)$$

ou :

$$I = 0{,}473 \frac{A \cdot \sum_i p_i E_i}{l^2} \text{ erg/cm}^2\text{–s} \qquad (14)$$

L'intensité de dose d'exposition est (en utilisant les relations 1, 2 et 3) :

$$d = \frac{I}{E_l} = \frac{I\,(\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_{\text{air}}}{87{,}7} \text{ r/s} \qquad (15)$$

et l'intensité de dose absorbée dans un milieu m : (relations 6 et 9)

$$\delta_m = 0{,}87_7 \cdot d \frac{(\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_m}{(\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_{\text{air}}} = \qquad (16)$$

$$= 4{,}73 \cdot 10^{-3} \cdot \frac{A \sum_i p_i E_i}{l_2} (\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_m \text{ rad/s ;}$$

enfin l'intensité de dose biologique efficace est (relations 10 et 11) :

$$r = 4{,}73.10^{-3} \cdot \frac{A \sum_i p_i E_i}{l^2} \cdot (\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_m \cdot \eta \text{ rem/s} \qquad (17)$$

Pendant une semaine, la dose biologique efficace reçue est égale à :

$$R = 2{,}86.10^3\, f \cdot u\ t \cdot \frac{A \sum_i p_i E_i}{l^2} \cdot (\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_m \cdot \eta \text{ rem} \qquad (18)$$

en l'absence de protection ; le rôle de l'écran est de réduire cette dose maxima admissible Z ; ainsi, le facteur d'atténuation doit être :

$$B = \frac{Z}{R} = \frac{3{,}5.10^{-4}\, Z \cdot l^2}{f \cdot u \cdot t \cdot A \cdot \sum_i p_i E_i \cdot (\tau_a + \sigma_a + \pi_a)\, \eta} \cdot \qquad (19)$$

Si l'on connaît la valeur de l'émission spécifique de rayons γ (voir définition au paragraphe 1), la relation précédente se simplifie ; en effet, d'après sa définition, (et comparée aux relations 14 et 15) :

$$\Gamma = \frac{0{,}473 \cdot 3600}{87{,}7} (\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_{\text{air}} \sum_i p_i E_i = \qquad (20)$$

$$= 19{,}4\, (\tau_a + \sigma_a + \pi_a)_{\text{air}} \sum_i p_i E_i \text{ rm}^2\text{/Ch}$$

et, il vient :

$$B = \frac{Z}{R} = \frac{6{,}8 \cdot 10^{-3}\, Z \cdot l^2}{f \cdot u \cdot t \cdot A \cdot \Gamma \cdot \eta} \qquad (21)$$

et comme $\eta = 1$ pour les rayons γ :

$$B = \frac{Z}{R} = \frac{6{,}8 \cdot 10^{-3}\, Z \cdot l^2}{f \cdot u \cdot t \cdot A \cdot \Gamma} \cdot \qquad (22)$$

Suivant qu'il s'agisse de l'exposition de professionnels, de semi-professionnels, ou de personnes appartenant à la population en général, les protections nécessaires seront différentes et l'on aura, respectivement :

$$B_c = \frac{Z_c}{R} = \frac{6{,}8 \cdot 10^{-3} \cdot 0{,}1 \cdot l_c^2}{f \cdot u \cdot t \cdot A \cdot \Gamma} = \frac{6{,}8 \cdot 10^{-4}\, l_c^2}{f \cdot u \cdot t \cdot A \cdot \Gamma} \qquad (23)$$

dans les zones surveillées :

$$B_s = \frac{Z_s}{R} = \frac{6{,}8 \cdot 10^{-3} \cdot 0{,}01 \cdot l_s^2}{f \cdot u \cdot t \cdot A \cdot \Gamma} = \frac{6{,}8 \cdot 10^{-5}\, l_s^2}{f \cdot u \cdot t \cdot A \cdot \Gamma} \qquad (24)$$

et pour les locaux ou voies d'accès publics :

$$B_p = \frac{Z_p}{R} = \frac{6{,}8 \cdot 10^{-3} \cdot 0{,}001 \cdot l_p^2}{f \cdot u \cdot t \cdot A \cdot \Gamma} = \frac{6{,}8 \cdot 10^{-6}\, l_p^2}{f \cdot u \cdot t \cdot A \cdot \Gamma} \qquad (25)$$

Pour les radioisotopes, la relation entre le facteur d'atténuation B et l'épaisseur de l'écran n'est vraiment exponentielle que dans le cas d'une unique transition γ, et pour des faisceaux de radiations quasi parallèles tombant perpendiculairement à la surface de l'écran.

En pratique, on aura intérêt à utiliser directement des courbes expérimentales telles que celles qui figurent dans le National Bureau of Standards Handbook, *54*, 1954. De nombreuses courbes se trouvent aussi en appendice à l'ouvrage de Braestrup et Wyckoff : *Radiation Protection*, publié par Thomas (USA) en 1958. Les courbes publiées concernent quelques-uns des principaux isotopes radioactifs utilisés en médecine (Radium, Co-60, Cs-137, Au-198, Ir-192, I-131). Elles donnent l'atténuation du rayonnement γ dans le béton, le fer et le plomb. Pour d'autres radioisotopes et d'autres matériaux, les données sont plus rares et il est souvent nécessaire de recourir à l'expérimentation.

Dans le cas des installations à rayons X, le calcul des écrans de protection suit le même chemin, en partant des données relatives à l'ampoule à rayons X : tension de pointe maximum U_p exprimée en kVp et intensité maximum J, exprimée en mA *pour cette tension*. Il faut déterminer tout d'abord la charge effective hebdomadaire maximum W_A de l'installation, c'est-à-dire le nombre de mA-mn débités pendant une semaine. La dose hebdomadaire de la radiation X reçue à une distance de l mètres de l'ampoule sera :

$$R = k \frac{W_A \cdot u \cdot t \cdot \eta}{l^2} \text{ rem} \qquad (26)$$

en l'absence de protection ; k est un facteur numérique qui donne le nombre de rad par mA-min à 1 mètre de l'ampoule et dépend de la construction de celle-ci, de la tension U_p et de la filtration du rayonnement ; cette constante joue un rôle comparable à la grandeur Γ définie pour les radio-isotopes.

L'écran nécessaire à réduire cette dose R à la valeur de la dose maximum admissible doit avoir un facteur d'atténuation égal à :

$$B = \frac{Z}{R} = \frac{Z \cdot l^2}{W_A \cdot u \cdot t \cdot k \cdot \eta} \qquad (27)$$

et comme $\eta = 1$ pour les rayons X :

$$B = \frac{Z}{R} = \frac{Z \cdot l^2}{W_A \cdot u \cdot t \cdot k} \cdot \qquad (28)$$

Suivant qu'il s'agisse de l'exposition de professionnels, de semi-professionnels, ou de personnes appartenant à la population en général, les facteurs d'atténuation seront respectivement :
dans les zones contrôlées :

$$B_c = \frac{Z_c}{R} = \frac{0{,}1 \cdot l_c^2}{W_A \cdot u \cdot t \cdot k}\,; \qquad (29)$$

dans les zones surveillées :

$$B_s = \frac{Z_s}{R} = \frac{0{,}01 \cdot l_s^2}{W_A \cdot u \cdot t \cdot k}\,; \qquad (30)$$

et pour les locaux ou voies d'accès publics :

$$B_p = \frac{Z_p}{R} = \frac{0{,}001 \cdot l_p^2}{W_A \cdot u \cdot t \cdot k}\,. \qquad (31)$$

En pratique, on déterminera les produits kB_c, kB_s et kB_p et l'épaisseur des écrans sera déterminée à l'aide de courbes expérimentales pour chaque tension de pointe utilisée. Des courbes semblables figurent dans le National Bureau of Standards Handbook, *60*, 1955, ainsi que dans l'ouvrage de Braestrup et Wyckoff cité plus haut, notamment. Les courbes publiées concernent des ampoules de filtration inhérente et d'exécution courantes ; elles sont établies pour diverses tensions de pointe entre 50 kVp et 2000 kVp et donnent l'atténuation dans le béton et le plomb. Les fabricants de béton baryté fournissent généralement les facteurs de conversion qui permettent de passer de l'épaisseur de l'écran de béton ou de plomb à celle de l'écran en béton baryté, pour chaque tension de pointe.

Les calculs précédents sont relatifs à l'irradiation primaire, provoquée par le faisceau direct des radiations émises par l'installation. Dans les directions qui ne sont jamais celles du faisceau direct, il faut calculer les écrans de protection en tenant compte des radiations secondaires :

a) radiations de diffusion produites dans le faisceau direct ;

b) radiations de fuite émanant de l'installation et résultant de l'atténuation incomplète des radiations primaires émises sous un autre angle que celui du faisceau direct utilisé.

Dans les installations médicales pour le diagnostic, ce sont les radiations de diffusion qui jouent généralement le rôle le plus grand ; par contre, dans les installations de radiothérapie ce sont les radiations de fuite qui nécessitent les protections les plus fortes. Le calcul des écrans secondaires dépend de nombreux paramètres et de conditions particulières à chaque installation ; il n'entre pas dans le cadre de cette étude de le développer. Le constructeur doit cependant avoir connaissance de ce problème et ne pas omettre ces écrans de protection secondaire, hors du faisceau de radiations directes. Quoique les épaisseurs de ces écrans soient petites comparées à celles des écrans primaires, elles ne sont généralement pas négligeables. Des difficultés de calcul précis quelquefois rencontrées conduisent à surdimensionner ces écrans : les faibles épaisseurs mises en œuvre n'entraînent généralement que peu ou pas de frais supplémentaires au constructeur.

Les matériaux formés d'éléments de masses atomiques très élevées atténuent beaucoup mieux les radiations X ou γ d'énergies inférieures à 1 MeV que ceux formés d'éléments aux masses atomiques faibles, à égalité d'épaisseur *massique*. En d'autres termes, le même *poids* de plomb, réparti sur une surface donnée, est bien plus absorbant qu'un poids égal de béton (pourtant plus volumineux). C'est pourquoi il peut être utile d'utiliser des matériaux lourds pour les écrans de protection contre les radiations X ou γ ; toutefois, lorsque la place disponible est suffisante, le prix très élevé de ces matériaux condamne leur emploi. Parmi les matériaux lourds utilisés, on utilise surtout le plomb, ou le béton baryté. Pour les fenêtres d'observation, le verre au plomb (jusqu'à une masse spécifique atteignant 6 g/cm³) ou des solutions aqueuses concentrées (bromure de zinc saturé, par exemple) seront utilisés avec intérêt.

Pour les rayonnements α et β, les épaisseurs des écrans nécessaires sont faibles. Ces radiations corpusculaires ont un parcours bien défini dans la matière, contrairement au rayonnement X ou γ dont l'atténuation est exponentielle. Il en résulte que pour déterminer l'épaisseur des écrans de protection, il suffit de connaître le parcours maximum de ces radiations dans la matière considérée. Quelle que soit la quantité de radioélément présente, l'écran aura même épaisseur, au moins égale à ce parcours.

Pour les rayons α, le parcours dans les matériaux usuels est inférieur à 0,1 mm : il n'y aura aucun problème et une dizaine de cm d'air suffisent à absorber le rayonnement ! Pour les rayons β, les parcours sont plus considérables ; entre 0,1 et 0,8 MeV, le parcours moyen est donné par la relation empirique de Pollard et Davisson :

$$\overline{P} = 407 \cdot E_{\beta\,\max} - 1{,}38 \qquad (32)$$

où l'énergie maximum du rayonnement β est donnée en MeV, et le parcours $\overline{P}$ exprimé comme une épaisseur massique, en mg/cm² du matériau considéré. Dans les mêmes unités, et pour les énergies supérieures à 0,7 MeV, il faudra utiliser la relation empirique de Feather :

$$\overline{P} = 543 \cdot E_{\beta\,\max} - 160. \qquad (33)$$

Les faibles épaisseurs de matière nécessaires rendent superflue la nécessité de prendre des matériaux lourds et compacts ; en effet, l'absorption des rayonnements corpusculaires est sensiblement indépendante de la nature de la matière traversée et ne varie qu'avec l'épaisseur *massique*. On utilisera donc avec avantage des matériaux de construction usuels tels que la brique, le bois, l'aluminium ; pour les fenêtres d'observation, le verre ordinaire ou le plexiglas conviendront très bien.

Toutefois, dans le cas des sources de radiations β intenses et de haute énergie, il faudra tenir compte du rayonnement secondaire X de freinage produit à l'intérieur des écrans et en augmenter l'épaisseur. L'intensité des radiations X de freinage peut atteindre 1 % de l'intensité des rayons β primaires, sa pénétration est plus considérable ; ce rayonnement secondaire sera d'autant moins important que le matériau utilisé est formé d'éléments de masses atomiques plus faibles.

6. *Contrôle de la radioprotection*

Lors du contrôle des dispositions prises pour la protection contre les radiations, le critère de précision ne présente qu'une importance secondaire, tant le champ de radiations à examiner est susceptible de varier entre de larges limites, dans l'espace et dans le temps. Par contre, la *sensibilité* des méthodes utilisées est primordiale, les doses maxima admissibles étant relativement

basses. Une attention toute particulière doit également être portée à la *dépendance énergétique* des détecteurs utilisés, ainsi qu'aux variations qu'ils présentent suivant la nature des rayonnements reçus : les variations de sensibilité avec la nature et l'énergie de la radiation incidente peuvent en effet être considérables. Enfin, il faut veiller également à la dépendance directionnelle de certains instruments. Le problème des contrôles peut devenir extrêmement délicat lorsque se superposent plusieurs radiations dont la nature et l'énergie initiale sont différentes. Dans le cas des champs mixtes de rayons X ou γ et de neutrons lents et rapides, le problème n'a pas toujours trouvé une solution convenable.

Des contrôles directs de l'*irradiation interne* sont très délicats, et possibles seulement dans certains laboratoires spécialisés. Ils ne présentent d'ailleurs qu'un intérêt rétrospectif en quelque sorte et nous intéressent peu ici. En effet, il vaut mieux se prémunir contre toute contamination des personnes en surveillant activement la contamination des objets et des places de travail. Cette surveillance s'effectue à l'aide de détecteurs très sensibles comme le compteur Geiger-Müller à fenêtre mince (rayons α et β) ou le compteur à scintillation (rayons γ), notamment. Elle s'exerce régulièrement en période normale de travail et ne concerne que peu le constructeur (les instruments de mesure sont portables, et souvent alimentés par piles, donc indépendants du réseau électrique). Tout au plus faut-il veiller à proscrire les surfaces mal accessibles (anfractuosités, corniches, retours ...) afin de faciliter les contrôles et permettre les travaux de décontamination éventuels.

Dans les laboratoires du type A obligatoirement, et dans les laboratoires B souvent, il faut en outre contrôler la radioactivité de l'air ; le constructeur devra donc prévoir un appareillage ad hoc, en corrélation avec les installations de ventilation, de filtration et climatisation de l'air. De tels instruments sont notamment indispensables dans le cas de la manipulation de radioéléments émetteurs de radiations α ou β molles (Radium, Carbone-14, Tritium...).

Le contrôle de l'*irradiation externe* s'effectue de deux manières complémentaires : d'abord par des mesures du champ de radiations, à la fin de l'installation des locaux, puis par des contrôles permanents de l'irradiation des personnes, durant l'exploitation. Ces deux manières ne s'excluent nullement, mais se complètent au contraire ; le contrôle de l'irradiation externe des personnes est seul capable de tenir compte des conditions réelles de l'exploitation, souvent malaisées à fixer préalablement ; le contrôle préalable de la sécurité offerte par les écrans de protection et la disposition des locaux est indispensable afin de s'assurer, avant la mise en service des installations, que les mesures de radioprotection prises sont suffisantes, dans les conditions normales d'utilisation qui ont été indiquées au constructeur. Ce dernier type de contrôle l'intéresse donc tout particulièrement.

Il concerne essentiellement les radiations très pénétrantes, rayons X et γ ; le cas des sources médicales intenses de neutrons est encore trop lointain pour conserver notre attention ici. Les mesures des rayons X ou γ s'effectuent avec des chambres d'ionisations, indépendantes, ou montées en bout sur des instruments portables. Comme les doses à mesurer sont relativement faibles, ces chambres devront avoir un volume assez grand (plusieurs dizaines de cm^3 à quelques litres) ; les chambres à gaz sous pression sont les plus sensibles. Des détecteurs à faible dépendance énergétique, comme certains compteurs proportionnels ou compteurs à scintillation, conviennent aussi bien et sont aussi très sensibles ; par contre, il faut prohiber l'emploi des compteurs de Geiger-Müller dont la dépendance énergétique est déplorable, de même que les émulsions photographiques.

De toute manière, il est indispensable que les mesures soient effectuées par des spécialistes, afin d'éviter de grossières causes d'erreurs. En particulier, il ne faut pas oublier de tenir compte des radiations de fuite autour des installations génératrices de radiations, et des radiations secondaires diffusées sur tout le trajet du rayonnement primaire.

7. *Législation en matière de radioprotection*

La loi fédérale du 23 décembre 1959 sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique et la protection contre les radiations, prévoit, dans ses articles 11 et 37, l'édiction d'une ordonnance fédérale concernant la radioprotection ; cette ordonnance est entrée en vigueur le 1er mai 1963. Dès le 1er octobre 1963, elle a été complétée par plusieurs règlements d'applications. L'ordonnance s'appuie aussi sur l'article 131 de la loi fédérale du 13 juin 1911 sur l'assurance en cas de maladie et d'accidents et sur l'article 81 de la loi fédérale du 18 juin 1914 sur le travail dans les fabriques.

Comme le dit la loi sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique, la Confédération est seule compétente en matière de législation dans le domaine de la radioprotection. Toutefois, l'ordonnance de radioprotection mise sur pied par le Service Fédéral de l'Hygiène Publique, a tenu à respecter au mieux notre esprit fédéraliste en laissant aux cantons une certaine latitude. C'est ainsi qu'en général, l'octroi des permis demandera le double accord des autorités cantonales et fédérales.

Actuellement, les demandes d'autorisation pour les installations existantes doivent être présentées au plus tôt. Des permis provisoires seront alors délivrés pour une période limitée à trois ans (cinq ans dans les cas exceptionnels). Pendant cette période, les utilisateurs auront l'obligation de rendre leurs installations conformes. Si l'on songe qu'il existe environ 6000 appareils générateurs de radiations ionisantes utilisées à des fins médicales en Suisse, sans compter les laboratoires médicaux utilisant des radioisotopes, et que les installations actuelles sont, probablement dans leur majorité, peu conformes aux nouvelles prescriptions, il est facile d'imaginer l'importance des tâches qui attendent les constructeurs eux-mêmes.

C'est dans le but de les introduire dans ce domaine relativement neuf et dans l'intention d'ébaucher une collaboration fructueuse avec les radiophysiciens, que cet article vous est présenté. Nous espérons qu'il suscitera l'intérêt des architectes et des ingénieurs constructeurs.