

**Annalen
van
de Belgische Vereniging
voor
Stralingsbescherming**

Vol.1 N° 3

Driemaandelijkse
uitgave

1976

Publication
trimestrielle

**Annales
de
l'Association Belge
de
Radioprotection**

Hoofdredacteur
Redactiesecretariaat
Juliette Wytmanstraat 14
1050 BRUSSEL

Prof. Dr. O. SEGAERT
Mme Cl. STIEVENART

Rédacteur en Chef
Secrétaire de Rédaction
14 rue Juliette Wytman
1050 BRUXELLES

INHOUD

SOMMAIRE

J. MEKERS, C. DE RAIKEM :	
Les notions de sécurité nucléaire appliquées à la construction des bâtiments I.R.E.	217
C. FALLAIS :	
L'emploi des radioisotopes à vie courte dans le milieu hospitalier.	235
F. KENNES, R. JACQUEMIN, A. REUTER :	
Les dosages radioimmunologiques	253
E. EGGERMONT, R. JACOBS, A. JANSSENS :	
De atmosferische pollutie van ^{85}Kr door de nucleaire energie	275

LES NOTIONS DE SECURITE NUCLEAIRE APPLIQUEES
A LA CONSTRUCTION DES BATIMENTS IRE

J. Mekers - C. de Raikem

Institut National des Radioéléments

21 mai 1976

RESUME

Les techniques de réalisation utilisées pour la construction du complexe IRE, les options de départ et les normes en vigueur en matière de radioprotection ont conduit tout naturellement à définir et à élaborer les principes liés à la sécurité nucléaire de ces installations. Les effluents gazeux et liquides, les résidus solides, les accès et circulations du personnel et du matériel, les protections particulières et les équipements ont fait l'objet d'une attention particulière. Il était donc indispensable d'associer l'organisme agréé de radioprotection en charge de l'IRE, aux travaux de conception, d'étude et de réalisation. Une unité de vue entre les responsables radioprotection, les utilisateurs et les constructeurs était primordiale pour obtenir une conception rationnelle et une utilisation rentable des bâtiments avec leurs équipements et pour définir les méthodes d'exploitation les mieux adaptées.

Rappelons que l'Institut National des Radioéléments est un établissement nucléaire de classe II. Il est de ce fait soumis au régime d'autorisation relevant de l'Arrêté Royal de février 1963 - article 7 - portant règlement général de la protection de la population et des travailleurs contre les dangers de radiations.

Les principes généraux qui ont guidé les études et les implantations du complexe IRE actuel sont le fruit d'une expérience de plusieurs années dans l'utilisation spécifique de nombreux laboratoires affectés à la manipulation de produits radioactifs au Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire.

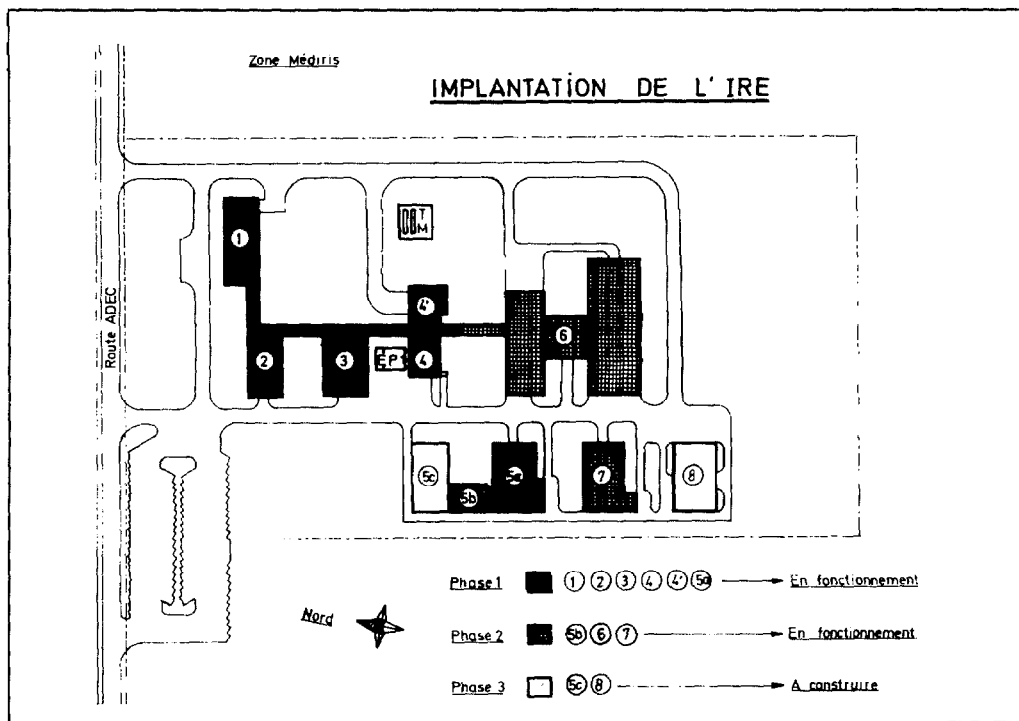
Ces options peuvent se résumer succinctement comme suit :

- une séparation "géographique" des divers bâtiments en regroupant au maximum les natures d'activités et les méthodes de travail. Cette séparation était nécessaire en fonction des émetteurs radioactifs à contrôler et à mesurer et de la différence des activités manipulées. Il était indispensable dans le cadre de l'IRE de regrouper au sein d'un bâtiment déterminé les opérations présentant des degrés de danger radioactif identiques ou similaires. L'accès à ces bâtiments comportant des zones contrôlées s'effectue par des sas dont l'équipement est adapté aux émetteurs manipulés dans ces zones ;
- l'utilisation d'une galerie technique de liaison entre les principaux bâtiments, destinée
 - . dans sa partie haute, aux passages des gaines de ventilation ;
 - . dans sa partie basse (sous-sol), au transfert des alimentations diverses de fluides et d'électricité et des récoltes d'effluents ;
 - . dans sa partie intermédiaire (niveau 0), au déplacement des personnes et du petit matériel.

L'intérêt de cette galerie réside dans la possibilité d'effectuer une surveillance aisée des équipements techniques qui y sont installés. Elle permet également des interventions rapides en cas de détérioration et des travaux faciles pour des compléments d'équipements non prévus au départ de la réalisation de ces bâtiments.
- une implantation des équipements généraux au centre du complexe IRE de façon à assurer des trajets minima pour :
 - . les diverses alimentations : électricité basse tension, fluide, eau froide et chaude, air comprimé ;
 - . la collecte des effluents froids et chauds sous forme liquide (à l'exception toutefois des rejets sanitaires évacués directement vers des fosses septiques et dont le trop plein est raccordé au réseau égout). La collecte des effluents tièdes et suspects liquides exigeait notamment une pente minimum pour récolter ces effluents par gravité. L'éloignement des cuves de récolte par rapport aux bâtiments aurait exigé soit la mise en place de pompes et cuves intermédiaires soit l'enfouissement des cuves et l'approfondissement des sous-sols des galeries de jonction ce qui aurait provoqué une augmentation non négligeable des coûts ;

- . l'évacuation des effluents gazeux c'est-à-dire l'air des laboratoires en excluant l'air du bâtiment administratif et des bâtiments techniques à bas niveau (n° 5 et 7).
- la nécessité de réaliser rapidement un bâtiment destiné à démarrer l'activité "radioimmunoassays" et cela dès la décision de créer l'IRE en octobre 1971. Cette rapidité d'action imposait obligatoirement la mise en place d'une construction utilisant les techniques de préfabrication sans se préoccuper des options ultérieures intervenant dans la conception des bâtiments 2 - 3 - 4 - 4' et 6 et déterminées par des études plus poussées.

Ces diverses options ont conduit à la réalisation actuelle du complexe IRE représenté sur la figure 1 ci-dessous.



Nous y trouvons les bâtiments suivants dans l'ordre de leur réalisation :

n° 5	- radioimmunoassays	phase initiale
n° 1	- administration)	
n° 2	- applications industrielles)	
n° 3	- molécules marquées) phase 1
n° 4-4'	- équipements généraux)	
n° 7	- contrôles)	
n° 5B	- première extension bâtiment 5)	
n° 6	- moyenne et haute activité) phase 2
n° 8	- stockage)	

Tous ces bâtiments sont opérationnels mis à part le B6 en voie d'achèvement et dont les premiers équipements spécialisés seront mis en place à partir de 1977 et le B8 dont les travaux débiteront incessamment.

Deux techniques de réalisation ont été utilisées pour la mise en place de ces bâtiments. La première, celle d'une préfabrication poussée a été adoptée au départ pour le bâtiment 5 pour les raisons exposées ci-avant. Cette méthode de travail a eu pour résultat de rendre ce bâtiment rapidement opérationnel (moins d'une année après la décision gouvernementale de créer l'IRE) et à un coût minimum. Ce succès a décidé l'IRE de poursuivre dans cette voie la réalisation des bâtiments n° 7 - contrôles (bas niveau), d'une première extension du bâtiment n°5 - radioimmunoassays (bas niveau) et du futur bâtiment n° 8 - stockages (froid). La préfabrication poussée de ces bâtiments a conduit à des réalisations correctes du point de vue "génie radioactif" et les conditions de sécurité nucléaire qui s'y trouvent réunies sont très semblables aux autres bâtiments. La seconde technique utilisée pour la réalisation des bâtiments IRE est classique (usage de matériaux conventionnels mis à part les éléments de façade en béton architectonique). L'IRE dispose ainsi d'une série de bâtiments conventionnels articulés sur une galerie de liaison à usages multiples et une autre série de petits bâtiments placés à l'extérieur et reliés aux premiers par une galerie technique en sous-sol permettant l'alimentation en fluides divers et électricité ainsi que la récolte des effluents liquides à partir et vers le bâtiment des équipements généraux.

Les techniques de réalisation utilisées pour la construction du complexe IRE, les options de départ et les normes en vigueur en matière de radioprotection ont conduit tout naturellement à définir et à élaborer les principes liés à la sécurité nucléaire des installations IRE de la façon suivante :

EFFLUENTS GAZEUX

Toutes les zones contrôlées des divers bâtiments IRE sont ventilées. Le but de ces réseaux de ventilation est de maintenir les locaux se trouvant dans ces zones sous faible dépression et d'assurer un taux de renouvellements d'air suffisant. Cette technique permet d'éviter que le personnel occupé dans ces locaux soit exposé à respirer de l'air contaminé et qu'une contamination éventuelle de cet air se répande vers des

locaux "propres" ou vers l'extérieur. Les dépressions et les débits sont généralement fixés en fonction des travaux normaux ou exceptionnels qui doivent avoir lieu dans ces locaux et des incidents possibles qu'ils peuvent faire surgir. D'une façon générale, les plus fortes dépressions se retrouveront dans les locaux "potentiellement dangereux" du point de vue contamination. Les principes de base de ventilation adoptés consistent donc à obtenir une circulation d'air de ventilation en cascade dans le sens des zones possibles de contamination, à maintenir des niveaux croissants de dépression au fur et à mesure que les possibilités de contamination augmentent et cela indépendamment des conditions d'exploitation et à assurer des vitesses d'air minimales aux ouvertures directes des équipements destinés à manipuler des émetteurs radioactifs et dans de nombreux cas aux portes de ces locaux lors de leurs ouvertures. Ces résultats sont obtenus de la façon suivante :

- pulsion par zone de bâtiment ou par bâtiment à l'aide de bouches plafonniers ou de faux-plafond perforé ;
- extraction des locaux par hottes ou enceinte ou par bouches ;
- extractions particulières pour des équipements spéciaux par des réseaux séparés (cellules blindées, boîtes à gants, sas spéciaux, etc...).

Dans le cas des bâtiments 2-3-4-4' et 6 alignés sur la galerie de jonction citée ci-avant, nous retrouvons donc des pulsions séparées au niveau du bâtiment et une ou plusieurs extractions en fonction des équipements qui y sont implantés. Toutes ces extractions en provenance des zones contrôlées sont dirigées vers l'étage du bâtiment 4' où des ensembles de filtration constitués par une série de caissons comportant des filtres absolus sont installés dans un local spécialement prévu à cet usage ce qui nécessitait également une implantation centrale. Les réseaux d'extraction des cellules blindées et boîtes à gants sont dédoublés du point de vue filtration. Cette disposition permet de "piéger" directement la contamination éventuelle de cet air et de ne pas la répandre dans le réseau de gaines allant vers le bâtiment 4'. Dans le cas du bâtiment 6, cette technique a également été appliquée à l'extraction des locaux zone contrôlée ce qui a évidemment doublé le nombre des caissons de filtration et augmenté sensiblement le coût de ces équipements. En fonctionnement, il est peu probable que le nombre de filtres à remplacer soit moins élevé avec cette technique. L'expérience des premiers réseaux indique clairement que la cause de remplacement d'un filtre sur un réseau "locaux" est son encrassement en poussières "normales" bien que l'air pulsé au départ soit un air filtré, donc exempt de poussières. Malheureusement nous avons des entrées d'air chargées de poussières du fait que ces locaux sont sous dépression dans des bâtiments non parfaitement étanches et dans lesquels des accès ont été prévus. L'utilisation de sas "personnel" et "matériel" pour ces accès ne résout pas entièrement ce problème. La double filtration augmente la sécurité et évite, en cas d'incident, la décontamination ou le remplacement de gaines. Après filtration générale au niveau étage du bâtiment 4', l'air des différents réseaux est aspiré par l'ensemble des ventilateurs implantés à l'étage du bâtiment 4 et rejeté dans une cheminée de hauteur adéquate (25 mètres du sol au faite de la cheminée) et commune à tous ces réseaux. Cette cheminée est équipée d'appareils de mesure spécifiques pour le contrôle des rejets limités aux travaux actuellement réali-

sés dans les bâtiments 2-3-4'. plus tard, ce monitoring sera étendu aux travaux du bâtiment 6 lorsque celui-ci sera rendu opérationnel. A ce jour, les contrôles H3-aérosols β - γ et Kr-85 sont effectués.

Dans le cas des bâtiments n° 5 et n° 7 du type préfabriqué, les mêmes techniques ont été utilisées pour les réseaux ventilation avec toutefois la différence que ces bâtiments disposent d'une cheminée de rejet d'air indépendante et peu importante puisqu'il s'agit dans chaque cas de bâtiments "bas niveau radioactif".

La potentialité d'un rejet total des activités ne présente aucun danger. L'ensemble des activités totales manipulées au bâtiment n° 5 - radioimmunoassays - se limite au maximum à 50 mCi C14 - 50 mCi H3 - 20 mCi I131 - 100 mCi I125 pour l'ensemble du bâtiment et 10 mCi par laboratoire.

Il a également été tenu compte lors des études des équipements de ventilation des différents points suivants :

- du bas niveau radioactif des bâtiments préfabriqués ;
- de l'orientation des vents dominants et des prises d'air pour les groupes de pulsion ;
- d'utiliser des systèmes de compensation de débits sur les réseaux cellules et boîtes à gants destinés à obtenir la vitesse de 0,5 m/s lors d'une ouverture directe d'un de ces équipements par un sas ou d'une ouverture accidentelle, par exemple, par rupture d'un gant ;
- de prévoir des verrouillages et des asservissements pour la mise en fonctionnement correct de ces réseaux ;
- d'alimenter en secours une série d'extracteurs ;
- d'implanter les extracteurs le plus près possible de la cheminée de rejet de façon à maintenir la presque totalité des gainages d'extraction sous dépression ;
- de choisir des types de filtres spécifiques aux émetteurs à piéger. Exemple : filtre au charbon pour l'iode radioactif ;
- d'utiliser des déprimomètres à tore pendulaire et à lecture directe donnant le niveau de dépression de certains locaux ;
- d'installer des clapets de fermeture aux groupes de pulsion de façon à isoler le bâtiment en cas d'arrêt pulsion et éviter de cette façon un rejet d'air de la zone contrôlée, par ce gainage ;
- de peindre les gainages d'extraction réalisés à partir d'acier galvanisé afin de limiter leur corrosion et de diminuer la rugosité du métal ;
- d'adopter des niveaux de vitesse d'air minima dans les gainages d'extraction de manière à transférer les poussières éventuelles et non à les déposer ;
- de placer des clapets étanches de fermeture en amont et en aval des extracteurs placés en parallèle pour éviter tout retour d'air intempestif.

Toutes les actions mentionnées ci-avant et non limitatives visent à améliorer la sécurité intrinsèque des équipements de ventilation nucléaire installés sur le site IRE de Fleurus.

La nature des substances radioactives et la quantité rejetée à l'atmosphère restent fonction de la nature des opérations c'est-à-dire des quantités manipulées et de la fraction produite durant ces manipulations sous forme de gaz, de composés volatils ou d'aérosols. Elle est également influencée par le traitement effectué sur ce type d'effluents c'est-à-dire de la filtration et du rendement des filtres, du lavage des gaz dans un scrubber dans le cas du réseau boîte à gant H3 et du pouvoir de rétention des filtres au charbon dans le cas des émetteurs d'iode radioactif.

Dans le cadre des phases initiales (bâtiments n° 2-3-4-4' et 5) le principal isotope manipulé à l'IRE est le tritium sous forme de gaz (H3) ou d'eau tritiée (HTO) et le carbone 14 (C14) manipulés au bâtiment n° 3-molécules marquées. Les manipulations dans les bâtiments n° 2 et n° 5 n'occasionnent normalement pas d'effluents gazeux radioactifs. L'utilisation du Kr-85 au bâtiment n° 2 ne provoque pas de perte de gaz sauf incident notable.

En ce qui concerne la phase 2 (bâtiments n° 6-7 et 8) le principal radioélément volatil est l'iode 131 et les gaz Xe 133 et Kr 85 manipulés en fortes activités. Les autres isotopes manipulés se retrouveront principalement sous forme de poussières.

EFFLUENTS LIQUIDES

L'ensemble des bâtiments "actifs" du complexe IRE actuel c'est-à-dire les bâtiments 2-3-4-5-6 et 7 comporte un quadruple réseau d'effluents que nous pouvons résumer comme suit :

- les eaux de ruissellement en provenance des toitures et des drains qui sont recueillies pour les bâtiments 1-2-3-4-4' dans deux bassins de stockage de 100 m³ situés à côté du bâtiment 4. Ces effluents permettent d'appliquer directement une dilution de nos effluents suspects. Le contrôle des eaux de ce bassin avant rejet vers le réseau d'égout permet de vérifier la conformité de l'opération. Nous recueillons uniquement les eaux de ruissellement des toitures des bâtiments 1-2-3-4-4' car ces bâtiments sont implantés dans la direction des vents dominants par rapport aux cheminées de rejet ventilation (4-5-7) et cette mesure pourrait s'avérer intéressante en cas de rejet accidentel d'air contaminé. Ce circuit n'existe pas pour les bâtiments 5-6 et 7. Les eaux de ruissellement de ces bâtiments sont envoyées directement vers le réseau d'égout ;
- les eaux sanitaires sont envoyées directement vers les fosses septiques dont le trop plein est relié au réseau d'égout ;
- les effluents tièdes et froids c'est-à-dire suspects qu'ils proviennent ou non des zones contrôlées de ces bâtiments sont recueillis dans des cuves de réception d'une capacité de 10 m³ implantées au sous-sol du bâtiment 4. Ces cuves en PVC-polyester sont au nombre de 10 : 3 cuves pour le B3, 2 cuves pour les B2 et B4, 2 cuves pour les B5 et B7 et 3 cuves pour le B6. Les cuves desservant les mêmes bâtiments sont reliées entre-elles par un trop-plein. Elles disposent d'appareils de

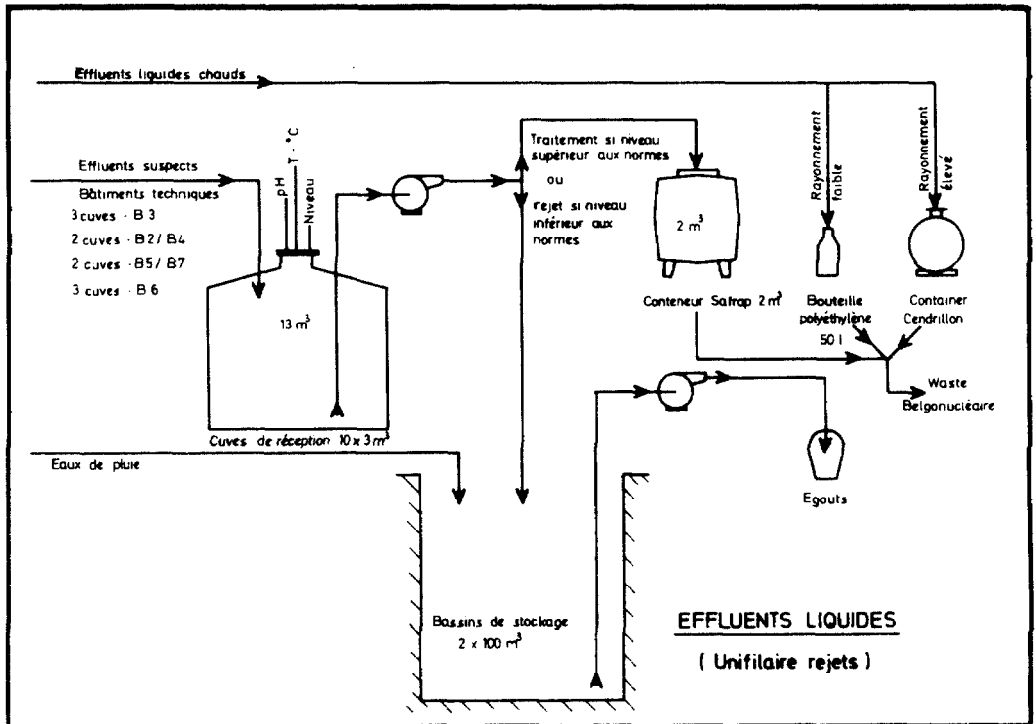
contrôle pour mesurer les niveaux, pH et température. Lorsqu'une de ces cuves est remplie, un prélèvement est effectué pour mesure radioactive. Deux cas peuvent alors se présenter :

- . la mesure est inférieure aux normes et compte tenu du volume de dilution des eaux de ruissellement recueillies dans 2 bassins de stockage de 100 m³ de capacité, le rejet via ces bassins et vers le réseau d'égout est possible. Le rejet est effectué lorsque la contamination de ces effluents ne dépasse pas 1/10 C.M.A.T. par radioélément considéré.
 - . la mesure est supérieure aux normes et un traitement spécial de ces effluents doit avoir lieu. Dans ce cas, la procédure applicable est de transférer ces effluents dans des conteneurs du type Safrap d'une contenance unitaire de 2 m³ qui sont acheminés pour traitement vers le CEN à Mol. Cette procédure est exceptionnelle et à titre informatif nous signalons qu'elle n'a pas encore été utilisée jusqu'à ce jour.
- les effluents chauds sont recueillis en bouteilles polyéthylène si leur rayonnement est faible ou en conteneur spécial du type Cendrillon si leur rayonnement est élevé. Dans les 2 cas, ces bouteilles et ces conteneurs sont envoyés pour traitement vers le CEN - Mol. Etant donné que le bâtiment n° 6 n'est pas encore opérationnel et que le conditionnement des émetteurs β - γ haute activité n'a pas encore démarré, les effluents liquides chauds sont actuellement limités aux bouteilles polyéthylène. Les effluents sont considérés comme chauds lorsque les activités dépassent 10^{-2} Ci/m³ pour l'ensemble des isotopes β - γ , 1 Ci/m³ pour les émetteurs β mous du genre C14-H3 et 2.10^{-3} Ci/m³ pour les émetteurs α . Le conteneur Cendrillon cité ci-dessus est un conteneur type B agréé. Il permet de transférer et de transporter les effluents chauds dans des conditions parfaites de sécurité. Son utilisation évite de longues canalisations et permet d'utiliser sous les cellules, des cuves facilement accessibles.

La figure n° 2 ci-dessous reprend le schéma unifilaire des rejets d'effluents liquides.

Il est évident que la tendance adoptée à l'IRE est toujours en faveur de la sécurité optimale. Nous considérons généralement que tous les effluents liquides en provenance des installations de conditionnement - boîtes à gants ou cellules blindées - sont des effluents chauds et traités comme tels.

La seule exception à cette règle de bon sens concerne les effluents utilisés dans des circuits de refroidissement qui sont généralement envoyés dans le réseau suspect.



582.017

RESIDUS SOLIDES

Il faut distinguer dans le cadre des bâtiments techniques les possibilités suivantes :

- des résidus froids en provenance des emballages venant de l'extérieur et qui ne pénètrent pas dans les laboratoires. Ces emballages sont jetés après contrôle. Nous envisageons à moyen terme l'achat d'un incinérateur qui permettrait de brûler ces résidus froids combustibles dans la plupart des cas ;
- les matières combustibles en provenance des zones contrôlées. Ces résidus sont recueillis dans des sacs P.V.C. de 15 litres à l'aide de poubelles prévues pour cet usage. Une fois remplis, ces sacs sont soigneusement fermés, entreposés au bâtiment 4 et évacués vers le CEN à Mol. Il importe que chaque sac contenant des matières contaminées soit muni d'une fiche dûment remplie par l'utilisateur. Dans tous les cas, l'agent du contrôle radiations veillera à ce que l'intensité de rayonnement en surface du sac reste inférieure à 200 mR/h ;
- les matières non combustibles, compressibles, en provenance des zones contrôlées. Nous rangeons dans cette catégorie toutes les matières

contaminées qui peuvent être introduites dans une boîte en fer blanc de capacité bien déterminée. Ces boîtes ne peuvent contenir de liquides et les matières déposées ne peuvent être ni inflammables ni explosives. La fermeture de ces boîtes est réalisée par ruban adhésif et elles sont traitées comme les sacs P.V.C. ci-dessus ;

- les matières non compressibles en provenance des zones contrôlées sont placées dans des fûts métalliques "perdus" de 220 litres. Ces résidus seront aussi secs que possible et ils ne comprendront en aucun cas des bouteilles ou des récipients de laboratoires contenant des liquides. Leur évacuation s'effectue de façon similaire aux résidus combustibles ;
- les résidus spéciaux en provenance des zones contrôlées. Ils devront être l'objet d'un traitement particulier. Il s'agit des résidus solides qui n'entrent pas dans l'une des catégories reprises ci-dessus en raison de certains facteurs tels que : rayonnement trop élevé, dimensions et poids trop importants, etc... etc... Citons notamment dans cette catégorie les résidus solides haute activité en provenance des cellules blindées de conditionnement qui seront installées au bâtiment n° 6. Le transfert de ces résidus hors cellule et leur transport vers le CEN - Mol nécessitera des conteneurs spéciaux dénommés Padirac. Ce matériel permet également des transferts inter-cellules de matériaux haute activité. Ce système d'évacuation comporte une gamme d'équipements qui allie une mise en oeuvre facile et rapide à une grande souplesse d'utilisation. Le conteneur de base étanche est du type D.P.T.E. (double-porte pour transfert étanche) système breveté CEA - La Calhène qui est placé à l'intérieur d'une coque blindée Padirac dont la protection biologique peut varier en fonction de l'activité des résidus à évacuer. Ces conteneurs Padirac sont interchangeables sur toutes les cellules blindées. L'étanchéité du transfert est réalisée par le conteneur D.P.T.E. qui vient se verrouiller sur la boîte étanche de confinement placée à l'intérieur de la cellule blindée après déplacement d'un blindage spécial constitué par des portes dites à masselottes sans pour autant rompre à aucun moment la protection biologique. Ce conteneur Padirac peut se placer dans une coque agréée type B.

ACCES ET CIRCULATIONS DES PERSONNES ET DU MATERIAL. ZONES DE TRAVAIL

L'accès et la circulation des personnes et du matériel du complexe IRE sont réglementés. Seul du personnel professionnellement exposé, nommément désigné, peut avoir accès aux installations. Les travailleurs occasionnels et les visiteurs n'ont accès aux installations qu'avec l'accord de la Direction et sous la surveillance d'un agent IRE.

Le complexe IRE actuel est ceinturé par une clôture comportant une double barrière à l'entrée et à la sortie du circuit de routes intérieures desservant l'ensemble des bâtiments. Durant les heures de prestation seules les barrières automatiques sont fermées. Elles peuvent être ouvertes par commande à distance du local "garde-huissier" situé à l'entrée du bâtiment administratif. En dehors des heures de prestation, les barrières automatiques sont fermées, de même que les portes métalliques à double battant qui assurent une protection contre les effractions. Ce double accès "matériel" réservé au charroi IRE et aux véhicules de four-

nisseurs est surveillé en permanence par un réseau T.V. au départ du local "garde-huissier". L'accès "personnes" au complexe IRE s'effectue exclusivement par l'entrée principale du bâtiment administratif. Un parking extérieur a été réalisé en bordure du complexe de manière à éviter le stationnement des véhicules du personnel à l'intérieur du site limité par la clôture de ceinture.

La circulation du personnel IRE en dehors des zones contrôlées n'est pas réglementé. Toutes les zones contrôlées sont signalées et leur accès doit impérativement avoir lieu par un sas où une procédure est affichée.

L'accès des véhicules appartenant à des entreprises extérieures est occasionnel. Ce véhicule est généralement admis, lorsqu'un préposé IRE, dûment prévenu, l'attend à un endroit adéquat pour charger ou décharger un matériel important. Des exceptions à cette règle stricte ont cependant été admises pour les entreprises en charge de la réalisation des nouveaux bâtiments à condition toutefois de rester à l'intérieur d'un périmètre clairement spécifié au départ.

Les zones de travail sont classées au niveau international suivant les normes A.I.E.A. (Agence Internationale de l'Energie Atomique) et ISO (Organisation Internationale de Normalisation). Rappelons que les normes belges reprises dans l'Arrêté Royal du 28.02.1963 sont seules valables dans notre pays. Elles ont donné lieu à un classement des aires de travail qui sont appliquées à l'IRE.

Les diverses fonctions généralement assumées dans les laboratoires IRE sont :

- la réception des matières radioactives ;
- la manipulation et le traitement de ces matières suivant un procédé préalablement testé ;
- l'expédition des produits traités ;
- l'évacuation de tous les déchets provenant de l'ensemble de ces opérations.

Le plus grand danger réside certainement dans la phase "manipulation-traitement". L'exécution de ces travaux comporte divers degrés de risques ce qui confirme l'impérieuse nécessité de partager les bâtiments en zone distinctes dans lesquelles sont effectués les travaux présentant les mêmes caractères de danger. La meilleure illustration de ce principe se trouve probablement réuni au bâtiment 6 - moyenne et haute activité - en voie d'achèvement.

Nous y trouvons 3 zones contrôlées bien déterminées :

- au niveau étage quelques laboratoires zone d'irradiation tiède dont l'accès sera réglementé par un sas. Ces laboratoires sont destinés à la mise au point de nouvelles méthodes de conditionnement et à certains travaux d'analyse. Le niveau "d'activité" est à l'échelle du millicurie. L'équipement particulier prévu se limitera à des boîtes gantées et à des enceintes de confinement ne nécessitant aucun blindage particulier.

- au niveau rez-de-chaussée, l'accès des blocs B et C, zones d'irradiation tiède, sera réglementé par un sas. Sont regroupés au bloc C, les laboratoires abritant les enceintes blindées de conditionnement, implantées en ligne contre un couloir chaud commun. La séparation des laboratoires a été réalisée au niveau des radioéléments ou groupe de radioéléments manipulés. Le chargement des cibles irradiées ou de produits radioactifs en vrac ainsi que la sortie des produits conditionnés auront lieu à partir de ces laboratoires et à l'aide de conteneurs adaptés à ces manipulations et aux cellules desservies. Par contre, les opérations présentant un risque de contamination s'effectueront dans le couloir chaud contre lequel toutes ces enceintes blindées seront accolées. Par exemple :

- . la sortie des déchets liquides et solides à l'aide de Padirac et de Cendrillon ;
- . les décontaminations poussées et régulières dont ces équipements devront faire l'objet ;
- . la remise en ordre et entretiens préventifs des cellules blindées.

Ce couloir chaud présente donc un risque potentiel certain de contamination et d'irradiation. Un sas tiède-chaud a donc été prévu pour y accéder. Un équipement spécial de manutention pour les conteneurs, l'utilisation de scaphandres du type PEDI et de tentes de confinement pour les décontaminations seront utilisés. Le couloir chaud sera à une dépression de 12 mm CE par rapport au niveau de référence qui sera pris au sas côté froid alors que les laboratoires attenants se trouveront à une dépression de 6 mm CE et les enceintes blindées à 25 mm CE. De cette façon toute fuite d'air éventuelle aura lieu dans un sens bien déterminé c'est-à-dire vers le couloir chaud ou vers l'enceinte blindée.

Des appareils fixes de surveillance sont prévus pour le contrôle de l'air des laboratoires de conditionnement (molécules marquées, moyennes activités). Des appareils de contrôle de la contamination des mains et des vêtements sont disposés dans les sas.

En fonction de la nature des travaux, des moniteurs de contamination de surface, de pollution atmosphérique et de rayonnement, sont, soit mis à la disposition du personnel des laboratoires, soit mis en oeuvre par le préposé à la surveillance (agent Contrôle Radiations).

Une dosimétrie individuelle est effectuée au moyen de film-badges, dosimètres à lecture directe ainsi que par des prélèvements (frottis, urine, etc...).

L'exposition du personnel et du voisinage est maintenu à un niveau aussi faible que possible compatible avec une exploitation normale de l'installation.

Les normes radiologiques sont celles fixées par l'Arrêté Royal du 28 février 1963 pour l'irradiation des travailleurs et pour la population (irradiations externe, interne, concentrations maxima admissibles dans l'air et dans l'eau).

Dans le cadre de l'IRE, les niveaux admissibles pour la contamination de surface sont les suivants :

$\beta - \gamma$: 50 des/dm²/sec.
 α : 5 des/dm²/sec.

PROTECTION PARTICULIERE - INCENDIE

Le risque d'incendie représente un danger certain pour les installations et le voisinage. Ses conséquences sont considérées comme l'accident le plus grave pouvant survenir aux installations. Des mesures particulières sont prises pour prévenir et lutter contre le feu. La protection contre l'incendie fait partie des attributions du service de sécurité "conventionnelle". Cette protection a été organisée. Elle repose sur des mesures préventives et actives comportant principalement :

- un circuit hydrant desservant l'IRE :
- mise en place d'extincteurs à CO₂ et à poudre (localisation déterminée de commun accord avec le service des pompiers de la ville de Fleurus).

Diverses mesures préventives ont été prises dans l'action "lutte incendie". Citons notamment :

- les installations, le choix de matériaux, etc... sont étudiés pour prévenir la naissance et le développement d'un incendie, conformément aux dispositions légales (art. 52 du RGPT) ;
- les emplacements de stockage de quantités importantes de produits radioactifs sont conçus en fonction du risque d'incendie ;
- les quantités de matières inflammables ou explosives sont limitées et stockées de manière appropriée (atmosphère ventilée, protection contre l'explosion, la chute) ;
- des responsables bâtiments ont été désignés.

En ce qui concerne les mesures dites "actives", une installation de détection d'incendie a été installée dans le bâtiment n° 3 (bâtiment présentant le plus grand risque) et sur divers équipements de ventilation (extraction bibliothèque et extraction locaux B2 et B3). De plus, les chaudières sont équipées d'un système automatique d'extinction en cas de dépassement de la température limite hors chaudière.

Des consignes écrites enjoignent à l'ensemble du personnel :

- de prévenir les responsables désignés de tout sinistre ;
- de prendre les moyens d'urgence pour circonvenir le feu et empêcher son développement.

EQUIPEMENTS PARTICULIERS

La construction des laboratoires et l'implantation de divers équipements destinés à la manipulation de produits radioactifs tient compte non seulement des dangers inhérents à tous les laboratoires de chimie classique mais aussi de ceux suscités par les risques d'irradiation externe et de contamination interne. Ces risques spécifiques entraînent obligatoirement l'utilisation d'équipements particuliers. Le danger de contamination interne est directement associé à l'absorption de matières radioactives par l'organisme. Ce danger s'apparente à celui de la toxicité chimique ou biochimique mais avec des "seuils" de concentration plus faibles (de l'ordre de 10^3 à 10^4 fois plus bas que ceux habituellement connus dans ces disciplines). La meilleure protection contre ces risques consiste à confiner et à manipuler les matières radioactives dans des enceintes de travail étanches (boîtes à gants, enceintes blindées, cellules chaudes). L'étanchéité de ces enceintes de travail et le niveau de ventilation nécessaire pour assurer la sécurité du personnel sont déterminés par la nature du travail, le type et l'activité des émetteurs radioactifs manipulés. Le rôle principal de ces enceintes est de prévenir la dispersion d'une contamination radioactive et de protéger les travailleurs de l'irradiation interne. Elle peut fournir également dans certains cas une atmosphère contrôlée. Ces enceintes de travail sont donc étudiées en fonction de ces dangers. Lorsque le risque de contamination interne est important et le niveau d'irradiation externe faible, la boîte à gants sera généralement utilisée. Si la valeur de l'irradiation externe augmente et atteint certaines normes, la boîte à gant de départ se transformera en enceinte blindée. Cette dernière est en réalité une boîte étanche entourée d'un blindage d'épaisseur adéquate. Si le blindage devient très important, l'enceinte blindée se transformera en cellule chaude dont la protection biologique est constituée par des murs en béton, le confinement étant assuré dans ce dernier cas par un revêtement intérieur spécial généralement en acier inoxydable ou par des boîtes étanches correctement disposées.

Les dangers d'irradiation externe et de contamination interne définissent le choix des méthodes et des équipements. L'utilisation d'une enceinte de travail permet d'effectuer les diverses opérations souhaitées dans des conditions déterminées c'est-à-dire adaptées à un procédé particulier et à la matière radioactive utilisée.

En raison des difficultés de procéder à l'entretien ou à la réparation d'un matériel implanté dans une enceinte blindée, nous veillons particulièrement :

- à choisir autant que possible des équipements simples facilement démontables et interchangeables ;
- à utiliser des matériaux présentant une bonne tenue aux rayonnements ;
- à dédoubler autant que possible les commandes ;
- à confiner la contamination ;
- à adopter des équipements commercialisés et largement utilisés ;
- à normaliser au maximum les équipements.

Généralement, la réalisation, après la pré-étude, de maquette en bois, grandeur nature, des enceintes blindées envisagées, permet de définir à moindre coût les solutions possibles pour les divers équipements. Cette maquette est également utilisée pour la mise au point des manipulations délicates inhérentes au procédé. L'idéal serait de disposer de ces maquettes en permanence. Malheureusement, le manque de place oblige généralement l'exploitant à les démonter.

La normalisation de divers équipements spécialisés permet d'utiliser un matériel éprouvé sur le plan de la sûreté des manipulations.

La construction des bâtiments, des laboratoires et des équipements IRE a donc été largement tributaire de nombreux articles de l'Arrêté Royal de février 1963 portant règlement général de la protection de la population et des travailleurs contre les dangers des radiations ionisantes. Il était donc important, lors de la conception des installations IRE, d'associer aux études l'organisme agréé de radioprotection en charge de l'IRE. Cette méthode de travail a permis la définition d'options de base qui ont été adaptées au fur et à mesure des divers stades de développement, en liaison directe avec les utilisateurs et les constructeurs. Les protections définies sont efficaces si elles sont contrôlées. La construction doit tenir compte des limites d'action du contrôle qui sont relativement faibles eu égard aux exigences considérables de l'hygiène provenant de la sévérité des normes à respecter. Une unité de vue entre les responsables radioprotection, les utilisateurs et les constructeurs était indispensable pour obtenir une conception rationnelle, une utilisation rentable des bâtiments avec leurs équipements et pour définir les méthodes d'exploitation les mieux adaptées.

Au fur et à mesure que s'achève la réalisation des bâtiments IRE et la mise en place des équipements, il reste à utiliser ces moyens au mieux des intérêts pour lesquels ils ont été prévus.

En conclusion :

- la séparation géographique des bâtiments et partant des diverses activités ;
- le regroupement des équipements généraux ;
- l'utilisation de galeries techniques pour les divers fluides ;
- les accès et les zones contrôlées dûment réglementées ;
- la normalisation d'équipements spécialisés ;
- la mise en place d'enceintes de confinement ;
- le choix de réseaux de ventilation assurant un sens de l'air bien déterminé, un taux de renouvellement d'air important, une cascade de dépressions alliés à des filtrations spécifiques ;
- une centralisation des alarmes ;
- le respect des normes radioprotection,

constituent les éléments essentiels intervenus dans la réalisation de l'IRE lesquels l'assurent d'une sécurité nucléaire en liaison étroite avec l'organisme agréé de radioprotection qui le contrôle.

Références

1. Manipulation sans danger des radio-isotopes. A.I.E.A. Collection Sécurité n° 1.
2. Progrès récents dans la conception de l'équipement des laboratoires de hautes activités. R. Bazire et F. Duhamel. Rapport CEA n° 1503.
3. Aspects réglementaires et pratiques de la radioprotection dans les laboratoires à isotopes. G. Penelle. Revue IRE vol. 1, n° 8 (1975).
4. Equipement normalisé pour les installations de haute activité. J. Vertut. Bulletin d'informations scientifiques et techniques du CEA - n° 189 - février 1974.
5. Principe fondamentaux de protection dans la conception et la construction des installations pour travaux sur sources radioactives non scellées. Recommandation ISO. R 1710. Juillet 1970.

SAMENVATTING : DE BEGRIPPEN VAN NUCLEAIRE VEILIGHEID TOEGEPAST BIJ
CONSTRUCTIE VAN DE I.R.E. GEBOUWEN.

De technieken die gebruikt werden voor de verwezenlijking van de bouw van het IRE-complex, de keuze die bij de start diende te worden gedaan, en de van kracht zijnde normen inzake radioprotectie hebben uit de aard der zaak geleid tot het vastleggen en het uitwerken van principes in verband met de nucleaire veiligheid van de inrichtingen. Aan de gasachtige en vloeibare afvalstoffen, de vaste afvalstoffen, de toegang en het verkeer van het personeel en het materiaal, de speciale bescherming en de uitrusting werd bijzondere aandacht besteed. Het was dan ook onontbeerlijk van bij het ontwerpen van de inrichtingen van het IRE innig samen te werken met het erkend organisme voor radioprotectie. Een eenheid van opvatting tussen de verantwoordelijken voor de radioprotectie, de gebruikers en de bouwmeesters was fundamenteel voor het bereiken van een rationele uitvoering en een rendabel gebruik van de gebouwen en hun uitrusting, alsook voor het bepalen van de meest aangepaste uitbatingsmethoden.

ZUSAMMENFASSUNG : DIE ANWENDUNG NUCLEARER SICHERHEITSKRITERIEN AUF
DEN BAU DER I.R.E. ANLAGEN.

Die technischen Lösungen beim Bau der IRE-Anlagen, die beim Beginn zu nehmenden Optionen und die bestehenden Strahlenschutznormen haben dazu geführt die Prinzipien der nuklearen Sicherheit zu definieren und auszuarbeiten. Die gasförmigen, flüssigen und festen Abfallstoffe, Zugang und Bewegung von Personal und Material, die speziellen Schutzmassnahmen und Ausstattungen wurden mit ganz besonderer Sorgfalt behandelt. Es war somit unumgänglich die Strahlenschutzüberwachung am Entwurf, den Studien und dem Bau der IRE-Anlagen, teilnehmen zu lassen. Eine einheitliche Philosophie bei den Verantwortlichen des Strahlenschutzes, den Schreibern und der Konstruktionsfirmen war eine erste Bedingung um zu einem rationellen Entwurf und einem rentablen Betrieb der Anlagen und ihrer Einrichtung zu kommen. Das gleiche galt für die Ermittlung der optimalen Betriebsbedingungen.

SUMMARY : THE ELEMENTS OF NUCLEAR SAFETY APPLIED TO THE CONSTRUCTION
OF THE I.R.E. BUILDINGS.

The techniques used for the construction of the IRE complex, the initial option which had to be chosen, and the health physics standards in force, have led in a natural way to the definition and elaboration of the nuclear safety principles for these installations. The gaseous and liquid effluents, the solid waste, the access and circulation of personnel and materials, the particular protection means and the equipments have been subjected to a particular attention. Consequently it has been necessary to involve the authorized health physics control body in charge of IRE, in the conception, the studies, and in the realisation. A common view among the persons in charge of Health Physics, the users and the contractors, was essential for a rational conception, for efficient use of the suitable exploitation methods.

L'EMPLOI DES RADIOISOTOPES A VIE COURTE DANS LE MILIEU HOSPITALIER.

FALLAIS C.J.

1 september 1976.

I.R.E. 6220 FLEURUS

RESUME :

Les différents radioéléments à vie courte utilisés en médecine nucléaire sont examinés tant sur le plan de leur préparation, de leur intérêt mais également de l'aspect de radioprotection du personnel hospitalier. L'accent est particulièrement mis sur la situation actuelle (générateurs isotopiques) et celle du futur (accélérateurs de particules).

1. Motifs de l'emploi des radioéléments à vie courte

La pratique de la médecine nucléaire est exclusivement réservée aux médecins spécialement agréés par le Ministre de la Santé Publique et de la Famille après avoir fait preuve de sa compétence et de la qualité toute particulière de ses locaux et appareillages (1). Par conséquent, médecins et personnel paramédical, qui emploient les radioéléments dans de nombreuses applications tant diagnostiques que thérapeutiques, sont confrontés au double problème de la radioprotection et de l'efficacité pratique de leur examen dans l'intérêt du malade.

Dans sa recherche du meilleur traceur radioactif pour un résultat optimal de son exploration, le médecin est guidé par trois aspects principaux :

- Il recherche le traceur qui possède la plus grande spécificité possible vis-à-vis de l'organe ou de la fonction étudiée, c.à.d. que son choix est orienté par sa connaissance du métabolisme du traceur.
- Il souhaite obtenir le signal radioactif de réponse le plus élevé possible par rapport à l'énergie dissipée par l'émission radioactive dans le tissu.
- Il établit les conditions de moindre irradiation locale et/ou totale du patient, ainsi que celles qui assurent la sécurité de son personnel.

Les deux premières considérations ont conduit à l'emploi des radioéléments de période courte (de quelques heures à quelques jours) et dont les caractéristiques de désintégration sont telles que l'énergie des radiations émises dissipée localement dans les tissus soit la

plus basse possible. Comme les techniques de détection à distance mesurent l'émission γ , la composante β du schéma de désintégration du radionuclide devra être la plus faible possible et de préférence inexistante.

Pour obtenir le meilleur signal de réponse, l'activité utilisée sera élevée et cela pour augmenter le nombre de coups enregistrés dans l'unité de temps avec pour effet immédiat d'améliorer la qualité de l'information et de raccourcir le temps de l'examen concourant ainsi au confort du malade et à l'emploi intensif de l'appareillage. Parallèlement à la recherche de ce type de radioéléments, les développements techniques des détecteurs à scintillation et des moyens de traitement de l'information ont permis cet emploi d'activité élevée avec cependant une limitation technique. En effet, les gamma-caméras ont une résolution spatiale d'une image scintigraphique limitée essentiellement pour les énergies inférieures à 300 keV par la contribution de l'ensemble détecteur-localisateur et pour les énergies supérieures à 300 keV par l'effet du collimateur (2). De plus si l'on réduit l'interaction de l'effet Compton dans l'information par l'augmentation de l'épaisseur du scintillateur, on réduit d'autant l'efficacité de la détection.

Par conséquent, les radioisotopes émetteurs γ exclusivement et dont les énergies de rayonnement sont comprises entre 100 et 300 keV sont particulièrement recherchés.

Plus récemment, l'étude d'appareillages tomoscintigraphiques a conduit à la réalisation d'une caméra dite à positrons. Celle-ci s'adresse à une nouvelle catégorie de radioéléments, les émetteurs β^+ , utilisant la propriété d'annihilation du positron au repos avec un électron du milieu en produisant une paire de photons de 0,511 MeV émis en direction opposée.

2. Nature des radioéléments à vie courte

Jusqu'à présent, la plus grande partie des radioéléments était produite en réacteur nucléaire par des réactions nucléaires du type (n,γ) , (n,p) ou (n,f) . Pour préparer des éléments à vie courte ces

réactions ne rendaient pas accessibles, les producteurs ont du innover d'autres méthodes. La première formule utilisée a été le générateur isotopique permettant d'extraire le radioélément vie courte par séparation chromatographique du radioisotope à vie longue qui lui a donné naissance après désintégration radioactive. Plus récemment, le nombre de cyclotrons augmentant et leur emploi de plus en plus orienté vers la recherche médicale ont permis de produire des radioéléments pratiquement inaccessibles sans ces nouveaux instruments. Le nombre de radioéléments répondant aux critères de choix de la médecine nucléaire s'est largement accru.

2.1. Générateurs isotopiques

Basé sur la filiation radioactive et la séparation chimique de l'élément fils de l'élément parent, l'emploi du générateur isotopique a été surtout rendu populaire par le système $^{99}\text{Mo}-^{99\text{m}}\text{Tc}$.

Les caractéristiques principales d'un bon générateur peuvent être décrites de la manière suivante :

- une différence importante entre les périodes des deux éléments parent et fils. En effet, lorsque T_x , période de l'élément parent est très grand par rapport à T_y , période de l'élément fils, on constate que l'activité A_y devient proportionnelle à celle de l'élément x, A_x . Cet équilibre de régime est atteint pour un temps T_m :

$$T_m = \frac{T_x T_y}{0,693 (T_y - T_x)} \quad \ln \frac{T_y}{T_x}$$

- une excellente séparation parent-fils. La méthode de séparation est généralement basée sur la chromatographie sur colonne, toutefois, certains techniques par extraction ont été décrites. La proportion de l'élément parent dans la préparation doit être la plus faible possible et dans le cas du générateur $^{99}\text{Tc}^{\text{m}}$, le rapport $^{99}\text{Mo}/^{99}\text{Tc}^{\text{m}}$ est de l'ordre de 10^{-5} .

TABLEAU N° 1 - GENERATEURS ISOTOPIQUES

NOM	Elément Parent			Elément Fils			
	Nature	Période	Rayonnement γ : KeV	Nature	Période	Rayonnement	KeV
Générateur $^{99}\text{Tc}^m$	Mo-99	67 h	β, γ 740	Tc- 99m	6,0 h.	IT	140
Générateur $^{113}\text{In}^m$	Sn-113	1.185 j.	EC 225	In- 113m	1,7 h.	IT	390
Générateur $^{87}\text{Sr}^m$	Y-87	80 h.	γ 480	Sr- 87m	2,83 h.	IT	388
Générateur ^{68}Ga	Ge-68	275 j.	EC	Ga-68	1,15 h.	β^+, γ	$\frac{511}{1.077}$
Générateur $^{115}\text{In}^m$	Cd-115	2,3 j.	β, γ $\begin{matrix} 490 & 230 \\ 520 & 260 \end{matrix}$	In- 115m	4,5 h.	β, γ	335
Générateur ^{128}Cs	Ba-128	2,43 j.	EC $\begin{matrix} 134 \\ 274 \end{matrix}$	Cs-128	3,8 min.	β^+, γ	$\frac{511}{443}$
Générateur ^{132}I	Te-132	77,7 h.	$\bar{\beta}, \gamma$ 231	I-132	2,4 h.	$\bar{\beta}, \gamma$	$\frac{670}{730}$
Générateur $^{137}\text{Ba}^m$	Cs-137	30 ans	$\bar{\beta}$	Ba- 137m	2,55 min.	IT	662
Générateur $^{81}\text{Kr}^m$	Rb-81	4,7 h.	β^+, EC 253	Kr- 81m	13 s.	IT	190
Générateur $^{191}\text{Ir}^m$	Os-191	15,0 j.	$\bar{\beta}$ -	Ir- 191m	4,9 s.	IT	129
Générateur $^{83}\text{Kr}^m$	Rb-83	83 j.	EC 530	Kr- 83m	1,86 h.	IT	9
Générateur ^{82}Rb	Sr-82	25 j.	EC $\begin{matrix} 950 \\ 400 \end{matrix}$	Rb-82	1,3 min.	β^+	511

- l'élément fils doit avoir les caractéristiques radioactives correspondant aux critères décrits précédemment (période, rayonnement γ de 100-300 KeV).
- l'élément fils doit permettre de marquer différents composés pour élargir sa gamme d'emploi.

Le tableau n° 1 donne les différents générateurs exploités actuellement. Cette liste n'est pas limitative, mais certains couples parent-fils ne sont pas utilisés sous forme de générateur soit parce que leurs caractéristiques physiques ne soient pas d'un intérêt évident, soit que le mode de production de l'élément parent soit difficilement réalisable ou coûteux.

Historiquement, c'est le générateur ^{132}I qui fut le premier utilisé, mais déjà en 1960 Richards (3) proposait le générateur $^{99}\text{Tc}^{\text{m}}$. Par la suite, Stern et Coll (4) recommandait l'usage du générateur d' $^{113}\text{In}^{\text{m}}$ en 1966. Depuis, l'évolution de la médecine nucléaire a particulièrement développé l'emploi de ces deux radioéléments d'autant plus que de nombreux composés marqués ont été préparés (tableaux n° 2 et n° 3).

En dehors de ces molécules, de nombreuses études s'intéressent à de multiples marquages tels que ceux de l'inuline, le lysosome, la ribonuclease, la streptokinase, l'urokinase, les plaquettes, la caséine, la caséidine, le lactobionate ... etc. Le potentiel d'utilisation du $^{99}\text{Tc}^{\text{m}}$ en est largement étendu et les applications médicales de cet isotope couvrent largement les 3/4 de la médecine nucléaire dans ses actes de diagnostic.

2.2. Isotopes cyclotron

On réunit généralement sous cette appellation les radioéléments produits par le bombardement de cibles au moyen de particules chargées accélérées. Le cyclotron est un accélérateur particulier dans lequel le parcours des particules s'inscrit sur une trajectoire en spirale.

TABLEAU N° 2 - MOLECULES MARQUEES PAR LE TECHNETIUM 99^m

Nature du composé		Nature de l'examen		Activité utilisée	Remarques
Pertechnetate	TcO ₄ ⁻) scintigraphie	thyroïde	1 - 2 mCi	éluat
)	estomac	0,5 - 1 mCi	
)	cérébrale	1 - 15 mCi	
)	gl. salivaires	2 - 5 mCi	
)	articulations	5 - 10 mCi	
)	oeil	2 - 5 mCi	
)	angioencephalographie	10 - 20 mCi	
)	angiocardigraphie	5 - 10 mCi	
<u>Colloïdes</u>	Tc ₂ S ₇) scintigraphie	foie	1 - 2 mCi	trousses de préparation (avec S, Re ₂ S ₇ , Sb ₂ S ₃)
)	moelle osseuse	5 - 10 mCi	
)	rate	1 - 2 mCi	
)			
)			
	avec Re ₂ S ₇)			
	avec S)			
	avec Sb ₂ S ₃)			
<u>Dérivés phosphorés</u>	P ₂ O ₇ (PO ₄) _n) scintigraphie	os	5 - 15 mCi	trousses de préparation
)			
)	myocarde	2 - 5 mCi	
)	(pyrophosphate uniquement)		
)			
)			
)			
)			
	HEDP)			
	MDP)			
	ACPA)			

Nature du composé	Nature de l'examen	Activité utilisée	Remarques
<u>Agrégats</u> hydroxide ferreux $\text{Fe}(\text{OH})_2$ macroagrégats d'albumine microsphères > 15 μ microsphères < 15 μ 1 - 3 μ)scintigraphie poumon)) radiocoronographie scintigraphie poumon (ventilation)	2 - 5 mCi 0,5 - 1 mCi 1 - 5 mCi	trousse trousse
Albumine	études sanguines débit volume scintigraphie placenta coeur cisternographie radiocardiographie	0,1 - 0,5 mCi 0,5 - 2 mCi 2 - 10 mCi 5 - 10 mCi	trousse de préparation
DTPA	scintigraphie cérébrale filtration rénale (glomérulaire)	5 - 15 mCi 1 - 5 mCi	trousse de préparation
Fer-ascorbate	scintigraphie rein	1 - 5 mCi	trousse
Gluconate Glucoheptonate	scintigraphie rein	1 - 5 mCi	trousse
Ac. dimercaptosuccinique DMSA	scintigraphie rein étude fonctionnelle rein	1 - 2 mCi 2 - 5 mCi	trousse de préparation

Nature du composé	Nature de l'examen		Activité utilisée	Remarques
Pénicillamine	scintigraphie	rein	1 - 2 mCi	en développement
Tétracycline	scintigraphie	coeur	1 - 2 mCi	en développement
Phytate	scintigraphie	foie	1 - 2 mCi	en développement
Fibrinogène	détection	thrombose	1 - 5 mCi	en développement
	scintigraphie	articulations	1 - 5 mCi	
Bléomycine	détection	tumeur	5 - 20 mCi	en développement
<u>Eléments sanguins</u>				
hématies	études sanguines	débit-volume	0,1 - 0,5 mCi	trousse
	scintigraphie	placenta-coeur	2 - 5 mCi	
hématies thermodégradées	scintigraphie	rate	1 - 2 mCi	
leucocytes	détection	thrombose	1 - 3 mCi	en développement

TABLEAU N° 3 - MOLECULES MARQUEES PAR L'INDIUM 113^m

Nature du composé	Nature de l'examen	Activité utilisée	Remarques
Chlorure d'indium : InCl_3 avec gelatine, pH_3	études sanguines volume sanguin débit cardiaque scintigraphie coeur placenta	25 - 100 μCi 2 - 5 mCi	trousse
Chlorure d'indium : InCl_3 pH_2	idem		éluat (injection lente)
Albumine	idem		trousse
DTPA	scintigraphie cérébrale	2 - 10 mCi	trousse
Colloïdes $\text{In}(\text{OH})_3$ $\text{Fe}(\text{OH})_3$	scintigraphie moelle osseuse reticulaire rate poumon	5 - 10 mCi 1 - 2 mCi 2 - 5 mCi	 trousse
Agrégats d'albumine	poumon	2 - 5 mCi	trousse
Microsphères d'albumine	poumon	2 - 5 mCi	trousse
Sulfure In_2S_3 + Re_2S_7	foie	1 - 3 mCi	

C'est l'accélérateur généralement utilisé pour les applications biomédicales dans quelques grands centres de recherche médicale.

Depuis quelques années, l'exploitation d'accélérateurs de particules a attiré l'attention de quelques producteurs et c'est ainsi que quelques radioéléments sont maintenant disponibles.

Bien que le nombre de réaction de formation soit théoriquement très élevé, différentes limites existent, notamment par le nombre de particules chargées que l'on peut accélérer, par les énergies que l'on peut atteindre, par la nature des cibles et par le coût élevé que cet appareil peut requérir pour son fonctionnement.

Parmi les radioisotopes actuellement produits et exploités médicalement (tableau n° 4), nous pouvons distinguer 4 grandes catégories obtenues par l'examen de deux propriétés essentielles la période et la nature du rayonnement émis. Il s'agit de :

. émetteurs	γ et β, γ	à vie très courte	(< 2 heures)
. émetteurs	β	à vie très courte	(< 2 heures)
. émetteurs	γ et β, γ	à vie courte	(> 2 heures)
. émetteurs	β	à vie courte	(> 2 heures)

3. Nature de l'emploi des isotopes vie courte

Suivant leur nature, leur période, le but de leur utilisation, les radioéléments à vie courte seront manipulés plus ou moins longuement par le personnel médical.

Lorsqu'il n'y a aucune opération de marquage, la manipulation se décompose en deux opérations distinctes : la préparation de la dose en seringue et l'injection au patient. Comme les activités administrées sont généralement supérieures au mCi, il est nécessaire de prévoir un protège-seringue en Pb avec fenêtre au verre en Pb pour atténuer la dose d'irradiation provoquée par l'émission γ .

TABLEAU N° 4 - RADIOISOTOPES OBTENUS PAR CYCLOTRON

Nature	Période	Emission	Type de détection
C-11	20,3 minutes	β^+	511 KeV
N-13	10,0 minutes	β^+	511 KeV
O-15	2,03 minutes	β^+	511 KeV
F-18	110 minutes	β^+	511 KeV
K-43	22 heures	$\bar{\beta}, \gamma$	370 KeV (85 %)
Cr-48	23 heures	EC	117 KeV (95 %) - 310 KeV (100 %)
Fe-52	8,2 heures	$\bar{\beta},$ EC	165 KeV (100 %) - 511 KeV
Ga-67	3,2 jours	EC	184 KeV (24 %) - 290 KeV (22 %)
Se-73	7,1 heures	$\bar{\beta},$ EC	360 KeV (95 %) - 511 KeV
Rb-81	4,7 heures	$\bar{\beta},$ EC	450 KeV (23 %) - 511 KeV
Kr-81 ^m	13 secondes	EC	190 KeV (100 %)
Kr-87	78 minutes	EC	403 KeV (100 %)
Y -87 (Sr-87 ^m)	80 heures (2,8 h.)	EC	480 KeV - Sr-87 ^m 390 KeV
In-111	2,8 jours	EC	173 KeV (89 %) - 247 KeV (94 %)
I -123	13,3 heures	EC	159 KeV (83 %)
Xe-127	36 jours	EC	170 KeV (22 %) - 200 KeV (65 %)
Cs-127	6,2 heures	$\bar{\beta},$ EC	125 KeV (10 %) - 410 KeV - 511 KeV
Cs-129	32 heures	EC	375 KeV (73 %) - 416 KeV (73 %)
Tl-201	74 heures	EC	135 KeV (10 %) - 170 KeV (10 %)
Pb-203	52 heures	EC	280 KeV (81 %)
At-211	7,2 heures	$\alpha,$ EC	α 5860 KeV - γ 670 KeV

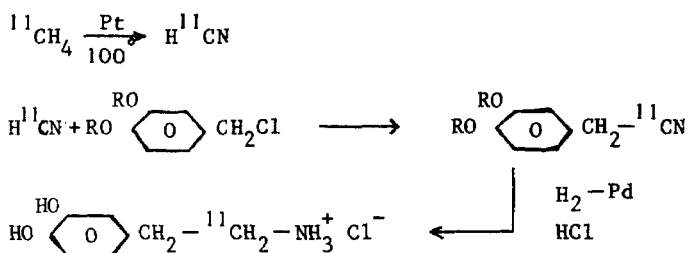
Parmi les isotopes cyclotron, l'incorporation des ^{11}C , ^{15}O , ^{13}N , ^{38}S voire ^{123}I dans de nombreuses molécules organiques complexes demande des mesures de protection efficaces lors des manipulations chimiques, notamment écrans en Pb, cellules blindées, commandes de l'appareillage à distance ou télémanipulations.

Les deux exemples suivants illustrent aisément ce besoin.

Exemple A : synthèse de dopamine ^{11}C . (5)

durée : synthèse + contrôle rapide - 2 heures
 rendement chimique : + 25 %
 activité utile souhaitée : 10 mCi
 activité ^{11}C mise en oeuvre : \pm 2 Ci

Schéma de marquage :



Exemple B : marquage de fibrinogène par ^{123}I

durée : marquage + contrôle - 6 heures
 rendement : par ICl 40 %
 activité utile souhaitée : 10 mCi
 activité mise en oeuvre : \pm 35-40 mCi

Dans le cas du marquage par le technetium $^{99\text{m}}\text{Tc}$ la manipulation débute par l'élution du générateur. Bien que les moyens d'élution soient généralement aisés et rapides, il est nécessaire de tenir compte des activités présentes. Les générateurs les plus fréquemment utilisés ont une activité de 150 à 300 mCi. Par l'effort de postcalibration de 2 ou 3 jours pratique par les producteurs de générateurs, certaines élutions donnent jusqu'à 400 - 500 mCi $^{99\text{m}}\text{Tc}$. Il est donc utile de

TABLEAU N° 5 - EPAISSEUR Pb - ATTENUATION AU 1/10

Isotope	Epaisseur Pb 1/10	Activité	Epaisseur Pb nécessaire
^{99}Mo	30 mm	1 Ci	50 mm
$^{99}\text{Tc}^m$	4,5 mm	1 Ci	15 mm
$^{113}\text{In}^m$	13 mm	1 Ci	50 mm
$^{87}\text{Sr}^m$	12 mm	1 Ci	50 mm
^{87}Y	15 mm	1 Ci	60 mm
^{123}I	4,8 mm	1 Ci	20 mm
^{18}F	5,2 mm	1 Ci	30 mm

travailler en respectant les règles de sécurité élémentaires, écran et conteneurs Pb, durée minimum et strictement limitée au séjour nécessaire auprès de l'installation. La surveillance doit s'exercer au niveau de l'irradiation totale corporelle mais surtout au niveau des extrémités par l'usage de dosimètres doigt. Cette obligation est encore accrue lors des opérations de marquage où, seul, le $^{99}\text{Tc}^m$ sera responsable de l'irradiation.

Au delà de l'irradiation, il est utile de veiller avec attention à la dispersion de contamination et de ne pas trop avoir confiance dans la brièveté des périodes de ces radioisotopes. En effet, si le temps de quelques heures ou quelques jours permet de réduire fortement le niveau de contamination d'un objet ou d'un lieu de travail, la répétition journalière des manipulations risque de conduire à des contaminations internes par inhalation ou ingestion. Définir des limites de travail, employer hotte ou boîte à gants, utiliser des bacs pour y placer les objets ou récipients actifs ou contaminés sont les premières précautions. Par la suite, mesurer et éliminer immédiatement toute trace d'activité détectée est la meilleure façon d'éviter les incidents de contamination. A côté de ces pratiques de travail, il semble nécessaire de rappeler que limiter le temps d'intervention en préparant préalablement le maximum des réactifs ou appareils et en s'écartant de la zone de travail pour tout travail non actif.

Au delà du port des badges, stylos et dosimètres doigt, un moniteur d'ambiance et un moniteur de mesure de surface doivent être à portée du manipulateur.

Le tableau n° 5 donne quelques valeurs d'atténuation des rayonnements par le plomb, ainsi que quelques estimations d'épaisseur pour manipuler certaines activités dans des limites de sécurité généralement admises.

4. Conclusions

L'emploi des générateurs isotopiques a augmenté sensiblement le niveau d'activité manipulée par le personnel hospitalier. La prépa-

ration des différents composés en chambre chaude permet de limiter le problème des doses absorbées à un personnel technique qualifié mais le caractère routinier de ces manipulations demande une surveillance continue et attentive. L'introduction des radioéléments obtenus par cyclotron va confirmer cette situation et dans le cas où des composés marqués par des éléments de période inférieure à 1 heure, il sera nécessaire de travailler avec des moyens techniques de protection nettement plus lourds.

Un effort de surveillance doit être tout particulièrement consacré à l'examen des doses d'irradiation émises par les seringues d'injection et par le malade lui-même.

Au point de vue contamination, le contrôle fréquent des objets et locaux doit être effectué dans le délai le plus bref possible après manipulation. Le contrôle du personnel par moniteur mains-pieds doit être recommandé au sortir des chambres chaudes de préparation afin de détecter les contaminations par ces radioéléments à vie courte.

BIBLIOGRAPHIE

- (1) A.R. du 28 février 1963. Moniteur Belge du 16 mai 1963.
Chapitre VI.
- (2) ANGER H.O. Radioisotope Cameras.
Instrumentation in Nuclear Medicine Vol. I. Academic N.Y. 1967.
p. 485 - 552.
- (3) RICHARDS P. The technetium-99m generator BNL 9601.
- (4) STERN H.S., GOODWIN D.A., WAGNER H.N. :
Nucleomics 24 - n° 10 - 57 - 59 - 1966.
- KRAMER H.H., STERN H.S. :
J. Nucl. Med. 7. 365 - 1966.
- (5) FOWLER J.S., ANSARI A.N., ATKINS H.L. :
J. Nucl. med. 14. 867 - 869 - 1973.

BIBLIOGRAPHIE GENERALE

- (6) Traité de Médecine Nucléaire Flammarion 1975.
Ed. G. MEYNIEL et al.
- (7) Radiopharmaceuticals
Ed. G. SUBRAMANIAN and al.
The Society of Nuclear Medicine,
Inc. NEW-YORK - 1975.
- (8) Journal of Nuclear Medicine.
(années 1970 - 1976).

SAMENVATTING : HET GEBRUIK VAN KORTLEVENDE RADIOISOTOPEN IN HOSPITALEN.

De verschillende kortlevende radioelementen die gebruikt worden in de nucleaire geneeskunde, worden onderzocht, niet alleen op vlak van hun bereiding en van hun nut, maar ook op gebied van de bescherming van het ziekenhuispersoneel tegen stralingen.

Het accent wordt in het bijzonder gelegd op de situatie van nu (isotopische generatoren) en deze van de toekomst (cyclotron).

ZUSAMMENFASSUNG : KURZLEBIGE RADIOISOTOPE INS HOSPITAL

Verschiedene Kurzlebige Radioisotope aus dem Bereich der Nuklear-medicin werden während des Produktionsprozesses nicht nur auf medizinischen Gebiet untersucht, sondern auch strahlenschutzseitig getestet im Hinblick auf des Phlegepersonal.

Im besonderen wird Wert gelegt auf den augenblicklichen Zustand (Radioisotopen-Generatoren) und auf zukünftigen Behandlungen mit Produkten die im Zyklotron erzeugt werden.

SUMMARY : SHORTLIVING RADIOISOTOPES USED IN HOSPITALS

Different short-lived radioisotopes used in nuclear medicine are described not only in terms of preparation, medical interest, but also in respect of the radiation dose for the hospital workers.

Specially the actual use (radioisotope generators) and the future medicine with cyclotron products are discussed.

LES DOSAGES RADIOIMMUNOLOGIQUES

Principes et applications

KENNES F., JACQUEMIN R., REUTER A.

Institut National des Radioéléments

6220 FLEURUS - Belgique

7 juillet 1976

RESUME :

Les principes généraux du radioimmunoassay sont rappelés ainsi que les conditions essentielles pour la réalisation d'un dosage radioimmunologique valable. Nous décrivons également un modèle mathématique simple pour l'expression des résultats et quelques applications importantes.

INTRODUCTION

Le radioimmunoassay est une méthode de dosage qui nécessite la présence d'un traceur. Un certain nombre d'isotopes radioactifs se prêtent bien à cette fonction. Les plus employés sont les émetteurs β : H^3 et C^{14} et les émetteurs γ , I^{125} et I^{131} . La préférence est généralement accordée aux émetteurs γ pour lesquels les méthodes de comptage sont plus simples et ne requièrent pas l'addition de mélange scintillant. Plus récemment, certains chercheurs ont tenté de remplacer la mesure radioactive par une mesure colorimétrique, liée à une réaction enzymatique. Toutefois cette modification ne permet pas d'atteindre le même degré de sensibilité. Le dosage radioimmunologique est appliqué principalement dans les laboratoires cliniques.

Le dosage radioimmunologique ou radioimmunoassay, selon la littérature anglo-saxonne, est une méthode micro-analytique grâce à laquelle on peut déterminer des concentrations de substance au niveau du nanogramme voire même du picogramme, ce qu'il est impossible de réaliser avec les méthodes chimiques classiques, dans des mélanges complexes, tels les milieux biologiques. Grâce aux radioimmunoassays, il est devenu possible de doser presque toutes les hormones dans les liquides biologiques,

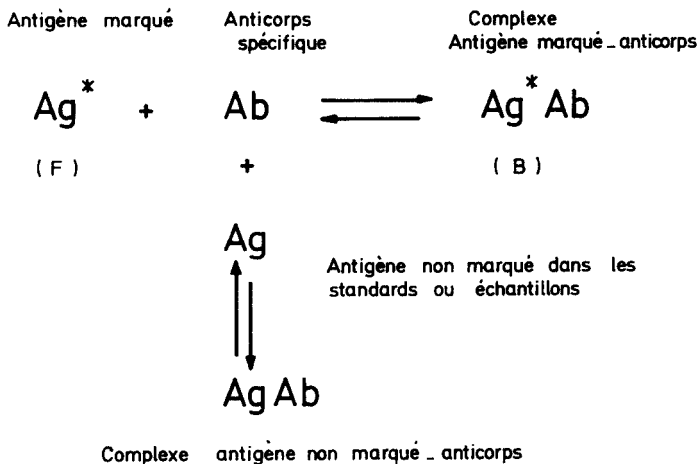
et ainsi le progrès de l'endocrinologie a été considérable. Il faut signaler qu'avant 1960, l'endocrinologie ne disposait que des méthodes de dosage biologique qui étaient longues, fastidieuses et peu précises. En plus, étant donné le peu de sensibilité, les mesures directes dans le sérum ou les urines ne permettaient que difficilement l'appréciation quantitative de l'hormone.

1. Principe général du dosage radioimmunologique

Le radioimmunoassay est basé, d'une part sur une réaction immunologique entre un antigène et un anticorps, ce qui lui confère une très grande spécificité, et d'autre part sur le principe de la radiochimie en utilisant une substance marquée par un radioisotope, ce qui lui confère une grande sensibilité.

L'hormone marquée par l' I^{125} , mise en contact avec les anticorps, réagit chimiquement avec eux et forme un complexe hormone marquée - anticorps. Si l'hormone non marquée est ajoutée en quantité connue à ce milieu, alors que la quantité d'hormone marquée et la concentration en anticorps restent constantes, les anticorps réagissent avec l'hormone marquée et non marquée, en fonction de leur quantité respective.

Le schéma suivant illustre la réaction



Ce système radioimmunologique classique est donc basé sur la compétition entre l'antigène non marqué et l'antigène correspondant marqué pour se lier à un nombre limité de sites réactifs de l'anticorps.

Les conditions expérimentales sont choisies de telle façon qu'il y ait une quantité fixe d'anticorps et un excès relatif d'antigènes. A la fin de la réaction quand l'équilibre est établi, il y a une certaine quantité d'antigène libre (F) et une certaine quantité liée dans le complexe antigène-anticorps (B). Le pourcentage d'antigène marqué lié, sera d'autant plus faible que la quantité d'antigène non marqué ajouté au milieu d'incubation est plus élevé.

Pour réaliser un dosage radioimmunologique, il faut d'abord établir une courbe standard en fonction de différentes quantités d'antigène libre non marqué ajouté au milieu d'incubation.

La réaction terminée, l'antigène libre (F) est séparé de l'antigène lié à l'anticorps (B) et la radioactivité de B est mesurée pour chaque tube. La courbe standard est établie en portant la radioactivité ou une valeur relative de la radioactivité en ordonnée et les concentrations connues d'antigène non marqué ajoutées au milieu réactionnel en abscisse. Les mêmes déterminations sont ensuite réalisées en présence de sérum ou de milieu biologique dont on désire connaître la teneur en antigène. La radioactivité est portée sur la courbe standard et on déduit la concentration en antigène de l'échantillon.

2. Les conditions indispensables à la réalisation du dosage radioimmunologique

Ces conditions ont été décrites de façon détaillée par différents auteurs (Berson et Yalow, 1964 (1) ; Franchimont, 1966 et 1970 (2, 3).

- a) Il faut que la substance à doser soit antigénique et qu'elle induise la formation d'anticorps.
- b) Il faut que la substance à doser puisse être marquée par un isotope, souvent I^{125} et que ce marquage ne modifie par les propriétés chimiques et immunologiques de l'antigène.

- c) Il faut que la réaction immunologique soit spécifique, ce qui implique que la pureté de l'antigène marqué et la spécificité de l'antisérum.
- d) Il faut utiliser une bonne méthode de séparation de l'antigène marqué libre et de l'antigène marqué fixé aux anticorps.
- e) Enfin, il faut que le système immunologique soit applicable aux milieux biologiques dans lesquels on veut doser l'antigène. Pour ce faire, le milieu biologique ne peut pas modifier la réaction immunologique de base ni la technique de séparation de l'antigène marqué libre et de l'antigène marqué fixé aux anticorps. Il ne doit pas non plus engendrer une dégradation de l'antigène marqué. Enfin, le comportement immunologique de la préparation de référence doit être identique à l'antigène endogène que l'on désire doser.

Antigène

La première condition pour la réalisation d'un dosage radioimmunologique est bien sûr l'antigénicité de la substance à doser. Les protéines et polypeptides sont généralement antigéniques lorsqu'elles sont injectées à un animal d'espèce différente pour autant que le poids moléculaire soit supérieur à 5000. Pour des poids moléculaires plus faibles, il est cependant possible d'induire la formation d'anticorps en couplant chimiquement la substance non antigénique (haptène) à une protéine telle que l'albumine, la thyroglobuline. Ce procédé est utilisé pour obtenir des anticorps contre les stéroïdes.

Antigène marqué

L'antigène doit pouvoir être marqué par le radioisotope approprié. Celui-ci doit se fixer facilement à l'antigène avec un minimum d'altération de l'immunoréactivité de la molécule.

Le marquage des haptènes est généralement réalisé à très haute activité spécifique par l'introduction d'un ou plusieurs atomes de C^{14} ou de H^3 lors de la synthèse chimique de ces molécules.

Les isotopes les plus utilisés pour le marquage des protéines et des polypeptides sont ^{125}I et ^{131}I . L'iodure tel quel ne peut directement réagir avec les protéines. La première étape devra donc être une réaction d'oxydation. La deuxième étape sera une substitution de l'iode cationique dans les résidus tyrosines.

Les deux méthodes les plus employées sont :

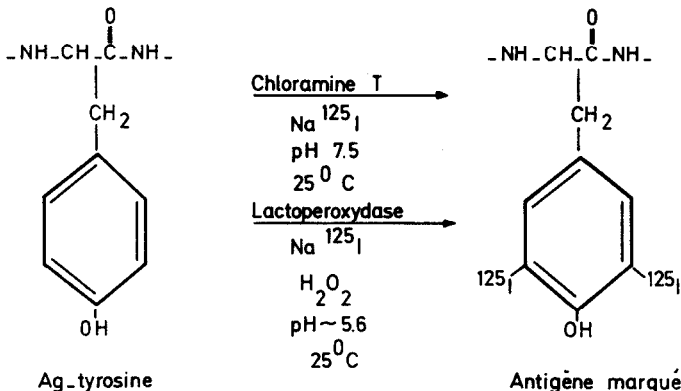
- la méthode à la chloramine-T, et
- la méthode à la lactoperoxydase.

La méthode à la chloramine-T de Greenwood, Hunter and Glover a été décrite pour l'hormone de croissance humaine (4).

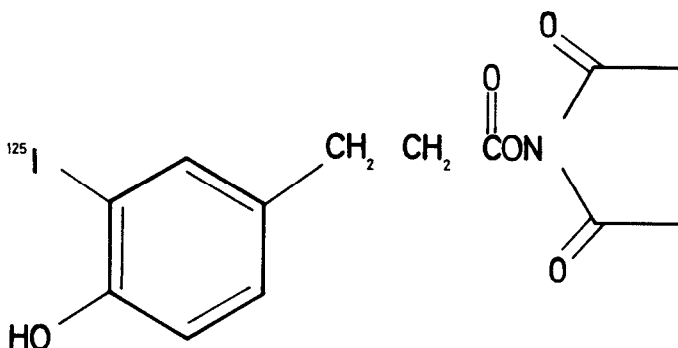
Dans un milieu tamponné on fait réagir l'hormone, l'iode radioactif et la chloramine-T, qui est l'agent oxydant. La réaction est arrêtée par l'adjonction de métabisulfite de soude, le mélange est ensuite passé sur une colonne de sephadex qui fait fonction de tamis moléculaire et sépare la protéine marquée et l'iode radioactif qui n'a pas réagi.

Thorell et Johansson (1971) (5) utilisent l'enzyme lactoperoxydase en présence de perhydrol pour l'oxydation de l'iode. Cette méthode de marquage enzymatique est décrite par les auteurs comme étant plus douce et respectant mieux les caractéristiques immunologiques de l'antigène.

MARQUAGE



Malgré toutes les précautions prises lors du marquage, on observe une dégradation de certaines molécules ce qui peut réduire la spécificité de la réaction immunologique. L'exposition des protéines aux agents d'oxydation et de réduction utilisés dans les deux méthodes de marquage, peut être évitée par la réaction de l'antigène avec l'ester hydro-succinimique de l'acide 3-(4 hydroxyphenyl) propionique prémarqué avec l'I¹²⁵ dans le groupement hydroxyphenyl. L'ester réagit avec les groupements aminés libres des polypeptides (6).



N. Succinimidyl 3-(4-hydroxy, 5-[¹²⁵I]iodophenyl) propionate)

Cette méthode mise au point par Bolton et Hunter ne rencontre jusqu'à présent qu'un succès limité à cause des rendements plus faibles généralement observés.

Antisérums

La sensibilité et la spécificité d'un radioimmunoassay dépendent essentiellement de l'affinité et de la spécificité de l'anticorps, c'est-à-dire de l'antisérums.

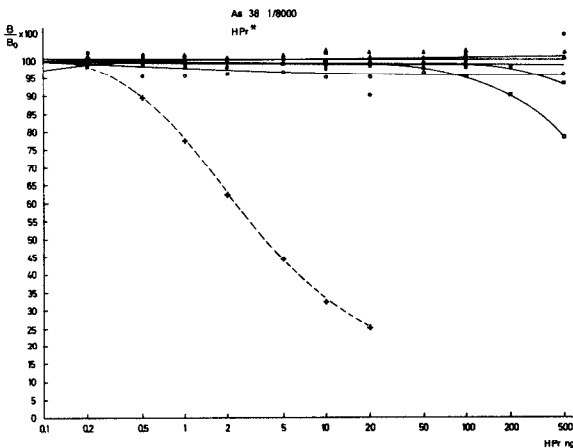
Les espèces immunisées se restreignent habituellement aux lapins et cobayes, animaux de laboratoire faciles à se procurer, et susceptibles

de donner une quantité d'anticorps suffisante pour des quantités d'hormone injectée très modérée.

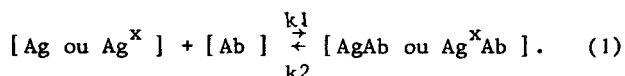
Nous utilisons généralement la méthode d'immunisation de Vaitukaitis (7) qui a l'avantage de nécessiter de faibles quantités d'antigène. Elle consiste à injecter par voie intradermique et répartie en une vingtaine de points le long de la colonne vertébrale, une émulsion d'antigène et d'adjuvant de Freund, qui agit comme stimulant de la réaction immunologique.

L'adjuvant est un mélange d'huile minérale, de cire et dans sa forme complète de mycobactéries tuées. On peut en plus injecter du vaccin Pertussis par voie intramusculaire. De cette façon on obtient au bout de 2 à 3 mois un antisérum de titre adéquat. La spécificité de l'anticorps est ensuite étudiée afin de rendre possible le dosage radioimmunologique dans un milieu aussi complexe que le milieu biologique. Elle est évaluée en étudiant les réactions croisées avec d'autres antigènes susceptibles d'être présents dans le milieu biologique. L'absence d'interférence d'autres facteurs est ensuite contrôlée par des dosages dans le milieu biologique dépourvu de l'antigène à doser.

La figure n° 1 montre l'absence de réaction croisée de l'antisérum anti-prolactine humaine avec les hormones hypophysaires et placentaires.



La qualité d'un anticorps est surtout déterminée par l'affinité de cet anticorps pour l'antigène correspondant. En effet la détermination radioimmunologique suit la loi d'action de masse et la réaction s'écrit :



Si le rapport $\frac{k_1}{k_2}$ est très grand, l'affinité de l'anticorps est grande et à l'équilibre on obtient :

$$\frac{[\text{AgAb ou Ag}^x\text{Ab}]}{[\text{Ag ou Ag}^x] [\text{Ab}]} = \frac{k_1}{k_2} = k \text{ (constante d'équilibre).} \quad (2)$$

Dans la pratique, on peut réaliser des valeurs pour k allant de 10^{10} à 10^{11} litres par mole pour un bon antisérum.

Séparation de l'antigène marqué libre et de l'antigène lié aux anticorps

Différentes méthodes ont été proposées pour séparer le complexe antigène-anticorps de l'antigène libre dans le dosage des hormones. La séparation peut être réalisée soit par migration électrophorétique (3, 8, 9) soit par précipitation chimique du complexe antigène-anticorps, par différents sels ou solvants organiques (10), soit par adsorption de l'antigène sur phase solide, soit par immunoprécipitation ou double anticorps (11, 12, 13, 14, 15, 16).

Cette dernière méthode reste encore jusqu'à présent la plus utilisée. Elle est basée sur l'utilisation d'anticorps anti- γ -globuline de l'animal ayant servi à préparer le premier anticorps. Cet antisérum est destiné à obtenir un précipité macroscopique comprenant aussi bien les γ -globulines inertes que les anticorps dirigés contre la substance à doser. Cette méthode présente cependant l'inconvénient d'être lente et de nécessiter 2 incubations successives. De plus pour obtenir un précipité aisément séparable par centrifugation, il est nécessaire d'ajouter une quantité assez importante de γ -globulines normales et d'anticorps anti- γ -globulines de façon à se situer dans la zone permettant une précipitation macroscopique.

Wide (17) a proposé une simplification très importante de la technique en couplant chimiquement le premier anticorps à une matrice solide.

Cette méthode très aisée n'a toutefois qu'une application limitée à cause de l'interférence des protéines sériques (18). Nous utilisons une combinaison de ces 2 méthodes (19) introduite par Midgley et coll. (20) et de Hollander et coll. (21). Elle consiste à fixer le deuxième anticorps anti- γ -globulines sur support solide. Cette modification permet d'éviter l'addition de γ -globulines normales, réduit la quantité d'anti- γ -globulines utilisées et permet d'obtenir un précipité aisément séparable par centrifugation.

L'injection de γ -globulines de lapin à la chèvre, à l'âne ou au cheval, permet d'obtenir des anti- γ -globulines précipitant les anticorps préparés chez le lapin.

Application possible dans le milieu biologique

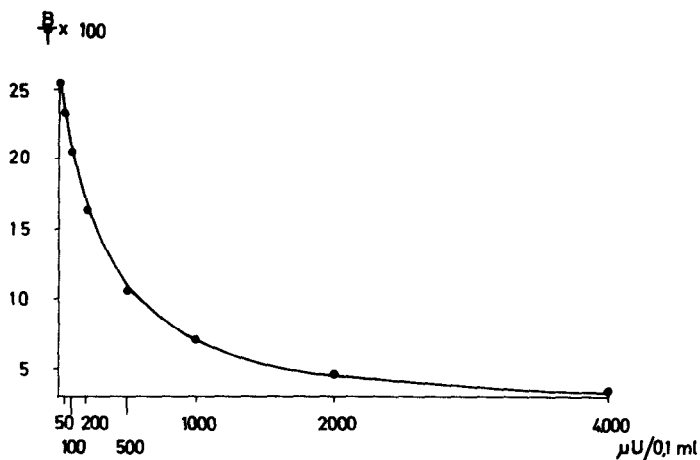
La condition essentielle de réalisation d'un dosage radioimmunologique dans un milieu biologique est l'identité immunochimique entre l'antigène de référence et l'antigène présent dans le milieu biologique. La vérification de cette condition se fait par le test de parallélisme de dilutions progressives d'un liquide biologique riche en antigène.

Le milieu biologique ne peut pas non plus perturber la réaction immunologique et la méthode de séparation, ni altérer de manière importante l'antigène marqué.

3. Calcul des résultats

Il existe plusieurs manières de représenter la radioactivité en fonction de la concentration de l'antigène froid. Cette radioactivité est exprimée en % de $\frac{B}{T}$ de $\frac{B}{B_0}$ ou de $\frac{B}{F}$. Normalement la concentration de l'antigène de référence est portée en abscisse sur une échelle linéaire ou logarithmique. Dans la figure n° 2 la radioactivité est exprimée en pourcent d'antigène marqué lié par rapport à la radioactivité totale $\frac{B}{T} \times 100$ et

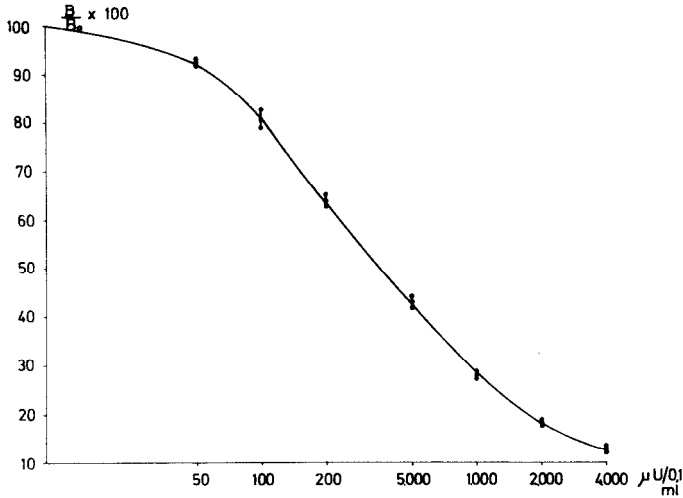
portée sur l'ordonnée. La concentration en antigène est portée sur une échelle linéaire en abscisse.



Un désavantage de l'expression des concentrations d'antigène en échelle linéaire est que la pente est très raide pour des faibles doses d'antigène, ce qui rend la lecture moins précise dans cette zone.

La figure n° 3 représente une courbe obtenue en exprimant la radioactivité en $\frac{B}{B_0}$ dans un système où la concentration en antigène froid est exprimée en échelle logarithmique. Si le $\frac{B}{B_0}$ est utilisé l'ordonnée est normalisée en 100 %.

Le $\frac{B}{B_0}$ de l'échantillon inconnu porté sur la courbe permet de lire en abscisse la concentration en antigène.

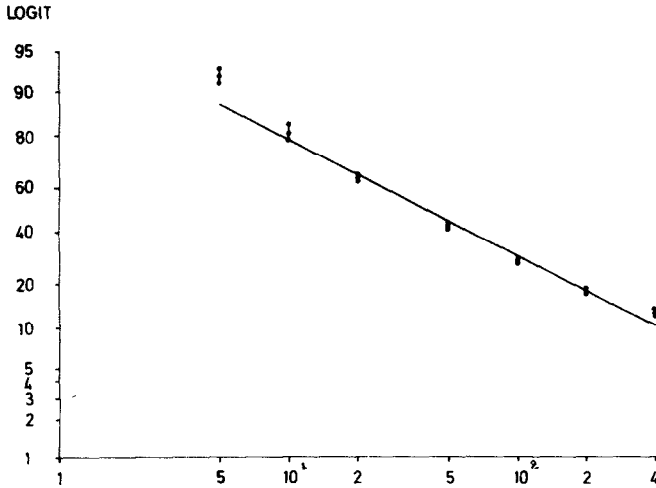


Différents auteurs essaient de transformer la courbe sigmoïde linéaire-logarithmique en une droite. Le but de ces procédés de linéarisation est de produire des courbes standard plus faciles à construire et de simplifier l'évaluation des inconnus. Un exemple en est la transformation logit. La formule de la transformation est :

$$\text{logit } \frac{B}{B_0} = \ln \frac{\frac{B}{B_0}}{1 - \frac{B}{B_0}} = \ln \frac{B}{B_0 - B} \quad (3)$$

Dans la fig. n° 4, l'ordonnée est dessinée en échelle logit. En abscisse, on porte le logarithme de la concentration de l'antigène froid.

On obtient une droite lorsque l'antisérum possède une seule population d'anticorps.



Afin d'éliminer au maximum l'influence du facteur humain dans les dosages, il est nécessaire d'introduire un certain automatisme dans l'exploitation des données.

Nous avons mis au point divers programmes de traitement utilisables par un petit ordinateur de 16 K octets de mémoire. Deux modèles mathématiques sont utilisés actuellement. Les écarts entre les valeurs expérimentales et les valeurs théoriques varient de 0,1 pourcent à quelques pourcents, ce qui correspond à l'ordre de grandeur de la précision de chaque valeur expérimentale. Il est illusoire de vouloir réduire cet écart par un modèle mathématique plus compliqué, car il ne serait pas statistiquement plus significatif.

Les deux types de fonction sont :

$$a) \frac{1}{Y} = Ax^3 + Bx^2 + Cx + D, \quad (4)$$

$$\text{ou } Y = \frac{B}{T} \quad B = \text{pourcentage de fixation}$$

$$T = \text{activité totale}$$

$$x = \text{concentration de l'hormone froide}$$

Ce modèle mathématique n'est valable que pour les courbes dont la sensibilité est faible, aussi, avons-nous mis au point une deuxième fonction qui permet de représenter tous les antigènes dosés par la section RIA.

$$b) Y = Ax^d Y + Bx^d + C, \quad (5)$$

Y et x ayant la même signification que dans le 1er cas.

Si nous consultons le tableau I, nous voyons que les résultats obtenus pour la LH ne sont pas significativement différents quelque soit le modèle mathématique utilisé pour traiter 10 sérums.

TABLEAU 1

Hormone LH

Valeur sérum $\frac{B}{T} \%$	1ère fonction pg/0,1 ml	2ème fonction pg/0,1 ml
26.9	219 \pm 4	216 \pm 6
20.8	468 \pm 9	468 \pm 12
18.9	577 \pm 10	583 \pm 15
13.1	1.146 \pm 21	1.158 \pm 30
18.0	630 \pm 11	640 \pm 17
22.4	380 \pm 7	385 \pm 10
29.4	147 \pm 3	146 \pm 4
23.9	321 \pm 6	321 \pm 8
12.5	1.223 \pm 22	1.240 \pm 32
4.18	5.649 \pm 105	5.811 \pm 152

Principe des critères correctifs

Nous avons de plus mis au point un programme permettant une correction des erreurs éventuelles de manipulations.

Il porte sur :

a) Le rejet des échantillons aberrants.

Chaque point de contrôle est reproduit un certain nombre de fois. A partir de 3 échantillons mesurés, on peut effectuer un traitement statistique pour rejeter la ou les valeurs aberrantes.

On considère qu'une valeur est bonne si elle répond à la double inégalité suivante :

$$\bar{B} - S \leq B_j \leq \bar{B} + S$$

ou $\bar{B} = \frac{1}{j} \sum B_j$ B_j est exprimé en coups par minute

$$S = \sqrt{\frac{\sum (B_i - \bar{B})^2}{j-1}} + \sqrt{\frac{\bar{B}}{tx_j}}, \quad (6)$$

T = temps de comptage

j = nombre d'échantillons par point de contrôle

Après annulation des valeurs considérées comme mauvaises, une nouvelle moyenne est calculée et le programme indique le nombre d'échantillons conservés.

On peut cependant objecter que ce système conduit à un résultat aberrant si sur 3 valeurs, 2 sont fausses mais voisines; en effet, c'est la valeur la plus différente qui est rejetée. Afin de pallier à ce défaut, mais aussi en vue de corriger une quelconque erreur expérimentale, nous avons introduit dans nos programmes un second critère correctif.

b) L'ajustement de la fonction et le rejet des points aberrants.

Dans un premier temps et à partir des couples de valeurs (X_i, Y_i) le programme calcule les coefficients de la fonction par la méthode de moindre carré. Il est à noter que lors de ce calcul chaque couple de

valeur est affectée d'un poids P qui est inversement proportionnel à S soit $P_i = f \left(\frac{1}{S_i} \right)$, la valeur minimale de P étant 1.

Les coefficients de l'équation étant déterminés, il est possible de calculer les valeurs théoriques Y_i' correspondant aux valeurs expérimentales Y_i . A partir de celles-ci on peut calculer l'écart moyen relatif :

$$s = \frac{1}{n} \sum \frac{|Y_i - Y_i'|}{Y_i} \quad (7) \quad n = \text{nombre de points}$$

Le second critère s'exprime comme suit :

Une valeur Y_i est considérée comme bonne si elle répond à la double inégalité :

$$Y_i' - E_i \leq Y_i \leq Y_i' + E_i$$

dans laquelle $E_i = \left(2s + \frac{2}{n} \sum \frac{S_i}{B_i} \right) Y_i \quad (8)$

Les valeurs Y_i qui ne sont pas considérées comme bonnes sont annulées. Le programme recalcule les nouveaux coefficients de la fonction qui ajuste au mieux les couples de valeurs (Y_i, X_i) lorsqu'il n'y a pas de Y_i nul.

Un nouvel écart moyen relatif "s'"est calculé qui permet d'estimer l'ajustement par rapport au travail expérimental.

Calcul de la teneur en hormone pour les sérums

Les valeurs des sérums sont calculées à partir de la fonction théorique et l'erreur associée est égale à :

$$e = \left(s' + \frac{S}{B} + 0.01 \right) x, \quad (9)$$

$\frac{S}{B}$ est l'erreur associée au comptage du sérum telle qu'elle a été définie pour un des points de la courbe standard.

4. Quelques applications des radioimmunoassays

Les méthodes radioimmunologiques ont été introduites dans l'arsenal des techniques de chimie médicale en 1960 par Yalow et Berson (23) pour le dosage de l'insuline. L'insuline est une hormone importante intervenant dans la régulation du métabolisme des hydrates de carbone dans l'organisme. Son effet le plus évident est un abaissement de la glycémie.

Un autre exemple d'application des radioimmunoassays est la mesure de faibles concentrations de cardiotoniques : digoxine et digitoxine dans des échantillons de sérum ou de plasma. La digoxine est un glucoside qui a un pouvoir régulateur sur le rythme cardiaque. Bien que les cardiotoniques soient utilisés en médecine depuis assez longtemps, le traitement était compliqué par l'absence de méthodes convenables pour détecter les taux correspondant à des doses toxiques et maîtriser ainsi chaque cas particulier. Le nombre élevé d'intoxications dues à la digitaline est un signe des difficultés rencontrées.

Ce problème est de plus, compliqué par le fait que des taux insuffisants de digitaline administrée peuvent déterminer des symptômes identiques à ceux manifestés dans des cas d'intoxication digitalique.

Ainsi, la connaissance du taux de digoxine et digitoxine dans le plasma pendant des périodes de traitement est un élément précieux pour assurer un traitement valable.

Une autre application intéressante est le dépistage de drogues et de narcotiques. Il existe actuellement des troussees de radioimmunoassay sur le marché qui dosent spécifiquement la morphine, l'héroïne et le phénobarbital.

La détermination radioimmunologique des hormones sexuelles a été un des premiers dosages réalisés.

Les gonades, c'est-à-dire les testicules chez l'homme et les ovaires chez la femme, sont douées d'une double fonction : elles produisent les cellules nécessaires à la reproduction et elles assurent la sécrétion des hormones sexuelles stéroïdiennes.

Les fonctions gonadiques sont sous la dépendance de deux hormones hypophysaires, appelées gonadotrophines qui sont respectivement l'hormone folliculo-stimulante (FSH) et l'hormone lutéinisante (LH).

La sécrétion de ces hormones est sous le contrôle des centres hypothalamiques par l'intermédiaire d'une ou plusieurs hormones appelées : Releasing Hormones ou Releasing Factors. La fonction hypothalamique est elle-même modulée par différents stimuli nerveux et par différents agents chimiques tels que les stéroïdes qui sont sécrétés par les gonades. Ces stéroïdes modulent eux-mêmes la sécrétion des gonadotrophines soit directement par action sur l'hypophyse, soit par action sur l'hypothalamus responsable de la sécrétion des releasing factors, par un mécanisme de rétrocontrôle. L'étude des taux circulants d'hormones ainsi que les réserves hypophysaires permet une exploration du système endocrinien de la reproduction.

Et pour terminer, il faut citer le développement très récent de tests radioimmunologiques par lesquels on peut détecter la présence d'antigènes cancéreux dans le sérum.

On sait que des protéines spécifiquement embryonnaires disparaissent de la circulation peu après la naissance, elles peuvent cependant réapparaître en cas d'affections graves et surtout en cas de maladie néoplasique, qui entraîne des bouleversements profonds du métabolisme cellulaire. Parmi ces protéines, citons : l'antigène carcino-embryonnaire (CEA), l'alpha-foetoprotéine et les phosphatases alcalines.

D'autres substances synthétisées par la cellule cancéreuse sont des antigènes placentaires qui ne sont présents chez l'individu normal que

durant la grossesse.

La recherche de ces antigènes présente un intérêt certain dans le diagnostic et le pronostic. Les dosages sont surtout fonctionnels pour le contrôle de l'évolution de la tumeur après thérapie ou après une intervention chirurgicale.

REFERENCES :

- (1) BERSON, S.A., YALOW R., *The Hormones*, Academic Press, London IV, (1964) 557.
- (2) FRANCHIMONT, P., *Le dosage des hormones hypophysaires somatotropes et gonadotropes et son application en chimie*, Arscia, Bruxelles (1966).
- (3) FRANCHIMONT, P., *Ann. Biol. Clin.* 18 (1970) 3
- (4) GREENWOOD, F., HUNTER, W., GLOVER, J., *Biochem. J.* 89 (1963) 144.
- (5) THORELL, Y.I., JOHANSSON, B.G., *Biochim. Biophys. Acta* 251 (1971) 373.
- (6) BOLTON, A.E., HUNTER, W.M., *Biochem. J.* 133 (1973) 529
- (7) VAITUKAITIS, J.D., ROBBINS, J.B., NIESCHLAG, E., ROSS, G.T., *J. Clin. Endocrinol.* 33 (1971) 988.
- (8) SAXENA, B.B., LEYENDECKER, G., CHEN, W., GANDY, H.M., PETERSON, R.E., in : DICZFALUSY, E., *Immunoassay of gonadotrophins*, *Acta Endocrinol.* 63, Suppl. 142 (1969) 242.
- (9) BURGER, H.G., in : MARGOULIES, M., *Protein and polypeptide hormones*, Excerpta Medica Foundation, Amsterdam (1969) 719.
- (10) THOMAS, K., FERIN, Y., *A new rapid radioimmunoassay for HCG (LH; ICSH)*, *J. Clin. Endocrinol. Metab.* 28 (1968) 1667.
- (11) CATT, K.J., in : DICZFALUSY, E., *Immunoassay of Gonadotrophins*, *Acta Endocrinol.* 63, Suppl. 142 (1969) 222.
- (12) SAXENA, B.B., DEMURA, H., GANDY, H.M., PETERSON, R.E., *Radioimmunoassay of human follicle stimulating and luteinizing hormones in plasma*, *J. Clin. Endocrinol. Metab.* 28 (1968) 519.
- (13) ROSSELIN, C., DOLAIS, J., *Dosage de l'hormone folliculostimulante humaine par méthode radioimmunologique*, *Presse Med.* 45 (1967) 2027.
- (14) MIDGLEY, A.R. Jr., *Radioimmunoassay : A method for HCG and HLH*, *Endocrinology* 79 (1966) 10.
- (15) FALMAN, C., RYAN, R., *Radioimmunoassay for human follicle stimulating hormone*, *J. Clin. Endocrinol. Metab.* 27 (1967) 444.
- (16) SCHLAFF, S., ROSEN, S., ROTH, J., *Antibodies to human follicle stimulating hormone*, *J. Clin. Invest.* 47 (1968) 1722.
- (17) WIDE, L., in : DICZFALUSY, E., *Immunoassay of Gonadotrophins*, *Acta Endocrinol.* 62, Suppl. 142 (1969) 207.

- (18) REUTER, A.M., HENDRICK, J.C., SULLON, J., FRANCHIMONT, P.,
Acta Endocrinol. 72 (1973) 235.
- (19) REUTER, A.M., HENDRICK, J.C., FRANCHIMONT, P., Ann. Biol. Clin.
31 (1973) 479.
- (20) MIDGLEY, A.R., REBAR, R.W., NISWENDER, G.D., in : DICZFALUSY, E.,
Immunoassay of Gonadotrophins, Acta Endocrinol. 63, Suppl. 142
(1969) 247.
- (21) DEN HOLLANDER, F.C., SCHUURS, A.H.W.M. in : KIRKHAM, K.E.,
HUNTER, W.M., Radioimmunoassay methods, Churchill Livingstone,
Edinburgh (1971) 419.
- (22) SCHALLY, A.V., ARIMURA, A., KASTIN, A.J., MATSUO, H., BABA, Y.,
REDDING, T.W., NAIR, R.M.G., DEBELJUK, L., Science 173 (1971)
1036.
- (23) YALOW, R., BERSON, S.A., J. Clin. Invest. 39 (1960) 1157.

SAMENVATTING : RADIOIMMUNOLOGISCHE DOSERINGEN

De algemene beginselen van de radioimmunoassay worden herinnerd alsook de noodzakelijke voorwaarden voor het verwezenlijken van een betrouwbare radioimmunologische bepaling. We beschrijven eveneens een eenvoudig mathematisch model voor het uitdrukken van de resultaten evenals enkele belangrijke toepassingen van de radioimmunobepaling.

ZUSAMMENFASSUNG : RADIOIMMUNOLOGISCHER DOSIERUNGEN

Die Grundlagen des Radioimmunoassays sowie die notwendigen Voraussetzungen für die Durchführung einer zuverlässigen radioimmunologischen Bestimmung werden in Erinnerung gebracht. Es wird ein einfaches mathematisches Modell für die Berechnung der Ergebnisse und einige wichtige Anwendungen radioimmunologischer Bestimmungen beschrieben.

SUMMARY : RADIOIMMUNOASSAY DOSAGES

The general principles of Radioimmunoassay are reviewed as well as the essential conditions for establishing a reliable method for Radioimmunological determination. We also include a simple mathematical example describing how the results are obtained and conclude with a few important applications of the use of Radioimmunoassay.

Annalen van de Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming. Vol I n°3

DE ATMOSFERISCHE POLLUTIE VAN ^{85}Kr DOOR DE NUCLEAIRE ENERGIE.

Eggermont G., Jacobs R.* , Janssens A.

Laboratorium voor Kernfysika en Centrale Dienst voor Fysische Controle*,
Rijksuniversiteit Gent, I.N.W., Proeftuinstraat, 86 , B-9000 Gent, België.

21 mei 1976.

ABSTRACT: DE ATMOSFERISCHE POLLUTIE VAN ^{85}Kr DOOR DE NUCLEAIRE ENERGIE.

De ^{85}Kr pollutie door de nucleaire energie zal in 2000 een globale atmosferische concentratie van 1 à $1,8 \cdot 10^{-9} \text{ Ci/m}^3$ veroorzaken met hogere maxima in de noordelijke troposfeer en rond de herwerkingsfabrieken. De dosisbelasting zal lager blijven dan de maximaal toelaatbare voor naburige bevolking en voor het genetisch effect op de totale bevolking. Het somatisch risico voor de totale bevolking met de huid als kritisch orgaan kan echter aanleiding geven tot 4000 à 8000 slachtoffers vooral in dicht bevolkte gebieden. Eliminatie technieken zoals cryogene destillatie zijn kosten-effectief vooral bij herwerkingsfabrieken waar de prijsinvloed op de kWh ongeveer 1% bedraagt. Gecombineerde nucleaire en klassieke pollutie-effecten op het klimaat vergen nadere studie. Een optimaal tijdsschema voor de invoering van de retentietechnieken werd uitgewerkt; 90% in 1980 en 99% in 1985 laten toe de pollutie te stabiliseren. De risico's van gasvormige afvalstockage werden berekend voor België.

1. INLEIDING

Er wordt een overzicht gegeven van de fysische karakteristieken, het atmosferisch gedrag en de diverse bronnen van ^{85}Kr . De recente evolutie van de atmosferische pollutie wordt geïllustreerd en een prognose berekend tot 2000.

De radiologische en mogelijke ecologische gevolgen van deze globale pollutie worden geanalyseerd, waarna eliminatietechnieken besproken worden en een kosten-batenstudie gemaakt wordt.

Een optimaal retentieprogramma wordt voorgesteld met beschouwing van het afvalstockagerisico voor België.

2. KARAKTERISTIEKEN EN GEDRAG VAN ^{85}Kr IN DE ATMOSFEER.

2.1. Fysische aspecten.

$^{85}_{36}\text{Kr}$ heeft een halveringstijd van 10.81 y. Het verval naar stabiel $^{85}_{37}\text{Rb}$ met emissie van een β (99.6%) met maximum energie .67 MeV. Een tweede komponent (.4%) heeft een maximale β -energie van .15 MeV, en een γ -energie van .514 MeV . Natuurlijk krypton is een edelgas dat vrijwel geen verbindingen aangaat en vooral bestaat uit stabiel ^{84}Kr (56.9%) met

geringe concentratie aan ^{85}Kr ($5 \cdot 10^{-12}$).

^{85}Kr heeft een geringe radiotoxiciteit, maar is goed oplosbaar in vet (de vet/bloed partiticoëfficiënt is 10 en de gewogen partiticoëfficiënt weefsel/lucht is voor een gemiddelde persoon 0.2) (1).

^{85}Kr accumuleert in de atmosfeer, waaruit het slechts verdwijnt door radioactief verval. De wash-out ($4 \cdot 10^{-11} \text{ sec}^{-1}$), de neerzetting op de bodem, de absorptie op stofdeeltjes en de oplosbaarheid in de oceanen is verwaarloosbaar (2)(3).

2.2. Bronnen aan ^{85}Kr .

^{85}Kr is een fissiefragment van ^{235}U , ^{233}U en ^{239}Pu . De onafhankelijke opbrengst aan ^{85}Kr is gering, maar alle isobaren met massagetal 85 zijn kortlevend en vervallen door β^- -verval naar ^{85}Kr .

^{85}As	$\frac{2\text{s}}{\rightarrow}$	^{85}Se	$\frac{39\text{s}}{\rightarrow}$	^{85}Br	$\frac{3\text{m}}{\rightarrow}$	^{85}Kr	$\frac{10.8\text{y}}{4.4\text{h(m)}}$	^{85}Rb
^{33}As		^{34}Se		^{35}Br		^{36}Kr		^{37}Rb

Alleen de langlevende ^{85}Kr (20.4%) is van belang voor de verdere studie; de isomere toestand $^{85}\text{Kr}^m$ (79.6%) vervalt in 4.4h met een maximum β -energie van .824 MeV en een γ -energie van .151 MeV.

De natuur bevat een evenwichtshoeveelheid ^{85}Kr , homogeen verspreid in de atmosfeer, afkomstig van spontane fissie van ^{235}U (2 Ci) en n-vangst in atmosferisch ^{84}Kr (10 Ci). Dit gaf **tot vóór** 1945 aanleiding tot een natuurlijke achtergrond van $3 \cdot 10^{-18} \text{ Ci/m}^3$. (2).

De kunstmatige produktie van ^{85}Kr begon na 1945 door de Pu-produktiereactoren en herwerkingsfabrieken voor atoombommen (90%) en door de grote serie explosies (10%) van de periode 1956-1964, door de U.S.A. en USSR uitgevoerd.

De meeste lozingen gebeurden in de menglaag tussen 45° en 55° NB met een totale atmosferische belasting van 10^6 Ci in 1964 of $3 \cdot 10^{-13} \text{ Ci/m}^3$. Er zijn onvoldoende gegevens bekend over de bijdragen van Chinese en Franse bomprogrammas en over de ondergrondse testen.

Sinds 1965 is er een toenemende bijdrage merkbaar van de kernenergie. De ^{85}Kr fissieopbrengst is weinig afhankelijk van de neutronen-energie en van het reactortype maar varieert met de aard van de brandstof. Gedifferentieerde opbrengstberekeningen die de toekomstige verspreiding van de verschillende reactortypes en fuelcycli in aanmerking namen, toonden in 1e orde aan dat de resulterende wereldproduktie weinig verschilt van deze berekend in de onderstelling "alleen LWR reactoren met licht verrijkt ^{235}U ". De respektievelijke ^{85}Kr fissieopbrengsten van ^{239}Pu en

^{233}U zijn immers lager en hoger dan deze van ^{235}U .

Vrijwel alle ^{85}Kr dat gegenereerd wordt in de reactor, wordt geloosd in de atmosfeer. Meer dan 99% (met een maximum van $3.8 \cdot 10^6$ Ci per 1000 MWe y) komt vrij op het niveau van de herwerking, bij ontmanteling van de brandstofbekleding en bij de daaropvolgende chemische scheidingsprocessen.

De emissies zijn discontinu met maxima van enkele uren tijdens elk proces (4). In Eurochemic gebeurden de lozingen door een 80 m schouw met een beperking van .2 Ci/s. De jaarlijkse lozingen bedroegen minder dan 10% van de jaarvergunning die beperkte tot $6.3 \cdot 10^6$ Ci/y. (5)

De reactorlozingen zijn gering bij een PWR, met een richtwaarde van 450 Ci/y en maximaal 3000 Ci/y. In de CEG (Comm. Eur. Gemeensch.)-publikatie van de reactorlozingen in 1974 zijn slechts enkele ^{85}Kr lozingscijfers medegedeeld. De 450 MWe PWR van Borselè loosde ± 300 Ci ^{85}Kr . (6)

De lozingen zijn afkomstig uit het primair koelcircuit en uit de diverse afvalbehandelingsinstallaties. Bij een 1000 MWe BWR komt maximaal 50.000 Ci ^{85}Kr vrij door het groter volume niet kondenseerbare gassen dat geëxtraheerd moet worden. De hogere druk en het dubbel circuit zijn qua ^{85}Kr -lozing duidelijk gunstiger voor de PWR, hoewel eenzelfde totaal na herwerking vrij komt.

2.3. Atmosferisch gedrag

Bij atoombomexplosies werd ^{85}Kr direct geïnjecteerd in de atmosfeer. De nucleaire energieproductie aan ^{85}Kr komt hoofdzakelijk tussen 30° en 60° NB vrij in de zonale atmosferische menglaag van gemiddeld 1 km hoogte, waar de luchtconcentratie in elk punt berekenbaar is voor elke weerscategorie. De verspreiding op mesoschaal over afstanden groter dan 20 km is op onze breedte overwegend in oostelijke richting en moeilijk kwantificeerbaar. (7). Een schatting door Machta L e.a. (8) met luchtprojectberekeningen, toonde aan dat een eenheidslozing in Morris, Ill, nabij Chicago, het eerste jaar in Brussel gemiddeld een driemaal hogere concentratie voor gevolg gevolg heeft dan het wereldgemiddelde van die lozing. De ^{85}Kr bereikt in dat geval Brussel in gemiddeld 10 dagen in een zich uitsmerende omschrijving van de aardbol op onze breedtegraad. De menging gebeurt in gemiddeld 16% van de atmosfeer tot op 10 km hoogte (troposfeer). Na een drietal maand verdunt de helft van de noordelijke troposfeer zich door N-Z diffusie in de intertropische troposfeer. Tegen het tweede jaar voltooit de geleidelijke menging zich in de zuidelijke hemisfeer. Na 3 jaar heeft ook een troposfeer-stratosfeer menging plaats

gegrepen, wat finaal resulteert in een uniforme atmosferische menging in $5.1 \cdot 10^{18}$ kg of $4 \cdot 10^{18} \text{ m}^3$ lucht.

Deze atmosfeerbewegingen konden vooral worden afgeleid uit de metingen en analyses van Pannetier (9) over de ganse aardoppervlakte en atmosfeer, uitgaande van atoomexplosieozingen met ^{85}Kr als tracer. Er werd vrijwel geen seizoenvariatie vastgesteld.

3. DE ATMOSFERISCHE POLLUTIE

3.1. Toestand

In figuur 1 zijn de gemeten waarden weergegeven van de ^{85}Kr concentratie

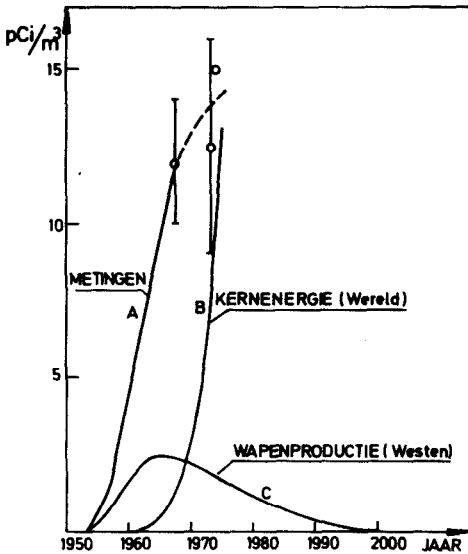


Fig. 1. Atmosferische concentratie aan ^{85}Kr

- (A) Aanpassing aan gemeten waarden en recente meetresultaten (o)
- (B) Berekening kernenergie productie aan ^{85}Kr (Eggermont e.a.)
- (C) Berekening atoombomproductie aan ^{85}Kr (Diethorn e.a.)

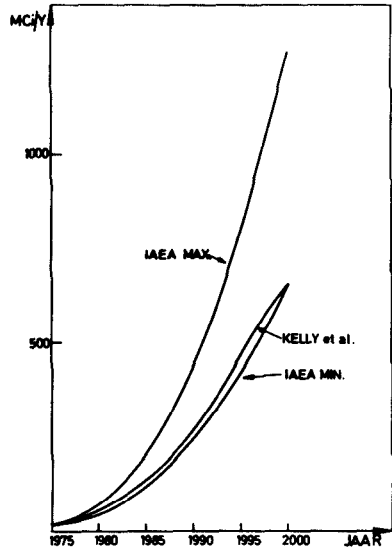


Fig. 2. Jaarlijkse ^{85}Kr lozingen berekend volgens de minimum en maximum hypothese van de IAEA (Eggermont e.a.) en de CEG berekening (Kelly e.a.)

in de atmosfeer. Tussen 1955 en 1968 was er een lineaire toename (de kurve A is een aanpassing aan gepubliceerde experimentele metingen in de ganse wereld(2)(10)). De theoretische schatting van de activiteitsbijdrage van de Westerse landen ligt een factor 4 lager dan de experimentele in 1970(2). Dit verschil kan gedeeltelijk verklaard worden door het ontbreken van militaire gegevens uit landen met planeconomie, beperkte vertraagde homogenisatie in de atmosfeer, onderschatting door Diethorn(2) van de kernenergiebijdrage en door de onzekerheid over de juiste ⁸⁵Kr fissieopbrengsten bij explosies(C) vergeleken met experimentele reactorsituaties. Recente Japanse experimentele waarden (1974)(11) zijn eveneens op figuur A geïllustreerd naast de wereldspreiding in 1973(11) en een eigen berekening van de ⁸⁵Kr wereldproduktie door kernenergie(B) in de periode 1965-1975. We onderstelden dat herwerking één jaar na produktie gebeurt en baseerden ons op IAEA gegevens(12) en een gemiddelde werklust van 60%. De kleine vermindering van de atmosferische concentratiestijging kan te wijten zijn aan de vertraging bij de herwerking over de ganse wereld. W-Europese meetresultaten waren gemiddeld 15% hoger dan metingen in de USA, wat kan verklaard worden door de localisatie van de herwerkingsfabrieken in de primaire W-O pollutieveerspreiding. Uit het meetresultaat in 1970, 1.33 Ci/m^3 werd een globale atmosferische belasting van 55 MCi afgeleid. Dit cijfer werd gebruikt bij de verdere toekomstprognoses, gekorrigeerd voor verval.

3.2. Prognose van globale pollutie tot 2000.

Er werden berekeningen gemaakt van de ⁸⁵Kr pollutie tot in het jaar 2000. Ze zijn gebaseerd op recente IAEA wereldprognoses van het elektrisch nucleair vermogen (12), opgesteld na de oliecrisis. Alleen Chinese gegevens ontbreken.

De IAEA prognoses gebruiken een minimum en een maximum schatting omdat in het verleden spreidingen tot 50% optraden. Op de minimum schatting werd een werklust van 60% en op de maximum schatting een werklust van 80% gesuperponeerd. De berekening van de activiteit A(T) op het tijdstip T is gebaseerd op de uitdrukking (1) :

$$A(T) \text{ (MCi)} = 55 \cdot \exp[-\lambda(T-1970)] + .3 \int_0^T [P(t-d) \cdot W \cdot DH + .99 \exp[-\lambda(T-t+d)] + P(t) \cdot W \cdot DR \cdot .01 \exp[-\lambda(T-t)]] dt. \quad (1)$$

waarin P(t) het geïnstalleerd vermogen is op het tijdstip t, W de werklust,

DR de dekontaminatiefactor bij reactoren waar 1% van de lozing ondersteld wordt, DH de dekontaminatiefactor bij herwerking waar 99% van de lozing ondersteld wordt, λ is de vervalconstante, d is de vertragingstijd bij herwerking. 1000 MWe electriciteitsproductie creëert 3.0×10^5 Ci ^{85}Kr bij een verbranding van 25.000 Mwd th/ton ^{235}U (13). De opbrengst kan 30% hoger zijn bij hogere verbrandingsgraad.

De ^{85}Kr wordt 6 maand na herlading voor 99% volgens onze onderstelling bij herwerking geloosd. (eventueel vertraagd (d) of partiëel geëlimineerd (DH)). Er werd een alternatieve berekening gemaakt voor 5 jaar vertraging en er werd een optimaal tijdsprogramma opgesteld voor stabilisering van deze pollutie.

In figuur 2 is de jaarlijkse productie weergegeven vergeleken met de prognose van de CEG(14). In figuur 3 zijn met curve 1 de resultaten weergegeven van betrekking (1) voor totale lozing.

In 2000 wordt een achtergrondtoename van 10^9 verwacht t.o.v. 1945 of een gecumuleerde wereldconcentratie van 1 à $1,8 \cdot 10^{-9}$ Ci/m³.

Uitgaande van fig.2 werd de gemiddelde jaarconcentratie berekend veroorzaakt door de lozing gedurende het jaar 2000 in de noordelijke troposfeer. Deze zou $.8$ à $1.5 \cdot 10^{-9}$ Ci/m³ bedragen. De gemiddelde wereldconcentratie veroorzaakt door de jaarlijkse lozing in 2000 bedraagt 1.6 à $3 \cdot 10^{-10}$ Ci/m³. De te verwachten concentratie in België zal in 2000 tussen 10^{-9} en 10^{-8} Ci/m³ zijn. Tegen 2010 kan een stijging met een factor 3 plaats vinden(15), alles in de onderstelling van totale lozing en normale herwerking.

De concentratie op 1 km van een 1000 MWe PWR zal voor 3000 Ci/y, gemiddeld $\approx 2 \cdot 10^{-10}$ Ci/m³ bedragen bij grondlozing of minder dan 10^{-9} Ci/m³ voor een reactorpark van 4 reactoren. Dit impliceert een dilutiefactor van $2 \cdot 10^{-6}$ sec/m³ vanop de top van een reactorgebouw tot 1 km (16). Het Belgisch nucleair programma (hypothese III - 16500 Mwe in 1990)(17) dat verder in fig.4 besproken wordt, zou met de vereiste herwerkingscapaciteit voor België alleen, $3.1 \cdot 10^6$ Ci/y ^{85}Kr lozen in 1990 en geëxtrapoleerd tot 2000 $6 \cdot 10^6$ Ci/y. Dit zou voor de realistische Belgische situatie gemiddeld een concentratie van $2.7 \cdot 10^{-8}$ Ci/m³ veroorzaken in de buurt. (dilutiefactor $1.4 \cdot 10^{-7}$ s/m³) (5).

Rond reactoren stelt er zich geen direkt probleem van overschrijding der der normen, rond grote bewerkingsfabrieken kan in 2000 de MTC voor de buurtbevolking, $3 \cdot 10^{-7}$ Ci/m³, bereikt worden (18).

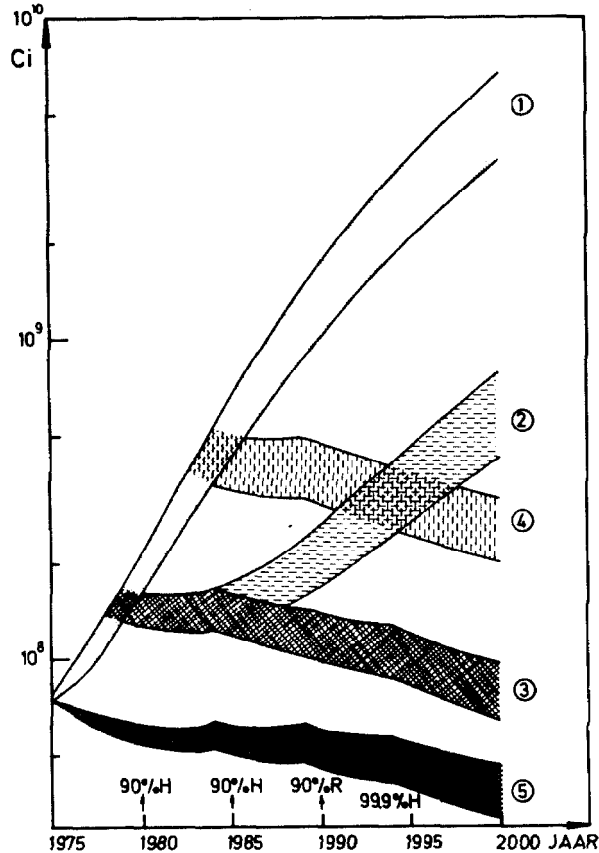


Fig.3. Gecumuleerde ^{85}Kr activiteit in de atmosfeer door de nucleaire energie (min.en max.prognoses wereld).
 curve 1 totale lozing
 curve 2 90% retentie bij herwerking vanaf 1980
 curve 3 90% retentie vanaf 1980,99% vanaf 1985, 99.9% vanaf 1995 bij herwerking en 90% vanaf 1990 bij reactoren
 curve 4 zelfde retentieprogramma als 3 maar 5 jaar later ingevoerd
 curve 5 zelfde retentieprogramma als 3 met 5 jaar vertraging bij de herwerking

4. RADIOLOGISCHE GEVOLGEN

4.1. ^{85}Kr dosimetrie

Dosisberekeningen uitgaande van ^{85}Kr concentraties in lucht vertonen een spreiding naargelang de auteurs (2) (19)(20), te wijten aan de verschillende nauwkeurigheid of volledigheid van de gebruikte formules en gegevens. Voor een concentratie van $3 \cdot 10^{-7} \text{Ci/m}^3$ is de dosis in een punt in vrije lucht 1.07 rad/y of .122 mrad/h. Aan de oppervlakte van onbedekte huid varieert de dosis van 499. tot 628. mrad/y. Ter hoogte van de ge-

voelige huidlaag is dit 312. à 435 mrad; voor het ganse lichaam 4.2 à 7. mrad; voor de gonaden 5.0 à 7.0 mrad/y; voor de longen 12. à 70 mrad/y. Na een dosimetrieanalyse met vergelijkende literatuurstudie weerhielden we de hiernavolgende resultaten .

De externe β^- -komponent heeft een gemiddelde energie van 245.3 keV zoals blijkt uit de volledige spectrumanalyse van Mantel J.(21). De maximum dracht in de huid is 2.3 mm, de gemiddelde dracht .54mm.(22). Uit de elementaire dosisbetrokking voor blootstelling van de oppervlakte van de huid aan een uniforme β -activiteit in lucht , $D_{\text{lucht}} = 1.85 \cdot 10^4 C \bar{E}_{\beta} / \rho$ (MeV/g-sec), kan de huidoppervlakte dosis in weefsel afgeleid worden. Na correctie voor de remvermogenverhouding lucht/weefsel (22) bedraagt zij: $D_{\text{huid}} = 2.01 \cdot 10^9 C \left(\frac{\text{mrad}}{\text{y}} \right)$. C is de luchtconcentratie in Ci/m³, \bar{E}_{β} is de gemiddelde β -energie; ρ is de luchtdensiteit.

De epidermis heeft volgens de recente "Standaard-Man " gegevens van de ICRP (International Commission on Radiation Protection) een gemiddelde dikte van 50 μm . Wanneer we corrigeren voor de 14 μm dikte van de dode huidlaag, ligt de gevoelige huid op gemiddeld 32 μm diepte of met een gemiddelde epidermisdensiteit van 1.145 g/cm³, op 3.7 mg/cm². (23)

Uit de uitdrukking van Loevinger toegepast voor ⁸⁵Kr volgt dat op deze diepte de dosis 70% bedraagt van de oppervlakedosis.(20)

of $D_{\text{epi}} = 1.41 \cdot 10^9 C \left(\frac{\text{mrad}}{\text{y}} \right)$.

Hierbij moet nog 4.4 mrad/y externe γ -dosis en 1.5 mrad/y remstralingsbijdrage gevoegd worden. Deze laatste component wordt alleen door Hendrickson berekend (20) terwijl de meeste auteurs nalaten de remvermogencorrectie door te voeren, Diethorn(2) gebruikt een gemiddelde huiddosis(70 mrad/y) wat een onderschatting is, terwijl hij de dosis in het ademhalingsstelsel hieraan gelijk stelt, wat een overschatting is. Volgens onze berekeningen voor een lucht concentratie van $3 \cdot 10^{-7} \text{Ci/m}^3$ krijgt de oppervlakte aldus 609.mrad/y,de epidermis 426.We berekenen de longdosis met de onderstelling dat de geëmitteerde β 's volledig geabsorbeerd worden. Voor een sferisch longvolume van 1.75 l zou de gemiddelde koordlengte 10 cm bedragen n.a.w.voor een massa van .5 kg per long, 2.6 g/cm². De elektronendracht voor de gemiddelde β energie is $6.2 \cdot 10^{-2} \text{g/cm}^2$ en dus verwaarloosbaar klein. Ongeacht de structuur van het longweefsel of de dosisdistributie, is de gemiddelde longdosis gelijk aan de geëmitteerde energie gedeeld door de longmassa (1 kg voor beide longen). Voor een luchtconcentratie van $3 \cdot 10^{-7} \text{Ci/m}^3$ en een gemiddeld geïnhaald luchtvolume van 3.5l, is de jaarlijkse interne β -dosis 4.9 mrad, wat overeenkomt met

Hendrickson (20) die uit een studie van Whitton 5 mrad/y afleidt. De bijdrage van het opgelost ^{85}Kr in het bloed en longweefsel is hierbij verwaarloosbaar. De long ondergaat daarenboven de externe γ -bijdrage, wat de totale longdosis op 10.8 mrad/y brengt. Het luchtpijpweefsel kan een dosis tot 20 mrad/y oplopen, (1) andere delen van de long mogelijks meer. De totale lichaamsdosis is groter wanneer het vet in rekening gebracht wordt doordat de grote oplosbaarheid van krypton in vet een interne β -dosis van .6 mrad/y bijdraagt (2), waardoor we als totale lichaamsdosis 6.5 mrad/y weerhouden of 5.9 mrad/y voor de bloedvormende organen alleen. De gonadendosis bij de man is door de vetbijdrage en door de externe β -komponent lichtjes hoger en bedraagt 6.1 mrad/y.

Uit deze analyse blijkt dat de huiddosis de kritische limiterende dosis vormt. Diethorn (2) suggereert hierbij de totale lichaamsvetdosis in g-rad als mede-index voor de schade te gebruiken. Kirk(24) acht het, als besluit van recente in vivo ^{85}Kr inhalatie-experimenten op Guinese biggen, voor mogelijk dat de schade aan de longen door langdurige lichte bestralingen groter kan zijn dan deze aan de huid. In vivo experimenten met acute en chronische blootstelling in ^{85}Kr -rijke atmosfeer zijn dringend noodzakelijk. In onze dosisberekeningen werden in tegenstelling met sommige auteurs (14)(29) geen attenuatie voor kleding of verblijf binnenshuis in acht genomen omdat de schade de globale wereldbevolking in verschillende leefomstandigheden treft. De huiddosis bij kinderen kan een weinig meer bedragen dan de vermelde waarden door de andere huidkarakteristieken (23).

4.2. Normdiskussie

De maximaal toelaatbare concentratie voor continue tewerkstelling is $3 \cdot 10^{-6} \text{ Ci/m}^3$ (5 rem/y); voor de buurtbevolking bedraagt de MTC 310^{-7} Ci/m^3 op basis van 500 mrem/y; voor genetisch effect op de totale bevolking bedraagt ze in België 10^{-7} Ci/m^3 (5 rem op 30 y) of een fractie daarvan in sommige andere Europese landen.

Er zijn geen ICRP aanbevelingen i.v.m. somatisch effect voor de totale bevolking, tenzij dat de doses zodanig moeten beperkt zijn, als redelijk haalbaar is. Diverse auteurs suggereren terecht dat in de huidige ICRP logica, de MTC maximaal toelaatbare concentratie voor ^{85}Kr met een factor 5 à 10 mogen verhoogd worden, naargelang de huiddiepte die als kritisch aanzien wordt. (9)(20)(25).

De huidige MTC(ICRP 2) (18) is gebaseerd op onderdompeling in een halve sfeer edelgas. Elke β met energie groter dan .1MeV wordt hierbij gelijk-

geschakeld met een γ voor totale-lichaamsdosisberekening. Doordat bij ^{85}Kr de .67 MeV β sterk overweegt met maximum dracht 2.3 mm, is de dosis grotendeels beperkt tot de huid zelf die een gemiddelde dikte heeft tussen 2 en 3 mm. Voor de huid is de maximaal toelaatbare dosis voor de buurtbevolking echter 3 rem/y i.p.v. .5rem/y. Op basis van onze dosisberekeningen voor de epidermis zou de MTC aldus $2.1 \cdot 10^{-6} \text{ Ci/m}^3$ mogen bedragen i.p.v. $3 \cdot 10^{-7} \text{ Ci/m}^3$, of een factor 7 meer. De ICRP heeft hierin nog geen beslissing genomen zodat de eerder vermelde MTC waarden voorlopig geldig blijven.

De oorspronkelijke versie van de U.S.A. "as low as practicable" ontwerpcriteria (1971)(16) voorzag voor de naburige bevolking 10 mrem/y wat overeenkomt met $6 \cdot 10^{-9} \text{ Ci/m}^3$ en voor de ganse U.S.A. bevolking 1 mrem/y of $6 \cdot 10^{-10} \text{ Ci/m}^3$. De finale versie van deze ontwerpcriteria (1975)(26) preciseert in dosistermen een maximale totale lichaamsdosis van 5 mrem/y en een huiddosis van 15 mrem/y per 1000 MWe.

De EPA (Environmental Protection Agency) heeft recent een lozingsstandaard voorgesteld voor ^{85}Kr (27), die in voege zou moeten treden in 1983 en de totale lozing per 1000 MWe beperkt tot 50.000 Ci/y of ongeveer 17% van de huidige lozing.

4.3. Aktuele en toekomstige doses.

De doses door de aktuele globale atmosferische pollutie bedragen nu $5.4 \cdot 10^{-2}$ mrad/y in lucht, $3.0 \cdot 10^{-2}$ aan de huidoppervlakte, $2.1 \cdot 10^{-2}$ aan de epidermis, $3.2 \cdot 10^{-4}$ voor het ganse lichaam en $5.4 \cdot 10^{-4}$ voor de longen. Volgens onze maximumprognose zouden de doses door globale pollutie alleen in 2000 de volgende zijn : 6.4 mrad/y in lucht, 3.6 aan de huidoppervlakte, 2.5 aan de gevoelige huidlaag, .035 à .039 voor het ganse lichaam, .037 voor de gonaden en .065 voor de long.

De huiddosis kan in onze streken tot maximaal 20 mrad/y in 2000 en 60 mrad/y in 2010 oplopen door de geografische ligging. Rond een reactorpark zal de huidoppervlakedosis voor de buurtbevolking in 2000 daaraan maximaal 3 mrad/y toevoegen. Een herwerkingsfabriek van de capaciteit van de Belgische produktie(hyp III figuur 4) zou in 2000 de naburige bevolking een supplementaire dosis geven van 75 mrad/y naast een totale lichaams en gonadendosis van .9 mrad/y en een longdosis van 1.3 mrad/y volgens de vermelde dilutieonderstelling. Hieruit volgt dat met de huidige MTC waarden, er zich geen problemen zullen stellen rond reactoren maar wel vanaf 2000 in de nabijheid van de grote herwerkingsfabrieken.

De essentiële norm die vereist is voor dit probleem namelijk voor somatisch effect op een totale bevolking is onbestaande behalve in de basisfilosofie van de radioprotectie die zegt dat " de dosis zo laag moet zijn als redelijk haalbaar is". Hiervoor zijn kosten-baten-studies en bevolkingsdosisberekeningen noodzakelijk. (28)

De EPA vertaalde dit in voorstellen voor lozingsbeperkingen.(27). Een andere EPA studie (29) illustreert duidelijk het wereldbevolkingsdosisprobleem van ^{85}Kr : de U.S.A. ^{85}Kr lozingen zouden slechts 7% van de schade veroorzaken in de U.S.A. zelf (.3% binnen 80 km) en 93% in de rest van de wereld.

4.4. Bevolkingsschade.

We hebben getracht de bevolkingsdoses te berekenen van de wereld ^{85}Kr -pollutie van de periode 1975-2000 met de huidepidermis als kritisch orgaan. Aangezien het BEIR(Biological Effects of Ionising Radiation)-rapport van de US-National Academy of Sciences (30) het bij gebrek aan gegevens niet aangewezen acht om risicoschattingen te maken voor huidkanker, hebben we geïnspireerd door Cohen J.J.(31) een totale-lichaamsequivalent huidrisico gedefinieerd als 1/6 van het totale somatisch risico, conform met het relatief huidrisico t.o.v. het gehele lichaam gebruikt door de ICRP. Volgens BEIR en UNSCEAR(United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation)zijn er $1.8 \cdot 10^4$ fataliteiten per manrem(32) (of $3 \cdot 10^{-5}$ voor de huid) en $1.6 \cdot 10^{-4}$ voor het fataal genetisch risico. We onderstelden een wereldbevolking in 1970 van $3.56 \cdot 10^9$ personen met een groei van 2%. Wanneer we rekening houdend met onze dosimetrieresultaten en met de vermelde risicoonderstellingen, kurve 1 uit fig.3 integreren en omrekenen in slachtoffers, bekomen we in de minimum hypothese 4190 slachtoffers (3540 door huidepidermisschade) en 7750 in de maximum hypothese . 48% van de schade wordt aangericht na 2000.

5. ECOLOGISCHE GEVOLGEN

Door experimenten op laboratoriumschaal en door achtergrondanalyse, slaagde de Vohra erin een correlatie aan te tonen tussen radioactieve en chemische pollutie (33). In een klassiek gepollueerde atmosfeer (vanaf .01 ppm SO_2) zou een radioactieve β -pollutie reeds vanaf enkele $\mu\text{rad/h}$, maar vooral vanaf 1 mrad/h druppelvorming kunnen in de hand werken. In de gasuitlaat van een reactor of herwerkingsfabriek kunnen doses voorkomen van de orde μrad tot rad/h. De momentele concentratie voor de 2 kerncentrales te Doel

mag maximaal 410^{-3} Ci/m³ aan edele gassen bedragen in de uitlaat, wat voor ⁸⁵Kr overeenkomt met 1.65 rad/h; de uitlaat van een koolcentrale bevat 1. tot 1000. ppm aan SO₂, stadslucht tot .2 ppm. Uit deze cijfers volgt dat vestiging van kerncentrales in industriële gebieden bijzondere aandacht zou kunnen vereisen in verband met eventuele klimatologische effecten. Deze synergistische studies verkeren in een beginfase van wetenschappelijk onderzoek en hun gevolgen zijn nog onvoldoende bevestigd. De ⁸⁵Kr β -achtergrondverstoring (10^9 in 2000, of 2.8 μ rad/h uniform verspreid in onze atmosfeer (van de grootteorde 10 mrad/h in de buurt van van lozingspunten) is zo enorm dat alle mogelijke ecologische gevolgen grondig moeten bestudeerd worden. Ze illustreren tevens de onvolledigheid van radiologische normen die in de toekomst waarschijnlijk naar globale ecologische normen zouden kunnen evolueren om het globale stralingsrisico te omvatten.

6. ELIMINATIEOPLOSSINGEN

Het is op dit ogenblik technisch mogelijk om ⁸⁵Kr te elimineren met een retentiefactor van 90 à 99.9%; dit wordt uitvoerig behandeld in (29)(35) en (36). In het SCK(Studiecentrum voor Kernenergie-Mol-België) worden studies uitgevoerd om dergelijke technieken voor België op punt te stellen.(34). In figuur 3 wordt uitgaande van onze prognoses tot 2000(curve 1) een optimaal retentieprogramma uitgewerkt; 90% retentie vanaf 1980 bij de herwerking laat toe de pollutie te stabiliseren tot 1985 (curve 2), waarna 99% en na 1995 99.9% retentie noodzakelijk is (curve 3), eventueel aangevuld met een retentie van 90% vanaf 1990 in de reactoruitlaat als op die plaatsen 1% van het geproduceerde ⁸⁵Kr geloosd zou worden. Een vergelijking met curve 4(hetzelfde programma 5 jaar later) illustreert het nut van een snelle ingreep vanaf 1980 om de milieu belasting na 2000 te beperken.

Een realistische vertraging bij de herwerking op wereldvlak met 5 jaar door het capaciteitstekort, zou wel toelaten de invoering van het retentieprogramma te vertragen(curve 5). De optimalisatie (curve 4) zou slechts 300 slachtoffers vergen op wereldvlak i.p.v. 4190 bij totale lozing in de minimum hypothese, met 18% (i.p.v.48%) van de schade na 2000. De eliminatiesystemen variëren van totale stockage onder druk(te grote volumes door aanwezigheid van 14 x meer niet actieve krypton componenten en Xenon (25)), over vasthouden van het gas op actieve kool of moleculair filters bij vloeibare stikstoftemperatuur(groot verbruik N₂, explosie-

gevaar) en bindingen in vaste fase (clathraten in onderzoeksfase (36)) tot cryogene destillatie en of selectieve absorptie (37).

De kostprijs op het niveau van de LWR werd voor de diverse technieken bestudeerd in de EPA-studie (29). De cryogene destillatietechniek (PWR-2A) is optimaal voor het in België gebruikte reactortype. De kostprijs bedraagt 28 miljoen BF aan kapitaalinvestering en 12 miljoen BF aan jaarlijkse werkingskosten voor 97% retentie bij een 1000 MWe reactor. (1973 prijzen). Deze cryogene destillatietechniek is hoofdzakelijk uitgewerkt voor Xe-reductie, wat dus inclusief in de prijs vervat is. Xe heeft daarenboven een eigen marktwaarde en vormt op reactorniveau een urgenter pollutieprobleem dan ⁸⁵Kr. In 1973 kostte deze techniek .6% van de nucleaire kWh productieprijs of .003 BF omgerekend voor de actuele Belgische prijs (17). Voor de wereldreactorontwikkeling illustreert een ruwe berekening dat dit in 2000 een investering betekent van 10^{11} BF met $2.4 \cdot 10^{11}$ BF gemiddelde werkingskosten over die periode. De werkelijke kostprijs zal lager zijn dan $3.5 \cdot 10^{11}$ BF door de geconcentreerde bouw van de reactorparken en door de late noodzaak (1990 of later bij betere lektheid van de brandstofstaven) voor invoering van retentietechnieken bij reactorbouw. Voor een herwerkingsfabriek met eenzelfde grootteorde als voorzien voor België (300 ton/y), namelijk in Midwest, U.S.A. (General Electric) bestaat een offerte voor een cryogene destillatietechniek met retentie-factor 99.9% voor 120 miljoen BF aan investering en 4 miljoen BF aan jaarlijkse werkingskosten. (29) De kostprijs is sterk afhankelijk van het ontwerp van het oplossingsproces en zou bij aanpassing van een oude fabriek veel meer bedragen. Het is immers noodzakelijk de afvoer van gassen te centraliseren en hun volume te beperken. De kostprijs voor vermelde fabriek zou voor 25 y herwerking van de brandstof van ≈ 11 reactoren van 1000 MWe met werklust 70% of $1.65 \cdot 10^{12}$ kWh, ongeveer $2.2 \cdot 10^8$ BF bedragen of .0001 BF per kWh. Dit bedrag is net als voor de reactor kost te vermeerderen voor schuldlast en prijsverhoging na 1973, maar bedraagt in elk geval minder dan .0005 BF/kwh.

Op wereldschaal zou de kostprijs $8 \cdot 10^{10}$ BF bedragen of samen $4.3 \cdot 10^{11}$ BF, berekend op basis van 1000 MWe reactoreenheden en 300 t/y herwerkingsfabrieken en voor een gemiddeld vermogen over een periode van 25 jaar. De installaties blijven ook na 2000 bestaan, wat hun kostprijs relatieveert. Men kan konkluderen dat voor herwerking alleen de grootteorde van de kostprijs 10^{11} BF bedraagt. Voor een totale Kr + Xe aanpak op herwerking en

reactorniveau ligt de prijs tussen 10^{11} en 10^{12} BF in de minimumprognose. Op basis van het aantal slachtoffers berekend in de minimumhypothese, en rekening houdend met de waarde van 40.000 BF/manrem totale lichaamsdosis, voorkomend in de nieuwe U.S.A. wetgeving (26), bedraagt de globale ^{85}Kr pollutieschade van het kernenergieprogramma 1975-2000 $7.9 \cdot 10^{11}$ BF voor een totaal lichaamsequivalent huidrisico van $1.18 \cdot 10^8$ manrem. Wanneer we alleen rekenen met het totale lichaamsrisico, het genetisch risico en het groter longrisico bedraagt de schade $1.4 \cdot 10^{11}$ BF ($1.7 \cdot 10^6$ manrem voor totale lichaam, $1.7 \cdot 10^6$ manrem genetische dosis, $3 \cdot 10^6$ manrem longdosis). Cohen (28) bekomt 10^{12} BF. Een integratie en verrekening van onze prognosecurve levert 83 manjaar Ci/m³ op door ^{85}Kr afkomstig van het kernenergieprogramma 1975-2000. Uit de cijfers van deze klassieke kosten-baten analyse blijkt dat zelfs enkel voor reductie van totale lichaam en genetisch risico een retentie op herwerkingsniveau verantwoord is door zijn kosten-effektiviteit. Het huidrisico en de kostprijs ervan wettigt in de gemaakte hypothesen het optimaal retentieprogramma. De geringe weerslag van de invoering van deze pollutiecontroletechniek op de kWh prijs verantwoordt een zo snel mogelijke verplichting. Bovendien moet de ecologische onzekerheid en de ethische dimensie van het probleem in rekening worden gebracht door het feit dat de ontwikkelde landen door hun kernenergiegebruik vooral deze schade zullen berokkenen aan dichtbevolkte, meestal onderontwikkelde gebieden. Dit is tegenstrijdig met de basisfilosofie van de radioprotectie die bepaalt dat elke stralingsschade door een techniek slechts dan verantwoord is als deze meer voor-dan nadelen met zich brengt. Tenslotte kan ook het industrieel en onderzoeksgebruik van kryptongas (vulgas, isolatiegas) door deze pollutie in gevaar komen door de stijgende specifieke radioactiviteit (2 mCi per m³ kryptongas in 2000 (36)). België zal in 2000 ongeveer .8% produceren van de nucleaire energie zodat een financiële inspanning van $3.5 \cdot 10^9$ BF verantwoord is. Dit is een factor 10 hoger dan de kostprijs van deze pollutiekontrolle in de vereiste herwerkingsfabriek.

6. AFVALPROBLEEM

De eliminatietechniek van ^{85}Kr lost het probleem niet volledig op, maar verschuift het naar de afvalbehandeling, waaraan een nieuwe dimensie wordt toegevoegd nl. de stockage van gasvormige radioactiviteit onder druk. Het accidenteel-en sabotage-risico bij de afvalstockage wordt hierdoor verzwaaard. We berekenden de ^{85}Kr hoeveelheid die bij optimale retentie

van de Belgische nucleaire productie zou moeten gestockeerd worden. De Belgische nucleaire opties van de Commissie van Beraad over Kernenergie zijn weergegeven in hypothese II en III in figuur 4 (17). De ^{85}Kr stock door opbrengst uit retentie zal in 1992 26M Ci, respektievelijk 34 M Ci bedragen.

We berekenden de doses die een vrijlating in de atmosfeer van deze totale stock voor gevolg zou hebben in de nabijheid van de stockageplaats bij een ongunstige weerskategorie F met een realistische ongunstige windsnelheid van 1 m/s. De berekening is gebaseerd op de uitdrukking van Pasquill met gebruik van de gegevens van Briggs voor de spreidingswaarden, zoals toegepast in het Rasmussen rapport (38).

De doses zoals weergegeven in tabel onderstellen continu verblijf op die

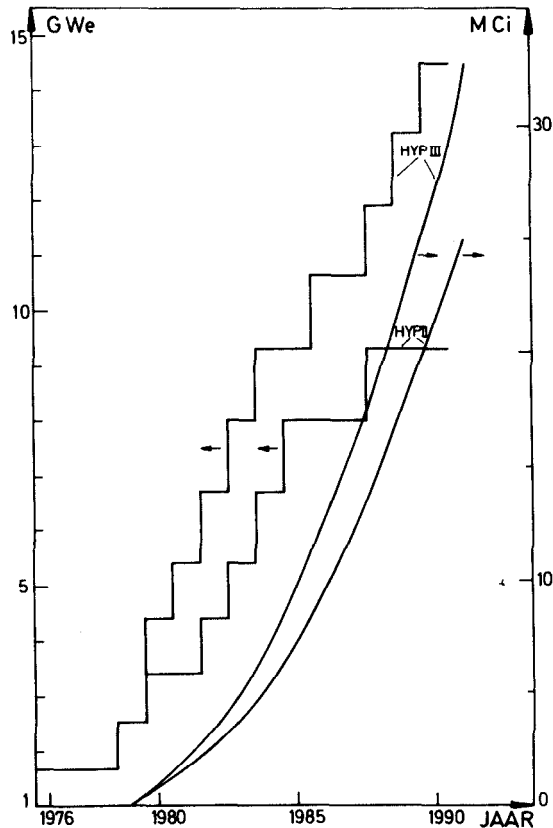


Fig.4. Nucleair vermogen voorzien voor België volgens 2 groeihypothesen (links). Opgevangen ^{85}Kr bij de herwerking van de brandstof van deze nucleaire programmas (rechts)

WEER- TYPE	HOOGTE VAN DE LOZING (M)	VERWIJDERING UIT DE AS(M)	AFSTAND (KM)			
			0.1	1	3	10
F	0	0	(1.8 10 ⁶)	950	220	50
F	0	50	0	520	200	50
F	20	0	0	250	160	45
A	0	0	1300	13	1.7	.18

TABEL.

Maximale geïntegreerde dosisequivalent in rem bij accidentele lozing van 34 MCi.

plaats gedurende de lozing. Hieruit volgt dat een gespreide en bewaakte stockage noodzakelijk is door het groot risico voor de tewerkgestellten en voor de naburige bevolking. De kostprijs van 100 jaar bewaking kan hoog oplopen, is niet begrepen in boven vermelde cijfers, maar dient gezien in de aparte globale afvalstockageprijs waarvan het aandeel in de kWh prijs op dit ogenblik vrij laag geschat wordt.

Laser (39) bestudeerde stockagealternatieven, **verwierp stockage in ondergrondse lagen**, doordat corrosie het gas kan vrijmaken dat snel tot de oppervlakte zou doordringen.

Hij suggereert stockage in de diepzee waar de residentietijd bij vrijlating meer dan 1000 jaar zou bedragen zonder ecologisch risico door het inert karakter van krypton.

Grondig ecologisch onderzoek is vereist naar de toepasbaarheid van dit interessant alternatief.

CONCLUSIE

Het ⁸⁵Kr pollutieprobleem door de nucleaire energie stelt nog **geen** noemenswaardige problemen op dit ogenblik, maar wordt vanuit de radioprotectiefilosofie onaanvaardbaar omwille van de radiologische gevolgen tegen de eeuwwisseling. Een aanpak vanaf 1980 dringt zich op door de lange verblijfsduur in de atmosfeer en door de gevolgen na 2000.

Een technisch en economisch haalbaar retentieprogramma werd uitgewerkt. Er zijn aanwijzingen voor ernstige ecologische gevolgen door een achtergrondverstoring van 10^9 en door lokale lozingen van herwerkingsfabrieken of reactorparken in klassiek industriële gebieden. De eliminatie van ^{85}Kr vergroot het afvalstockageprobleem en vooral het sabotagerisico. Diepzeelozing dient bestudeerd te worden. Het is weinig effectief deze pollutie in één land of op Europees vlak aan te pakken. (14). Daar de ganse wereldbevolking wordt getroffen door de ^{85}Kr pollutie, terwijl er weinig directe nadelen aan verbonden zijn voor de producerende landen, is de organisatie van de globale aanpak van het probleem de taak van de Wereldgezondheidsorganisatie.

BEDANKING

De auteurs bedanken Prof.Dr.A.J.Deruytter, directeur van het Laboratorium voor Kernfysika en Prof.Dr.O.Segaert, directeur van de Centrale Dienst voor Fysische Controle, voor de bekomen faciliteiten en voor de nuttige discussies; Dr.G. Thielens, Hoofd van de Dienst Veiligheid van de R.U.G. voor zijn stimulerende bijdrage en interesse; de fissiegroep van het Laboratorium voor Kernfysika voor de verstrekte informatie, dhr.R.Verspille voor de tekeningen en Mevr.Polfliet-Van Waeyenberge voor het typewerk. G.Eggermont en A.Janssens danken het Interuniversitair Instituut voor Kernwetenschappen voor de nodige fondsen.

REFERENTIES

- (1) WHITTON, J.T., Health Phys. 23, 10 (1972) 573.
- (2) DIETHORN W.S. en STOCKO W.L., Health Phys. 23, 11 (1972) 653
- (3) TADMOR J., Health Phys. 24,1 (1973) 37
- (4) FESSLER H., KÖNIG L.A., NESTER K. en WINTER M., IAEA-SM-172/23(1973) 663
- (5) GUSTAFSSON B. en OSIPENCO A, Monitoring of radioactive effluents, Eurochemic, Mol, België (1974)
- (6) CEG, Doc.V/3560/75, Bilan des rejets (1975).
- (7) WIPPERMAN F., CEG, Rep.064-06-72 PSTD (1974).
- (8) MACHTA L., FERBER G.J. en HEFFTER J.L., IAEA-SM-181/7(1974)411.
- (9) PANNETIER R., CEA-R-3591 (1968).
- (10) SCHRÖDER J., MÜNNICH K.O. en EHHALT D.H., Nature 223(1971)614.
- (11) KISHIDA HPRA 121 (1974).
- (12) IAEA, GOODMAN E. en KRYMM R., Bulletin 17 (1975) 3.
- (13) NUCLIDES and ISOTOPES, General Electric, 11e ed., Knolls Atomic Power Lab., Schenectady, N.Y.(1972).
- (14) KELLY G.N., JONES J.A., BRYANT P.M. en MORLEY F., CEG, R-079-74-8 PST GB (1975).

- (15) EGGERMONT G., Commissie van Beraad over Kernenergie in Rapport Gezondheid, Min.Econ.Zaken, België (1976).
- (16) PIGFORD T.H., Ann.Rev.Nucl.Sc., 24 (1974) 515.
- (17) COMMISSIE VAN BERAAD OVER KERNENERGIE, Rapport Economische en Financiële aspecten, Min. Ekon.Zaken,België(1976).
- (18) ICRP, Publ.2 (1958) 6 .
- (19) ROHWER P.S., Oak Ridge, SM-172/76 (1974).
- (20) HENDRICKSON M.M., IAEA-SM-146/12 (1972).
- (21) MANTEL J.,Int.Journ.Rad.Isot.23 (1972) 407.
- (22) PAGES L., BERTEL E., JOFFRE H., SKLAVENTITIS L., CEA-R-3942(1970).
- (23) ICRP, Publ.23 (1975).
- (24) KIRK W.P.,REHNBERG B.F.,Health Phys.28,3(1975)249-284.
- (25) DUNSTER H.J.,WARNER B.F.,AHSB (RP)R 101 (1970).
- (26) 10CFR50, App.I., USA Feder.Reg.,5 may 1975.
- (27) US-EPA,Feder.Reg. 40, 29 may 1975, 104.
- (28) ICRP, Publ.22 (1973).
- (29) Environmental Analysis of the Uranium fuel cycle
EPA -520/9 - 73- 003 - A, B en C (1973).
- (30) BEIR-Report, US-NAS (1972).
- (31) COHEN J.J., IAEA-SM-197/17 (1975) 285.
- (32) COHEN B.L., Health Phys. 30,4(1976) 351 .
- (33) VOHRA K.G.,IAEA-SM-181/1 (1974) 109.
- (34) BROOthaerts J.,COLLARD G., BRUGGEMAN A., GOOSSENS W.R.A., BAETSLE L.H.
IAEA-SM-207/8 (1975).
- (35) KEILHOLTZ G.W.,Nuclear Safety, 12,6 (1971) 591.
- (36) VOJIR F. en SCHONFELD T., Allgemeine und Praktische Chemie,24(1973)51.
- (37) MERRIMAN J.R.,STEPHENSON M.J.,DUNTHORN D.I. en PASHLEY J.H., OECD
Waste Manag.Conf.(1972) 153.
- (38) Reactor Safety Study,WASH-1400,App.VI(1975) A1.
- (39) LASER M., BEAUJEAN H., BOHNENSTINGL J., FILSS P.,HEIDENDAEL M.,
ST.MASTERA, MERZ E., VYGEN H., OECD Waste Manag.Conf.(1972) 77.

DISCUSSIE

F. LUYKX (Direction Santé et Sécurité de la Commission Européennes,
Luxembourg).

In deze voordracht wordt gesteld dat tegen het jaar 2000 de lozing van krypton-85 door de grote opwerkingsfabrieken radiologische problemen zal stellen voor de buurtbevolking.

Dit lijkt me in tegenspraak met de resultaten in het rapport van G.N. Kelly e.a. "The predicted radiation exposure of the population of the European Community resulting from discharges of krypton-85, tritium, carbon-14 and iodine-129 from the nuclear power industry to the year 2000" dat onlangs werd gepubliceerd door de Europese Commissie. Hier ziet men op fig. 7 dat op 1 km afstand van een 100 m hoge schoorsteen de huiddosis 2 mrad/jaar en de gonadendosis $3 \cdot 10^{-2}$ mrad/jaar bedraagt voor een lozing van 10^6 Ci krypton-85 per jaar.

Deze curve werd berekend uitgaande van typische atmosferische verdunningscondities voor het Verenigd Koninkrijk maar die ook geldig zijn voor alle geographische breedtes met een gematigd klimaat, voorzover de topographie niet te uitzonderlijk is.

Een opwerkingsfabriek voor UO_2 -elementen met een capaciteit van 1 500 ton uranium per jaar (wat als een representatieve fabriek voor de toekomst mag worden beschouwd) loost ongeveer $2 \cdot 10^7$ Ci krypton-85 per jaar. Deze activiteit zou dus een huiddosis veroorzaken van 40 mrad/jaar of 1,3 % van de ICRP-dosis-limiet en een gonadendosis van 0,6 mrad/jaar of 0,12 % van de dosis-limiet.

Hieruit blijkt dat de stralenbelasting in de buurt van een grote opwerkingsfabriek te wijten aan krypton-85 lozingen radiologisch van weinig betekenis zal zijn.

G. EGGERMONT : Antwoord op het commentaar van de heer F. LUYCKX.

Volgens onze berekeningen kan in 2000 de gemiddelde luchtconcentratie aan ^{85}Kr rond grote herwerkingsfabrieken door directe lozingen, oplopen tot 10 % van de maximaal toelaatbare concentratie. Daarbij voegt zich de globale atmosferische concentratietoename.

Onze dosisberekeningen illustreren dat de dosis rond herwerkingsfabrieken in 2000 tussen 10 en 100 mrad/y zullen liggen, meer specifiek voor uw voorbeeld rond 65 mrad/y huidoppervlakedosis. Onze dilutiegegevens zijn realistisch voor de Belgische situatie maar kunnen lichtjes verschillen van Kelly.

Onze dosisberekeningen zijn iets hoger omdat gecorrigeerd werd voor weefsel, omdat remstraling werd in acht genomen en omdat we attenuatie voor kleding of behuizing inopportunity achten.

Er is geen tegenstelling in dosiscijfers met het E.E.G.-rapport maar wel een verschil in interpretatie van de normen. De maximaal toelaatbare dosis in radioprotectie moet beschouwd worden als een absoluut maximum dat op verre na niet hoeft benaderd te worden als het technisch en economisch enigszins anders kan. Dit is zoals aangetoond het geval voor Krypton.

Wanneer de bevolkingsdosis in een sterk bedreigd gebied oploopt tot 1 à 10 % van de toegelaten dosis door één polluerende stof, vinden wij dit radiologisch problematisch, conform met de norm interpretatie van Prof. Dr. LAFONTAINE in het Rapport Gezondheid van de Commissie van Be-raad over Kernenergie.

We gaan wel akkoord dat het buurtbevolkingsprobleem secundair is, vergeleken met het globale bevolkingsrisico, wat de hoofdreden is waarom de U.S. Environmental Protection Agency een ^{85}Kr retentie van 83 % wil opleggen aan herwerkingsfabrieken vanaf 1983.

Ter illustratie kan aangestipt worden dat de nieuwe U.S.A. wetgeving een maximum van 15 mrem/y op de huid voorziet in de buurt van reactoren per eenheid 1000 MWe.

Er ontbreken vooral design criteria voor herwerkingsfabrieken.

ABSTRACT : ATMOSPHERIC ^{85}Kr POLLUTION BY NUCLEAR ENERGY.

The nuclear energy development will cause in 2000 a global atmospheric ^{85}Kr pollution of 1 to $1.8 \cdot 10^{-9}$ Ci/m³. Higher maxima can occur in the northern troposphere and in the neighbourhood of reprocessing centers. The resulting doses are lower than M.P.D. for population at risk and for genetic risk for the total population. The somatic risk for the total population considering essentially the skin as the most exposed organ results in 4000 to 8000 victims especially in the densely populated world regions.

Control techniques such as cryogenic distillation are cost-effective. The application in reprocessing centers influences the cost of the kWh by about 1%. The combined climatological effects of nuclear and chemical pollution demand further research. An optimal time schedule for application of retention is calculated and can be postponed if further reprocessing delays occur; 90 % in 1980 and 99 % in 1985 can stabilise the pollution. Risks of gaseous waste-management are quantified for Belgian nuclear programmes.

RÉSUMÉ : LA POLLUTION ATMOSPHERIQUE DU AU ^{85}Kr PAR L'ÉNERGIE NUCLEAIRE.

La pollution du ^{85}Kr par l'énergie nucléaire augmentera vers une concentration atmosphérique de 1 à $1.8 \cdot 10^{-9}$ Ci/m³ (dans l'air) en 2000. Dans la troposphère nordique et aux environs des usines de retraitement la concentration sera plus haute. Les doses résultantes restent plus bas que la D.M.A. pour la population voisine et pour le risque génétique général. L'effet somatique pour la population entière avec la peau comme organe critique causerait 4000 à 8000 victimes surtout dans les régions à population dense. Les techniques d'élimination tels que la distillation cryogénique sont coût-effectifs, surtout au niveau des usines de retraitement. Ils n'augmentent le prix du kWh que de 1 % environ. Les effets climatologiques combinés des pollutions nucléaires et chimiques exigent une étude plus approfondie. Un programme optimal d'application des techniques de contrôle est calculé : une rétention de 90 % en 1980 et de 99 % en 1985 est nécessaire pour stabiliser la pollution. Le programme peut être retardé par les délais du retraitement. Le risque du stockage des déchets gazeux est calculé pour le programme d'énergie nucléaire Belge.

ZUSAMMENFASSUNG : ATMOSPHERISCHE UMWELTVERSCHMUTZUNG DURCH ^{85}Kr .

Im Jahre 2000 wird die Kernenergie eine globale atmosphärische Umweltverschmutzung von ^{85}Kr verursachen von 1 bis $1,8 \cdot 10^{-9}$ Ci/m³, mit höhere Werte in der Nördlichen Troposphäre und in der Nähe von Wiederaufbereitungsanlagen. Die resultierende Dosen sind niedriger als die maximal zulässige Dosen für benachbarte Bevölkerung und für genetische Effekte für die Gesamtbevölkerung. Das somatische Risiko für die Gesamtbevölkerung mit der Haut als kritisches Organ, kann 4000 bis 8000 Opfer zur Folge haben, besonders in Gebiete mit höhere Bevölkerungsdichte. Elimination mittels Kryodistillation ist Kosteneffektiv für Wiederaufbereitungsanlagen, wo der Einfluss auf den Kilowattstundenpreis ungefähr 1‰ beträgt. Klimabeeinflussung durch die Gesamteinwirkung von nukleare und klassische Umweltverschmutzung fördert weitere Studie. Ein optimalisiertes Zeitschema für Einführung der Reinigungstechnik wurde ausgearbeitet : 90 % in 1980 und 99 % in 1985 würden die Umweltverschmutzung stabilisieren. Die Gefährde der Gasabfall-lagerung für Belgien wurde errechnet.