

Annalen
van
de Belgische Vereniging
voor
Stralingsbescherming

VOL. 4 N° 2

1979

Driemaandelijks
uitgave

Publication
trimestrielle

Annales
de
l'Association Belge
de
Radioprotection

Hoofdredacteur Dr M.H. FAES
Redactiesecretariaat Mme Cl. STIEVENART
14, Juliette Wytmanstraat
1050 BRUSSEL

Rédacteur en chef
Secrétaire de rédaction
14, rue Juliette Wytman
1050 BRUXELLES

INHOUD

SOMMAIRE

H.P. JAMMET :

Le système de limitation des doses de la
Commission Internationale de Protection Radiologique 83 - 94

A. OSIPENCO :

Mise en veilleuse de l'usine de retraitement Eurochemic
et démontage de certains équipements, vus sous l'angle
de la radioprotection 95 - 106

J.P. DEWORM, G. FIEUW, J. MARLEIN :

Stralingskontrolle gedurende de ontmanteling van de
actinium-installaties 107 - 128

LE SYSTEME DE LIMITATION DES DOSES
DE LA COMMISSION INTERNATIONALE DE PROTECTION RADIOLOGIQUE

H.P. JAMMET *

INTRODUCTION

Les Rayonnements ionisants ont posé des problèmes de protection depuis le début du siècle. Leurs utilisations sont passées du domaine de la recherche à ceux des applications médicales, militaires, industrielles et de l'emploi dans des produits de large consommation.

Schématiquement, quatre périodes se sont succédées, correspondant approximativement aux quatre quarts de siècle, pour chacune desquelles on peut admettre les caractéristiques suivantes : protection inexistante, protection professionnelle, protection publique, protection optimale.

Les recommandations de la publication 26 de la Commission Internationale de Protection Radiologique proposent un Système de Limitation des Doses pour lequel il convient d'envisager successivement : l'élaboration progressive, les principes fondamentaux, les valeurs limites, les normes réglementaires et les applications pratiques.

I - ELABORATION PROGRESSIVE

Pour comprendre l'évolution de la doctrine de la Protection Radiologique on a avantage à distinguer les domaines relatifs aux expositions, aux conséquences, aux critères d'acceptabilité, aux approches des problèmes et aux solutions réglementaires.

I.1 Les expositions radiologiques

Les expositions radiologiques doivent être examinées du triple point de vue de leur nature, de leurs modalités, de leur distribution.

On s'est aperçu rapidement que les rayonnements ionisants offraient toute une gamme avec des composantes électromagnétiques (X et γ) et matérielles (β , α , n...). Il était naturel que l'on se demande de quelle façon agissaient ces rayonnements et par comparaison quels équivalents on pouvait établir entre eux.

Le deuxième problème posé est celui des modalités d'exposition. Compte tenu de la répartition spatiale, on est amené à distinguer des expositions à des sources externes ou internes, des irradiations globales ou partielles, homogènes ou hétérogènes. De même existent des modalités différentes de répartition chronologique : expositions uniques ou multiples, instantanées ou prolongées, continues ou fractionnées. Un concept intéressant est apparu, celui d'engagement d'irradiation consécutif à un événement donné.

Enfin, plus récemment, la distribution des expositions au sein d'une population donnée d'individus a fait l'objet d'études qui ont

* Chef du Département de Protection - Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire - C.E.A. - France.

abouti au concept de dose collective venant compléter celui de dose individuelle. En effet, l'analyse statistique d'une distribution de doses individuelles la plus simple que l'on puisse faire consiste à en faire la somme.

1.2 Les conséquences

Les conséquences des expositions ont fait l'objet d'un très grand nombre d'études portant sur les effets somatiques et génétiques des rayonnements.

Le terme effets couvre des conséquences biologiques qui peuvent être bonnes, mauvaises ou indifférentes. En protection, seuls sont pris en compte les effets qui ont des conséquences néfastes, autrement dit, les dommages. Le concept de risque, qui est la probabilité d'apparition d'un dommage, est important, mais il n'est pas représentatif de la charge médicale ou sociale consécutive à l'exposition. D'où la nécessité qui s'est fait jour d'introduire un nouveau concept, celui de détriment, qui est le risque pondéré par la gravité du dommage. L'intérêt du détriment est de permettre l'estimation du coût des dommages et par suite la charge médicale et sociale.

Pour les besoins de la Protection Radiologique il est indispensable d'aborder les aspects quantitatifs, c'est à dire, les relations de causalité entre les expositions et les dommages qu'elles pouvaient entraîner. Il est apparu que les effets devaient être classés en deux grandes catégories : stochastiques et non stochastiques. Lorsque les relations de causalité prennent une forme déterministe, l'importance du dommage est liée à la dose, les phénomènes apparaissent au-dessus de certains seuils et l'on parle d'effets non stochastiques. Lorsque les relations de causalité prennent une forme probabiliste, c'est la probabilité de l'apparition des dommages qui est liée à la dose, les phénomènes peuvent apparaître sans seuil et l'on parle d'effets stochastiques. Ce type de corrélation dose-effet, qui concerne notamment la cancérogénèse et la mutagénèse, est apparu progressivement comme des plus importants.

1.3 Les critères d'acceptabilité

Le problème crucial posé en protection radiologique est celui de la définition des conditions acceptables pour l'homme face aux nuisances radiologiques et par conséquent du choix des critères d'acceptabilité.

Pour les effets non stochastiques, au dessous des seuils la probabilité d'apparition des dommages est nulle ; de ce fait, on peut avoir une acceptabilité absolue, puisqu'il n'y a aucun dommage possible.

Pour les effets stochastiques, l'absence de seuil entraîne un risque très faible, mais non nul, même aux faibles doses ; on ne peut avoir qu'une acceptabilité relative basée sur la comparaison des risques radiologiques avec les autres risques de la vie professionnelle ou publique.

I.4 Les approches des problèmes

L'application des concepts et des critères précédents aboutit à différentes approches méthodologiques des problèmes posés en protection radiologique.

La méthode initialement utilisée a été celle de l'approche individuelle qui consistait à mettre chaque personne dans des conditions acceptables d'exposition. Ainsi, sont nées les recommandations qui fixaient des limites d'exposition pour les travailleurs et les individus membres du public. Lorsqu'on se trouvait confronté à la distribution des irradiations, on résolvait le problème pour les plus exposés et on le considérait comme résolu a fortiori, pour les autres. On définissait ainsi le groupe critique des individus les plus exposés d'une population, la voie critique de transfert prépondérante, le radionucléide critique qui intervenait le plus dans la dose et l'organe critique dont l'atteinte était la plus grave.

Mais on s'est aperçu peu à peu que le fait d'avoir traité le problème pour les plus exposés ne faisait pas qu'on l'avait résolu pour l'ensemble. On pouvait très bien concevoir qu'un petit nombre de personnes très exposées représentent une dose collective faible et que par contre un grand nombre de personnes beaucoup moins exposées représentent une dose collective plus grande et donc un détérioration plus grande. L'approche individuelle est nécessaire, mais non suffisante. Il faut lui ajouter une approche collective mettant en oeuvre l'analyse statistique de la distribution des expositions débouchant sur les concepts de dose collective et de détérioration.

I.5 Les recommandations réglementaires

Après avoir considéré les concepts fondamentaux, les critères d'acceptabilité et les approches méthodologiques, on débouche finalement sur l'évolution des recommandations réglementaires que constituent les systèmes de protection.

Les recommandations antérieures de la Commission Internationale de Protection Radiologique étaient basées sur la limitation des expositions se traduisant par des doses maximales admissibles. Comme on ne souhaitait pas une exposition des personnes aux limites, on introduisait des facteurs de sécurité prudents mais arbitraires, correspondant à un processus de minimisation.

D'ailleurs, dans la Publication 6 de la CIPR le paragraphe 45 recommandait d'éviter toute irradiation inutile et de maintenir les expositions aussi bas que possible. Dans la Publication 9, le paragraphe 52 précisait qu'il fallait pour ce faire, tenir compte des considérations économiques et sociales. La publication 22 rédigée par le Comité 4 de la CIPR avait pour objectif d'expliquer et de développer le contenu des recommandations précédentes.

Voici, résumé, le processus qui a conduit au nouveau système de protection recommandé par la Commission Internationale de Protection Radiologique.

2 - PRINCIPES FONDAMENTAUX

2.1 Le système de limitation des doses

Dans sa publication CIPR 26, la Commission recommande le système de limitation des doses suivant :

- a) aucune pratique ne doit être adoptée si son introduction n'entraîne pas un bénéfice net,
- b) toutes les expositions doivent être maintenues au niveau le plus bas que l'on peut raisonnablement atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux,
- c) l'équivalent de dose pour les individus ne doit pas dépasser les limites recommandées pour les circonstances en question.

Ces trois composantes correspondent respectivement aux principes de la justification des opérations, de l'optimisation de la protection et de la limitation des expositions individuelles.

Il faut noter que les deux principes de justification et d'optimisation constituent les conditions primordiales. Le troisième principe - celui de la limitation - est, en fait, une garantie individuelle puisque la distribution dans la population des avantages et des coûts n'est pas la même.

2.2. La justification

En principe, lorsqu'on envisage une opération ou une pratique impliquant une exposition aux rayonnements, on devrait déterminer si elle est acceptable ou non par une analyse coût-avantages, afin de s'assurer que le détriment total sera suffisamment faible par rapport aux avantages résultant de l'activité envisagée.

Dans l'analyse coût-avantages, les avantages à prendre en considération comprennent tous les avantages recueillis par la Société, qu'ils soient quantifiables ou non. De même, on considère que les coûts comprennent la somme totale de tous les aspects négatifs d'une opération y compris les coûts monétaires et tous dommages pour la santé de l'homme ou pour l'environnement.

Pour la justification, l'analyse coût-avantage est globale et correspond à la formule $B = V - (P + X + Y)$ où B est le bénéfice net, V le bénéfice brut, P le coût de production de base, X le coût d'un niveau déterminé de protection, et Y le coût du détriment lié à cette opération. Le coût dans ce contexte inclut les coûts sociaux et économiques.

D'autre part, il faudrait procéder à une comparaison des pratiques après optimisation et le choix final dépendra de nombreux facteurs, dont certains seulement sont liés à la radio-protection.

2.3. L'optimisation

L'optimisation, par ailleurs, est un élément essentiel de la radioprotection appliquée. Afin de déterminer si l'on peut "raisonnablement" réduire une exposition, il convient de considérer l'augmentation des avantages que procure une telle réduction et l'augmentation des coûts qu'elle implique. Pour l'optimisation, l'analyse coût-avantages est différentielle et correspond à une analyse coût-efficacité. Dans la formule utilisée dans l'analyse coût-avantages pour maximiser le bénéfice net, la variable indépendante est l'équivalent de dose collectif, S, résultant de l'opération.

Le bénéfice net optimal serait atteint pour $\frac{dV}{dS} - (\frac{dP}{dS} + \frac{dX}{dS} + \frac{dY}{dS}) = 0$.

Comme on peut considérer V et P comme constants avec S pour une pratique donnée, il s'ensuit que la condition d'optimisation est $\frac{dX}{dS} = -\frac{dY}{dS}$. Les évaluations basées sur l'équation ci-dessus peuvent être facilitées en assignant une valeur monétaire à l'unité d'équivalent de dose collectif. L'utilisation de l'analyse coût-avantages pour la justification et l'optimisation n'assure pas toujours une protection suffisante des individus lorsque les avantages et les coûts ne sont pas distribués de façon identique dans la population, et il devient alors nécessaire de limiter les expositions individuelles.

2.4. La limitation

La limitation des expositions vient compléter l'utilisation des processus de justification et d'optimisation. Les limites d'équivalent de dose sont destinées à prévenir les effets non-stochastiques et à limiter à un niveau acceptable l'apparition des effets stochastiques.

Les précédentes limites d'équivalent de dose recommandées par la Commission ont été en vigueur pendant plus de 20 ans. Rien n'indique que cette limitation des doses n'ait pas réussi à assurer un niveau approprié de sécurité. Toutefois, la Commission a jugé bon de revoir ses limites d'équivalent de dose à la lumière des connaissances actuelles.

Les nouvelles limites d'équivalent de dose sont fondées sur le risque total lié à l'irradiation de tous les tissus exposés. En principe, les recommandations de la Commission devraient assurer que le détérioration résultant de toute une année de pratique soit limité à une valeur indépendante de la distribution de l'équivalent de dose dans l'organisme. Les limites d'équivalent de doses doivent donc s'appliquer à l'équivalent de dose engagé résultant d'un an de pratique.

La Commission pense que, lorsqu'on évalue les risques afin de fixer des limites d'équivalent de dose pour les individus, le détérioration héréditaire qui peut apparaître dans les deux premières générations après l'irradiation, devrait être ajouté au détérioration somatique total. Cependant, dans toute évaluation de l'ensemble des effets héréditaires, il faudra tenir compte du dommage subi par

toutes les générations ultérieures. Les recommandations de la Commission ont pour but de limiter les effets somatiques pour les individus, les effets héréditaires dans la descendance immédiate des personnes irradiées, et les effets héréditaires et somatiques dans la population dans son ensemble. En ce qui concerne les individus, les limites d'équivalent de dose s'appliquent à deux catégories d'expositions, à savoir l'irradiation professionnelle pour les travailleurs et l'irradiation générale pour le public.

3 - LIMITES D'EQUIVALENT DE DOSE

3.1. Les limites d'équivalent de dose pour les travailleurs

La Commission estime qu'une bonne méthode pour juger de l'acceptabilité du niveau de risque dans le travail sous rayonnements consiste à comparer ce risque à celui d'autres occupations reconnues comme atteignant un haut niveau de sécurité, avec une mortalité annuelle moyenne due aux risques professionnels égale à 10^{-4} . En première approximation, une évaluation fondée seulement sur le critère de mortalité peut être considérée comme prudente, puisque les effets non mortels de l'irradiation sont bien moins fréquents que dans d'autres professions sûres.

Le niveau de risque représentatif d'une profession sûre est le risque moyen pour tous les travailleurs dans cette branche, le risque individuel variant avec leur tâche et sa distribution tournant autour de cette moyenne. Les limites d'équivalent de dose ont pour but d'assurer une protection adéquate des individus les plus exposés. Dans des groupes importants de travailleurs, la distribution des équivalents de dose est habituellement une fonction log-normale, avec très peu de valeurs approchant les limites et une moyenne arithmétique égale au dixième environ de ces limites.

Il est peu probable que des travailleurs dont l'exposition est proche des limites d'équivalent de dose reçoivent de telles doses chaque année au cours de leur vie professionnelle et on peut s'attendre à ce que l'équivalent de dose pour toute la durée de leur vie soit nettement inférieur à celui que l'on pourrait déduire de la limite annuelle. Une exposition de longue durée d'une proportion considérable de travailleurs à un niveau proche des limites d'équivalent de dose ne pourrait être acceptable que dans la mesure où une analyse coût-avantages approfondie montrerait que l'augmentation de risque qui en résulte serait justifiée.

La Commission estime qu'on préviendra les effets non stochastiques en appliquant une limite d'équivalent de dose de 0,5 Sv par an à tous les tissus sauf le cristallin pour lequel la limite est de 0,3 Sv par an. Ces limites s'appliquent que l'exposition concerne un ou plusieurs tissus.

Pour les effets stochastiques, les limites d'équivalent de dose sont fondées sur le principe que le risque doit être égal, que l'irradiation de l'organisme entier soit homogène ou non. Cette condition sera satisfaite si :

$$\sum T w_T H_T \leq H_{oe,L}$$

où w_T est un facteur de pondération représentant la proportion de risque stochastique lié au tissu T par rapport au risque total dans le cas d'irradiation homogène, H_T est l'équivalent de dose annuel dans le tissu T, $H_{oe,L}$ est la limite de l'équivalent de dose annuel pour une irradiation homogène de l'organisme entier, c'est-à-dire 50 mSv.

Les valeurs de w_T sont les suivantes : gonades 0,25; sein 0,15; moelle osseuse rouge 0,12; poumon 0,12; thyroïde 0,03; surfaces osseuses 0,03; reste de l'organisme 0,30 (avec 0,06 pour chacun des cinq tissus recevant l'équivalent de dose le plus élevé et 0 pour tous les autres tissus).

Pour l'irradiation externe par des rayonnements pénétrants, la limite annuelle de l'indice d'équivalent de dose profond dans une sphère de 30 cm $H_{I,p}$, est de 50 mSv.

Pour l'irradiation interne due à l'incorporation de radionucléides, la protection est basée sur des limites annuelles d'incorporation calculées par le Comité 2 de la CIPR.

En cas d'irradiation externe et interne associées, la limitation des doses est donnée par la formule :

$$\frac{H_{I,p}}{H_{oe,L}} + \sum j \frac{I_j}{I_{j,L}} \leq 1$$

où $H_{I,p}$ est l'indice d'équivalent de dose annuel,
 $H_{oe,L}$ la limite annuelle d'équivalent de dose,
 I_j l'incorporation annuelle de radionucléide j,
 $I_{j,L}$ la limite annuelle d'incorporation du radionucléide j.

Ces valeurs conviennent pour tous les travailleurs, quel que soit l'âge ou le sexe. Toutefois, des limitations spéciales de dose peuvent être nécessaires pour limiter l'irradiation de l'embryon ou du fœtus lors de l'exposition professionnelle de femmes en état de procréer ou de femmes enceintes.

3.2. Les limites d'équivalent de dose pour les membres du Public.

Les risques dus aux rayonnements ne représentent qu'une très faible fraction de l'ensemble des dangers auxquels sont exposés les membres du public du fait de leur environnement. Il semble raisonnable de considérer l'importance des risques entraînés par les rayonnements pour le grand public à la lumière de l'acceptation des autres risques de la vie quotidienne. L'analyse des informations dont on dispose sur les risques couramment acceptés dans la vie de tous les jours, montre que le niveau d'acceptabilité des risques mortels pour le public est inférieur d'un ordre de grandeur au niveau d'acceptabilité des risques professionnels. Sur cette base, un risque de l'ordre de 10^{-6} à 10^{-5} par an serait probablement acceptable pour tout membre du public.

La Commission recommande une limite d'équivalent de dose pour l'organisme entier de 5 mSv par an pour les membres individuels des groupes de population critiques. En cas d'exposition de l'organisme entier pendant toute la vie, l'hypothèse d'un risque total de 10^{-5} Sv impliquerait qu'on restreigne la limite d'équivalent de dose à 1 mSv par an. L'application aux membres individuels du public d'une limite annuelle d'équivalent de dose de 5 mSv conduira probablement à des équivalents de dose moyens inférieurs à 0,5 mSv. Si, dans l'avenir, l'exposition combinée résultant d'expositions optimisées devait conduire à des équivalents de dose moyens supérieurs à 1 mSv par an, la situation pourrait encore se justifier.

Pour les expositions non homogènes entraînant des doses H_T aux organes, la condition de limitation est $\sum_T w_T H_T \ll H'_{oe,L}$, où $H'_{oe,L}$ est la limite d'équivalent de dose pour l'irradiation homogène de l'organisme entier pour une personne du public. Afin de prévenir les risques non stochastiques, il convient d'appliquer, pour tout organe ou tissu, une limite impérative d'équivalent de dose annuelle de 50 mSv.

Ces limites pour les individus du public sont les mêmes pour les deux sexes. Mais, lors du calcul de l'équivalent de dose dû à l'incorporation de radionucléides, il faut tenir compte des différences dans les dimensions des organes et les caractéristiques métaboliques qui existent chez les enfants.

3.3. Exposition de la population

La Commission ne propose pas de limites de dose pour les populations. Il est clair que la limite pour l'irradiation d'une population dans son ensemble est le total résultant de la sommation des contributions minimales nécessaires et non un total admissible qu'on pourrait répartir.

Toute contribution artificielle à l'exposition de la population doit être justifiée par les avantages qu'elle présente et la protec-

tion du public doit être optimisée. Le respect de ces exigences garantira vraisemblablement que l'équivalent de dose moyen pour la population n'excédera pas 0,5 mSv par an.

4 - NORMES DE PROTECTION

Le système de limitation des doses aboutit à des normes de protection. Il est important de faire une distinction entre différents types de normes de protection : les limites et les niveaux.

4.1. Les limites fondamentales

Les limites fondamentales sont constituées par les limites primaires et secondaires.

Les limites primaires sont les limites d'équivalent de dose pour l'organisme entier et les différents organes ou tissus.

Des limites secondaires sont données pour l'irradiation externe et pour l'irradiation interne. Dans le cas d'irradiation externe de l'organisme entier, la limite secondaire s'applique à l'équivalent de dose maximal dans l'organisme à plus de 1 cm de profondeur. Dans le cas d'irradiation interne, les limites secondaires sont les limites annuelles d'incorporation par inhalation ou par ingestion.

4.2. Les limites dérivées

Les limites dérivées sont associées à des quantités autres que l'équivalent de dose ou d'incorporation ; elles sont reliées aux limites fondamentales par un modèle défini de la situation dans le but de refléter les limites fondamentales. On peut fixer des limites dérivées pour des quantités telles que le débit d'équivalent de dose à un poste de travail, la contamination de l'air, de l'eau, des surfaces....

4.3. Les limites autorisées

Les limites autorisées sont des limites fixées par une autorité compétente ou par la direction d'un établissement. Ces limites, en général, seront inférieures aux limites dérivées. Le processus de minimisation est fréquemment employé lors de la fixation des limites autorisées, mais on peut également utiliser le processus d'optimisation.

4.4. Les niveaux de référence

Les niveaux de référence ne sont pas des limites ; on les utilise pour déterminer la conduite à tenir lorsqu'une quantité dépasse ou risque de dépasser le niveau de référence ; l'action à entreprendre peut aller du simple enregistrement de l'information, en passant par des investigations sur les causes et les conséquences, jusqu'aux mesures d'intervention.

5 - APPLICATION PRATIQUE

Les Recommandations de la Commission traitent de manière tout à fait différente deux conditions bien distinctes d'exposition :

- a) celles où l'exposition est prévue et peut être limitée par le contrôle ;
- b) celles où la source de l'exposition a échappé au contrôle, si bien que toute exposition consécutive ne peut être limitée en importance - si toutefois cela est possible - que par des mesures d'intervention.

Dans le cas de l'exposition à l'irradiation naturelle à des niveaux "normaux", sans modification due aux activités humaines, on considère que le système de limitation des doses ne s'applique pas.

En cas d'exposition accidentelle, on considère que les limites d'équivalent de dose ne s'appliquent pas. Cependant, la question se pose de savoir quelles sont les mesures d'intervention dont on dispose pour limiter la dose qui en résultera. Dans de tels cas, les risques ou les coûts sociaux liés à toute contre-mesure doivent être justifiés par la réduction de risque qu'elle apporte. En général, le processus d'optimisation est utile et il ne sera bon d'engager des mesures d'intervention qui si leur coût social et le risque qu'elles comportent sont inférieurs à ceux qui résulteraient d'une exposition supplémentaire. L'autorité responsable peut, parfois, fixer les niveaux d'intervention auxquels on devra envisager diverses mesures d'intervention.

L'expression "exposition médicale" s'applique à l'exposition des personnes soumises à des examens médicaux ou à des traitements impliquant les rayonnements. Les procédures médicales ont pour objet : les examens ou traitements directement associés à une maladie; les examens systématiques de groupe ou les bilans de santé périodiques ; les examens pour la surveillance médicale des travailleurs et les examens pratiqués à des fins médico-légales ou d'assurance ; les examens ou traitements liés à un programme de recherche médicale. Les principes de justification et d'optimisation sont valables pour toutes les expositions médicales. En général, les individus exposés pour des raisons médicales tirent un bénéfice direct de leur exposition et les limites d'équivalent de dose ne sont pas nécessaires. Toutefois, dans le cas d'irradiation médicale à des fins de recherche médicale, les individus exposés n'en tirent pas de bénéfice direct ; il est alors nécessaire de s'assurer que le détriment est acceptable et, donc, de fixer des limites autorisées pour chaque programme de recherche.

5.1. L'exposition professionnelle

Elle concerne l'exposition des individus au cours de leur travail. Le système complet de limitation des doses s'applique : justification, optimisation et limites d'équivalent de dose. L'échelle et la forme des problèmes posés par la protection des travailleurs

contre les rayonnements varient dans de très larges limites et il y a des avantages pratiques à introduire un système de classification des conditions de travail et un système correspondant de classification des lieux de travail.

5.2. L'exposition du public

L'exposition du public présente des modalités qui peuvent être regroupées en quelques grandes catégories. Ce sont : l'exposition aux sources naturelles de rayonnement et aux pratiques qui entraînent un accroissement du niveau de dose dû au fond de rayonnement naturel ; l'exposition aux sources de rayonnement utilisées dans l'industrie, la médecine et la recherche ; l'exposition due à la dispersion de substances radioactives dans l'environnement ; l'exposition consécutive à l'utilisation dans la vie courante de biens de consommation contenant des sources de rayonnement ionisant ; l'exposition due à l'utilisation des sources de rayonnement dans l'enseignement. Pour toutes ces catégories, on peut appliquer les principes généraux de justification, d'optimisation et de limitation des doses. En général, les limites dérivées et autorisées sont très utiles, de même que les niveaux d'investigation et d'enregistrement à des fins de surveillance.

6 - CONCLUSION

Cet exposé forcément schématique et incomplet avait surtout comme intention d'éclairer la signification profonde et l'application pratique du système de limitation des doses de la publication 26.

Les recommandations précédentes utilisaient surtout l'approche individuelle ou ponctuelle faisant appel aux notions d'organe ou de groupe critiques, afin que la protection des plus exposés assure ipso facto celle de l'ensemble. Les nouvelles recommandations ajoutent l'approche collective ou globale prenant en compte le risque total de l'organisme et l'exposition de l'ensemble des personnes, afin que la protection couvre la totalité du détrimement possible.

Les limites de dose anciennes étaient fixées de façon arbitraire ou empirique avec pour principal mérite de remédier à des situations périlleuses en particulier dans le domaine professionnel. Dans sa publication 26, la Commission a voulu exposer les critères d'acceptabilité des limites de dose, soit absolus pour les effets non-stochastiques à seuil, soit relatifs pour les effets stochastiques, par comparaison avec les autres risques communément acceptés dans la vie professionnelle ou publique.

De façon concise, on peut dire que les publications antérieures avaient visé à obtenir une bonne protection radiologique et que les nouvelles recommandations recherchent la protection la meilleure possible.

Résumé.

Le système de limitation de doses proposé par les Recommandations de la publication n° 26 de la CIPR est examiné successivement sous l'angle de son élaboration progressive, de ses principes fondamentaux, des valeurs limites, des normes réglementaires et des applications pratiques. La caractéristique essentielle des nouvelles recommandations est l'approche collective ou globale permettant à la Radioprotection de couvrir la totalité du détriment possible.

Samenvatting.

Het stelsel voor dosisbeperking als voorgesteld in de Aanbevelingen bevat in publikatie 26 van ICRP wordt achtereenvolgend onderzocht vanuit volgende oogpunten : de geleidelijke verwezenlijking, de grondprincipes, de grenswaarden, de reglementaire normen en de praktische toepassingen. Het eigenlijk kenmerk van de nieuwe aanbevelingen is de kollektieve of globale benadering waardoor de radioprotektie het geheel van de mogelijke schade kan dekken.

Summary.

The dose limitation system as proposed in the Recommendations from ICRP in its publication nr 26 is examined successively from the point of view of its progressive elaboration, its fundamental principles, its limiting values, the reglementary norms and the practical applications. The essential characteristic of the new recommendations is the collective or global approach which allows the Radioprotection to cover the total possible detriment.

Zusammenfassung.

Das System der höchstzulässigen Dosen, wie es in den Empfehlungen der Veröffentlichung Nr 26 der ICRP vorgeschlagen wird, wird nacheinander unter den Gesichtspunkten der allmählichen Verwirklichung, der Grundprinzipien, der Grenzwerte, der reglementären Normen und der praktischen Anwendung untersucht. Das Wesentliche der neuen Empfehlungen besteht in der kollektiven oder umfassenden Betrachtungsweise, die es dem Strahlenschutz erlaubt, die Gesamtheit der möglichen Schäden zu berücksichtigen.

MISE EN VEILLEUSE DE L'USINE DE RETRAITEMENT EUROCHEMIC
ET DEMONTAGE DE CERTAINS EQUIPEMENTS, VUS SOUS L'ANGLE
DE LA RADIOPROTECTION

A. OSIPENCO

Eurochemic, Mol

29 mars 1979

RESUME

Quand la décision fut prise de mettre fin aux opérations de retraitement en 1974, Eurochemic et les autorités belges compétentes ont fixé les conditions de fermeture. Le programme a commencé au début de 1975 par un rinçage des équipements, principalement destiné à une clôture de la comptabilité des matières fissiles; il a été suivi par une décontamination qui a permis d'accéder à toutes les cellules pour inspection et intervention locales. Certains équipements dont la réutilisation n'est pas envisagée ont été démantelés et mis au rebut. L'article décrit les conditions d'exécution de ces opérations et rappelle les précautions prises pour limiter l'exposition des travailleurs engagés dans ces travaux.

1. INTRODUCTION

En 1959, sous l'égide de l'Agence pour l'Energie Nucléaire, treize* pays membres de l'Organisation de Coopération et de Développement Economiques, ont ratifié la Convention créant la Société Européenne pour le Traitement Chimique des Combustibles Irradiés, en abrégé Eurochemic.

La Société avait pour buts :

- effectuer des recherches dans le domaine du retraitement des combustibles;
- construire et exploiter une usine de démonstration où les pays participants pourraient faire retraiter le combustible irradié dans leurs réacteurs;
- assurer la formation de spécialistes dans le domaine du retraitement.

*) Allemagne, Autriche, Belgique, Danemark, Espagne, France, Italie, Norvège, Pays-Bas, Portugal, Suède, Suisse et Turquie.

La Convention était valable pour une période de 15 ans, éventuellement à prolonger par tranches de 5 ans.

La représentation de la Belgique au Conseil d'Administration d'Eurochemic est assurée par la Direction de l'Energie du Ministère des Affaires Economiques.

Dès la fin de 1971, les instances dirigeantes d'Eurochemic ont pris la décision de mettre fin aux activités de retraitement à l'expiration de la Convention de 1959. Cette décision n'a pas été fondée sur des motifs techniques, mais bien sur l'existence, dans les principaux pays nucléaires, de projets de construction de plusieurs usines de grande capacité, ce qui aurait dû amener sous peu une surcapacité de retraitement à l'échelle mondiale.

On sait ce qu'il en est advenu depuis lors dans la plupart des pays : au mieux, des délais importants, et dans bien des cas, l'annulation des projets. Pour Eurochemic et conformément à la décision prise par les actionnaires, toute activité de retraitement a été arrêtée à la fin de l'année 1974 : le fonctionnement de l'usine a donc duré de 1966 à 1974, avec une interruption en 1970 pour la modifier en y ajoutant une nouvelle unité de purification du plutonium.

Pendant l'exploitation, Eurochemic a traité :

- environ 200 tonnes de combustible à uranium faiblement enrichi, dont on a récupéré environ 190 tonnes d'uranium et 680 kg de plutonium; le taux d'irradiation le plus élevé a atteint environ 21 000 MWj/t.U;
- environ 36 tonnes de combustible à uranium hautement enrichi, dont on a récupéré environ 1 360 kg d'uranium.

La somme des activités présentes dans ces combustibles au moment de leur retraitement s'élève à environ 90 millions de Curies.

2. CONSULTATIONS AVEC LES AUTORITES BELGES

Dès que la décision d'arrêter les activités de retraitement a été prise par Eurochemic, une démarche a été entreprise auprès des autorités belges, conformément à l'art. 32 des statuts d'Eurochemic, qui prévoit qu'en cas de liquidation, un accord avec l'Etat du siège réglera les conditions de la reprise éventuelle des installations, ainsi que le stockage et la surveillance des déchets radioactifs.

Il y avait également lieu d'appliquer l'art. 17 de l'A.R. du 28 février 1963 qui stipule notamment qu'en cas de cessation d'activité d'un établissement de classe I, les administrations compétentes en soient informées et que les substances radioactives détenues reçoivent une destination qui en garantisse l'évacuation ou la ré-utilisation dans des conditions satisfaisantes.

Un groupe de travail interministériel, comprenant des représentants des Ministères des Affaires Economiques, de la Santé Publique et du Travail, et des délégués de l'AEN/OCDE et d'Eurochemic, s'est réuni plusieurs fois en 1973.

Il a dégagé les conditions applicables à la fermeture des installations, dont les grandes lignes ont servi de base, aux annexes techniques de la Convention sur la reprise des installations et l'exécution des obligations légales de la Société, signée en juillet 1978 par l'Etat belge et Eurochemic.

Cette Convention a été ratifiée par les onze* autres pays participant à Eurochemic et validée par la Belgique en novembre 1978.

La Convention et ses annexes fixent un calendrier de remise des diverses installations à la Belgique ainsi que l'état de décontamination à atteindre. Elles déterminent également les conditions dans lesquelles l'Etat Belge assumera la gestion des opérations de conditionnement qui n'auront pas été achevées au moment de la liquidation d'Eurochemic, en 1981.

3. RINÇAGE ET DECONTAMINATION DES EQUIPEMENTS

Dès 1971, une estimation détaillée de la durée des travaux et des volumes de déchets liquides et solides produits a été effectuée dans l'optique d'un démantèlement complet des installations et d'un abandon du site, pratiquement sans aucune nécessité de surveillance (v. réf. [1]).

*) Les pays-Bas se sont retirés en 1974, aux conditions fixées de commun accord par les pays membres.

Toutefois, un intérêt certain s'est manifesté par la suite pour une réutilisation, totale ou partielle, des installations.

En conséquence, les opérations de décontamination et de démontage partiel qui ont été réalisées après la fermeture de l'usine ont été planifiées, et exécutées, de manière à sauvegarder l'intégrité des équipements conservés.

Les opérations de retraitement ont été arrêtées à la fin de l'année 1974. Dès le début de 1975, Eurochemic a entrepris le rinçage systématique de tout l'équipement pour s'assurer qu'aucune quantité notable de matière fissile ne demeure dans les réservoirs et les tuyauteries et pouvoir ainsi établir une clôture de la comptabilité des matières fissiles. Cette opération a été exécutée en utilisant les réactifs du procédé Purex, en faisant circuler les solutions dans le même sens que pour le retraitement et en gardant en conditions d'opération normale toutes les unités situées en aval de l'unité en cours de rinçage. Les programmes d'échantillonnage et d'analyse ont été similaires à ceux de l'exploitation normale. Des précautions particulières ont été prises pour assurer une circulation dans toutes les lignes, pour allonger les temps de contact et pour optimiser les températures et les possibilités d'agitation des solutions.

La campagne de rinçage a été arrêtée quand les analyses ont montré que les remises en solutions étaient inférieures à 5 mg d'uranium ou 1 mg de plutonium par litre. Elle a duré environ 6 mois, jusqu'en juillet 1975. Elle a été suivie par une décontamination des équipements et des circuits. Cette opération a été effectuée en utilisant des réactifs dont l'agressivité vis-à-vis des matériaux concernés n'était pas supérieure à celle des réactifs du procédé Purex. Cette limitation était due au critère de conservation des équipements en vue d'une remise en service de l'usine.

Toutefois, elle nous paraît également justifiée dans l'optique d'un démantèlement, au moins au début du traitement, pour éviter les fuites et les contaminations de surface qui en résulteraient dans les cellules.

Les meilleurs facteurs de décontamination ont été obtenus en alternant les réactifs et les conditions de pH, etc..

Les solutions ont circulé en sens inverse du procédé, c.à.d. du moins actif vers le plus actif. Cette fois aussi, des dispositions ont été prises pour assurer une circulation dans toutes les lignes, pour allonger les temps de contact et pour utiliser au mieux les possibilités de chauffage et d'agitation (injections de vapeur, bullage, etc..).

Des échantillons ont été pris partout où cela était possible, et analysés en laboratoire.

La décontamination a été arrêtée quand on ne constatait plus d'enlèvement significatif d'activité dans les solutions.

Cette deuxième partie de la campagne a duré un peu plus d'un an, presque jusqu'à la fin de 1976.

Pour l'ensemble du rinçage et de la décontamination on a utilisé 100 m^3 de HNO_3 12 M et 122 m^3 de NaOH 8,5 M et d'autres réactifs en quantité moindre.

Les effluents liquides produits ont atteint 370 m^3 qui ont été concentrés par évaporation jusqu'à 70 m^3 et stockés dans les réservoirs prévus à cet effet : l'activité totale enlevée s'élevait à 140 000 Curies. En même temps 390 kg d'uranium et 3,87 kg de plutonium ont été mis en solution.

Des informations plus détaillées sur les conditions opératoires et les résultats atteints pendant cette campagne de rinçage - décontamination sont données dans la réf. [2].

4. INTERVENTIONS DANS LES CELLULES

Dès le début de la campagne de rinçage, un relevé des débits de dose en divers points représentatifs avait été établi. Pour la plupart des cellules, où l'irradiation ambiante était très élevée, les points représentatifs ont d'abord été situés aux portes d'accès.

L'évolution du débit de dose en ces points représentatifs a été suivie au cours du rinçage et de la décontamination et a permis d'en apprécier l'efficacité. Au fur et à mesure que l'accès à l'intérieur des cellules a été rendu possible, des points représentatifs y ont été déterminés pour divers équipements de manière à pouvoir en suivre la décontamination.

Dès le début de 1976, des interventions en cellule ont été effectuées pour :

- a) supprimer des bouchons formés dans des conduites;
- b) éliminer des "hot spots", sources de débits de dose importants.

En effet, au cours du fonctionnement de l'usine, des bouchons se sont formés qui, dans certaines localisations (partie inférieure d'une conduite en U vers un air-lift, trop-plein vers un autre réservoir, etc..), n'ont pas pu être dégagés par les moyens mis en oeuvre à distance (dissolution, chauffage, mise sous pression, etc..). Des lignes de réserve ont alors été utilisées en remplacement des lignes bouchées.

Toutefois, pour assurer la circulation des solutions de rinçage et de décontamination dans toutes les lignes, et pour supprimer les sources locales de rayonnement généralement associées aux bouchons, il importait de faire disparaître ces derniers.

Trois méthodes ont été utilisées à ces fins :

- mise sous pression localisée après création d'un ou plusieurs bouchons provisoires, par gel de la solution;
- là où c'était possible, introduction d'un gicleur relié par une conduite souple à une pompe à très haute pression (600 à 800 bars);
- si aucun des moyens mentionnés ci-dessus n'aboutit à la suppression du bouchon, il y a lieu de découper un tronçon de la conduite, ce qui impose des précautions particulières sans toujours parvenir à éviter complètement une légère dispersion de contaminants dans la cellule.

On a signalé ci-dessus que certains bouchons dans les conduites pouvaient constituer de fortes sources locales de rayonnement. Le même cas s'est présenté dans certains équipements où des sources intenses de rayonnement, jusqu'à plusieurs centaines de R/h au contact, ont été détectées contre le fond de réservoirs, ou au niveau de certaines soudures. Un moyen efficace d'éliminer ou de déplacer ces "hot spots" a été l'emploi de gicleurs, fixes ou rotatifs, raccordés à une pompe à très haute pression par une conduite souple introduite par le trou d'homme ou par l'une des conduites aboutissant au réservoir. Un avantage de cette méthode est l'absence presque complète de sels dissous dans les effluents liquides produits, ce qui en permet la concentration par évaporation jusqu'à de très faibles volumes, avant

leur stockage intérimaire et leur conditionnement dans le bitume. L'effet sur le rayonnement ambiant des "hot spots", qui n'ont pas pu être éliminés, a été fortement atténué, par le placement de blindages (feuilles de plomb) localisés.

Les conduites découpées ont été rétablies dans leur intégrité par des soudures dont la qualité a été contrôlée et peut être garantie comme pour les soudures d'origine.

Pour la période de 18 mois allant de juin 1975 à décembre 1976, les doses enregistrées pour les agents de radioprotection de l'usine, soit 11 personnes se sont élevées à un total de 23 rem, dont une bonne part de septembre à décembre 1975, période au cours de laquelle de nombreuses mesures de débits de doses ont été exécutées dans les cellules en cours de décontamination. Pour la même période, de juin 1975 à décembre 1976, le personnel d'opération et d'entretien affecté à ces travaux, soit 26 personnes, a absorbé une dose cumulée totale de 52 rem.

5. DEMANTELEMENTS

Une partie des doses mentionnées ci-dessus, soit environ 6 rem, a été absorbée pendant les opérations de nettoyage et de démantèlement d'une chaîne de boîtes à gants dans lesquelles le plutonium, produit par l'unité de purification sous forme de nitrate, était transformé en oxyde, échantillonné et conditionné en vue du stockage avant ré-expédition.

Cette installation, conçue et réalisée il y a quelques années, n'était en effet plus adaptée aux contingences imposées par la manipulation du plutonium où la proportion des isotopes lourds est considérablement accrue par les taux d'irradiation couramment atteints pour le combustible actuel.

L'équipement interne de cette chaîne de boîtes à gants a donc été rincé, puis nettoyé, puis découpé en pièces de dimensions inférieures à 30 cm. Ces débris ont été sortis des boîtes à gants par la technique habituelle du sac soudé et disposés en boîtes "déchets alpha" de 28 l, au nombre de 190. La contamination résiduelle des boîtes à gants a été fixée par un aérosol plastifiant (3 couches sur les surfaces intérieures et 2 couches sur les surfaces extérieures).

Les boîtes à gants ont ensuite été séparées l'une de l'autre, emballées individuellement et transférées au CEN/SCK pour découpage et mise au rebut.

D'autres travaux de démantèlement ont été exécutés dans l'usine de retraitement, par le personnel d'Eurochemic, éventuellement assisté par du personnel appartenant à des firmes extérieures spécialisées.

On peut ainsi mentionner :

- le démantèlement de deux dissolveurs;
- le démantèlement d'un évaporateur pour solutions de produits de fission;
- le démantèlement d'un séparateur de phases;
- le démantèlement et le conditionnement d'anneaux Raschig en verre boré contenus dans plusieurs réservoirs;
- le nettoyage et la décontamination de plusieurs cellules.

Dès 1975, des travaux de décontamination, de triage et de conditionnement de déchets solides, de reclassement et, pour certains, de réexpédition d'éléments combustibles, etc., ont été entrepris dans le bâtiment de réception et de stockage du combustible irradié.

Ces travaux touchent en ce moment à leur fin.

De même, les équipements et les cellules et boîtes à gants du laboratoire analytique ont été progressivement décontaminés par les agents de ce laboratoire, renforcés depuis la mi-1978 par du personnel appartenant à une firme extérieure spécialisée dans ce genre de travaux.

Une description des travaux mentionnés ci-dessus, complétée par les quantités de déchets produits, et les doses absorbées par le personnel engagé est donnée dans les réf. [2] et [3].

6. DOSIMETRIE

La dosimétrie individuelle des travailleurs engagés dans ces opérations a été effectuée au moyen de :

- a) dosimètres thermoluminescents à base de fluorure de calcium, relevés et lus mensuellement;
- b) dosimètres à film, relevés et lus mensuellement, pour la mesure de l'irradiation du corps entier par des rayons gammas de faible énergie

- et pour la mesure de l'irradiation bêta de la peau;
- c) disques LiF-téflon pour la mesure de l'irradiation des extrémités, lus mensuellement;
 - d) stylos-dosimètres à lecture directe, pour la gestion journalière;
 - e) dosimètres à alarme, pour les travaux dans une ambiance élevée de rayonnement;
 - f) prélèvements et analyses d'urine, éventuellement complétés par des comptages "poumons" et "corps entier" pour la mesure des contaminations internes.

7. EQUIPEMENTS INDIVIDUELS DE PROTECTION

Pour chaque opération en milieu contaminé, le service de radioprotection de l'usine définit les vêtements et équipements de protection à utiliser en fonction des conditions d'ambiance.

L'équipement le plus généralement utilisé se compose des éléments suivants :

- sous-vêtements de travail;
- salopette en coton;
- salopette plastique en PVC;
- bonnet de coton;
- capuchon plastique en PVC;
- gants en coton, ou de chirurgien;
- gants plastique ou en caoutchouc;
- bottes de caoutchouc;
- masque avec filtre à poussières.

Diverses variantes sont introduites selon les conditions :

- filtre avec cartouche de charbon actif si des vapeurs nocives risquent de se présenter;
- masque avec adduction d'air, ce qui augmente la protection et le confort, sans sujétions trop lourdes;
- scaphandre à adduction d'air, peu pratique dans des cellules encombrées;
- salopette et capuchon en Tyvec, plus confortables que leurs équivalents en PVC, acceptables en conditions sèches;
- etc..

8. CONCLUSIONS

Des cellules, renfermant des équipements de traitement chimique, dans lesquels ont circulé des solutions extrêmement actives, et où l'irradiation ambiante atteignait des milliers de R/h au début des travaux, ont été rendues accessibles, en quelques mois, pour l'exécution de travaux d'adaptation et de modification.

Les réactifs utilisés ne présentaient pas une corrosivité supérieure à celle des solutions normales du procédé, ce qui a évité des dégâts en cours de rinçage - décontamination et conservé la possibilité de réutiliser les équipements.

Les opérations de rinçage et de décontamination ont produit des volumes importants d'effluents liquides pour lesquels les équipements de traitement, concentration et stockage doivent être disponibles et en bon état de marche.

La réduction au minimum des doses absorbées par le personnel nécessite un relevé des conditions ambiantes, la prise de précautions (blindage des points chauds), la préparation détaillée des méthodes à employer et la mise au point d'outillages et d'équipements adaptés à la tâche.

Pendant l'exécution, une surveillance rigoureuse et continue doit être exercée pour éviter les déviations aux consignes adoptées et les improvisations, presque toujours génératrices de troubles.

Les interventions produisent des quantités importantes de déchets solides, dont la ségrégation selon la nature et l'activité, la collecte, le traitement et le conditionnement en vue de leur rejet ou de leur stockage, exigent la présence d'une équipe nombreuse et entraînée, disposant de l'infrastructure adéquate.

Si ces conditions sont réunies, la mise hors service d'une installation nucléaire, même de grandes dimensions, ne présente ni de difficultés insurmontables, ni de risques significatifs pour le personnel ou pour l'environnement.

Références

- [1] E. Detilleux
"Mise hors service d'usines de retraitement : résultats
d'études préliminaires relatives aux installations d'Eurochemic"
Compte-rendu d'un colloque AEN/OCDE - IAEA sur la gestion des
déchets radioactifs résultant du traitement du combustible
irradié - Paris 1972 - pp. 1133 - 1155.
- [2] J. Broothaerts et al.
"Experience gained with the decontamination of a shut-down
reprocessing plant"
Paper SM-234/39 presented at the AIEA International Symposium
on the Decommissioning of Nuclear Facilities - Vienna,
13 - 17 November 1978.
- [3] J. Broothaerts et al.
"Industrial experience gained in the decontamination of
process cells, the dismantling of process equipment and the
conditioning of special solid wastes in a shut-down reprocessing
plant"
Paper SM-234/40 presented at the AIEA International Symposium
on the Decommissioning of Nuclear Facilities - Vienna,
13 - 17 November 1978.

SAMENVATTING

Toen de beslissing genomen werd alle opwerkingsactiviteiten in 1974 stop te zetten, werden door Eurochemic en de bevoegde Belgische autoriteiten de sluitingsvoorwaarden vastgesteld. Het programma startte begin 1975 met het spoelen van de installaties, voornamelijk met het oog op de afsluiting van de boekhouding van het splijtbaar materiaal. Dit werd gevolgd door een dekontaminatie, die de toegang tot alle cellen voor onderzoek en lokale interventies mogelijk heeft gemaakt. Bepaalde installaties, die niet voor hergebruik in aanmerking komen, werden ontmanteld en als afval afgevoerd.

Het artikel beschrijft verder de uitvoeringsvoorwaarden van deze operaties en de genomen voorzorgen om bestraling van de betrokken werknemers te beperken.

ABSTRACT

When it was decided to stop the reprocessing activities in 1974, Eurochemic and the competent Belgian authorities determined the requirements for the shut-down. The program started in the beginning of 1975 with a rinsing of the equipment, in view of the closure of the fissile material accountability; it was followed by a decontamination enabling the access to all cells in view of local inspection and intervention. Some equipment, not intended for reuse, was dismantled and conditioned as wastes.

The paper describes the operating conditions and presents the precautions taken for the limitation of the irradiation of the workers executing the work.

ZUSAMMENFASSUNG

Als beschlossen worden war, die Wiederaufarbeitungsaktivitäten im Jahre 1974 zu beenden, wurden von Eurochemic und den zuständigen belgischen Behörden die erforderlichen Stilllegungsmaßnahmen festgelegt. Das Programm begann im Jahre 1975 mit der Reinigung der aktiven Anlagenteile mit dem Ziel, die Spaltmaterialbilanzierung abzuschließen; daraufhin erfolgte eine gründliche Dekontamination, die den Zugang zu allen Zellen im Hinblick auf eine örtliche Inspektion und Wartung ermöglichte. Einige Anlagenteile, deren Wiederverwendung nicht beabsichtigt ist, wurden ausgebaut und als Abfall konditioniert.

In diesem Beitrag werden die Arbeitsbedingungen beschrieben und die Vorsichtsmaßnahmen mitgeteilt die zum Schutze des die Arbeiten ausführenden Personals gegen ionisierende Strahlung angewandt wurden.

Annalen van de Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming Vol. 4 n° 2

STRALINGSKONTROLE GEDURENDE DE ONTMANTELING
VAN DE ACTINIUM-INSTALLATIES

J.P. DEWORM, G. FIEUW, J. MARLEIN

Studiecentrum voor Kernenergie
Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire

Boeretang 200

2400 MOL

Juli 1979

ABSTRACT

Het doel van het actinium project was de produktie van een $^{227}\text{Ac}_2\text{O}_3$ warmtebron. Het ^{227}Ac werd bekomen door bestraling van ^{226}Ra in de BR2-reaktor. In 1974 werd besloten de ontmanteling van de warme cellen, aangewend voor de scheiding van de verschillende isotopen, uit te voeren, gezien de mechanische toestand van de alpha-dichte kasten. De warme cel was omgevormd tot een alpha-dichte geventileerde ruimte met toegangssas voor het personeel. Het personeel was hierbij uitgerust met verlucht duikerspak. De totale kollektieve dosisekwivalent gedurende de gehele ontmantelingsbewerking bedroeg 130 man-rem (1.30 man-Sv). Geen inwendige besmetting van de werkers kon vastgesteld worden.

1. HISTORIEK

Het actiniumproject had tot doel een warmtebron te ontwikkelen bestaande uit $^{227}\text{Ac}_2\text{O}_3$. Voor de produktie van het ^{227}Ac werd ^{226}Ra bestraald in de BR2-reaktor in een thermisch fluks. Na bestraling diende een scheiding van de verschillende isotopengroepen te worden uitgevoerd d.w.z. 70 Ci (2,6 TBq) ^{226}Ra , 40 Ci (1,5 TBq) ^{227}Ac en 100 Ci (3,7 TBq) ^{228}Th . Het herwonnen ^{226}Ra werd na deze scheiding terug aangewend voor nieuwe bestralingen in BR2.

Deze bewerkingen werden uitgevoerd in twee α -dichte kasten met behulp van mechanische grijparmen (volume α_1 : 7 m³, α_2 : 5 m³). Elke α -kast was opgesteld in een afdeling van een tweekamers afgeschermd cel van 1 000 Ci-MeV (fig. 1). Deze kasten stonden met elkaar in verbinding met een metalen balg doorheen een betonnen muur. Gedurende de uitbating werd de lucht in de α -kasten gezuiverd van de radon-gassen (^{220}Rn - ^{222}Rn) door een gesloten ventilatiekring met adsorptie op afgekoelde koolstof. Het aantal luchtvernieuwingen was gemiddeld 5 per uur.

De afgeschermd cel zelf had een eenmaal doorstroom luchtventilatiesysteem met zuivering van de lucht over absolute stof-filters (HEPA) en uitstorting langs een schouw van 20 m boven de grond en debiet van 50 000 m³h⁻¹.

De afvalvloeistoffen afkomstig van de scheikundige bewerkingen werden afgevoerd onder zwaartekracht naar roestvrij-stalen vaten opgesteld in een kelder onder de 1 000 Ci-cel. Alle afvoer van vaste en vloeibare afval gebeurde door α -dichte systemen.

Naast deze cellen werden kleinere cellen opgebouwd voor de konstruktie van de warmtebron, deze werd vervaardigd uit de gezuiverde ^{227}Ac fraktie. De luchtzuivering van deze cellen gebeurde over een vertragingslijn om het gevormde ^{219}Rn met kort halfleven ($T_{1/2} : 3,9 \text{ s}$) te laten vervallen vooraleer uit te storten na absolute filtering aan de schouw.

Het projekt werd uitgevoerd in drie stadia :

- van 1969 tot 1971 met een produktie van 300 Ci ^{227}Ac (11,1 TBq) en 750 Ci ^{228}Th (27,8 TBq);
- van 1971 tot 1973 met een volledig nazicht van de installaties;
- van 1973 tot 1974 met een totale produktie van 620 Ci ^{227}Ac (22,9 TBq) en 1 700 Ci ^{228}Th (62,9 TBq).

Op het einde van 1974 werd, rekening houdend met de mechanische toestand van de α -kasten, besloten de uitbating niet verder te zetten en de volledige inrichting te ontmantelen.

2. TOESTAND VAN DE INSTALLATIE VOOR DE AFBRAAK

2.1. Mechanische toestand

Vanaf 1974 werd de afbraak van de actiniuminstallatie voorbereid. Nog aanwezige bronnen werden verder gezuiverd in kleinere cellen; het herwonnen radium werd in roestvrijstalen kapsulen ingelast en gestockeerd. De mechanische toestand van de verschillende delen was als volgt :

- de plexiglasvensters van de α -kasten in de 1 000 Ci-cel vertoonden belangrijke scheuren te wijten aan scheikundige en stralingsschade. De totale ontvangen γ -dosis was van de orde van $5 \cdot 10^6 \text{ Rad}$ ($5 \cdot 10^4 \text{ Gy}$);
- een belangrijke korrosie van zowel α -kasten als sommige andere delen van de installatie werd vastgesteld. Dit was het gevolg van de talrijke scheikundige behandelingen met zuren.

- de gaszuivering had gedurende de uitbatingsperiode tal van moeilijkheden gegeven in verband met vastvriezen van koolstoftrappen en de onderdrukregeling van de circulatie ventilatie van de α -kast. Ook in dit gedeelte van de ventilatie was een korrosie vast te stellen.

2.2. Stralings- en besmettingstoestand van de kasten :

- gedurende de eerste periode was door korrosie van de bodem van de α -kasten een bepaalde hoeveelheid radioactieve vloeistof rechtstreeks in de 1 000 Ci-cel terechtgekomen.

De besmetting werd opgenomen gedurende de inspectie maar er bleef een residuele besmetting van 6 à 20 n Ci dm^{-2} (222 à 740 Bq dm^{-2}) in ^{228}Th en ^{227}Ac , dit gaf aanleiding tot een uitstorting aan de schouw van 10^{-5} Ci s^{-1} (0,37 MBq s^{-1}) volledig te wijten aan het ^{220}Rn (T 1/2 : 54 s).

De besmettingsgraad met de zeer hoge radiotoxische isotopen in de α -kasten zelf was zeer belangrijk,

- deze besmettingsgraad van de α -kasten tezamen met een bron die in het verbindingssas tussen de twee α -kasten was terechtgekomen en die niet kon gerecupeerd worden gaf aanleiding tot belangrijke stralingsvelden in de 1 000 Ci-cel zelf. Rondom het sas was het maximale te meten exposietempo 100 Rh^{-1} ($72 \text{ nC kg}^{-1} \text{ s}^{-1}$). Deze γ -straling was de oorzaak dat zelfs korte tussenkomst in de 1 000 Ci-cel aanleiding gaf tot een dosisekwivalent van de orde van 500 m rem (5 mSv) voor verblijftijden begrepen tussen 5 à 10 minuten.

3. ALGEMENE PRINCIPEN BIJ DE AFBRAAK

3.1. Gebruik van de bestaande afschermmiddelen

Met behulp van de bestaande middelen (kunstmatige grijp-

arm, α -dichte afvoersystemen voor vaste en vloeibaar afval e.d.) werd getracht de bestaende besmetting en dus ook straling te verminderen.

De opeenvolgende bewerkingen waren : het verwijderen van kleine voorwerpen, de mechanische reiniging van de bodem, de vloeibare scheikundige reiniging eerst met ontvettingsmiddel (EXAL) later met ontsmettingsmiddel (TURCO, koningszuur, ...) onder hoge druk (6 à 7 bar) en spoeling met gedemineraliseerd water.

De controle van de bestaende besmettingsgraad werd nagegaan :

- in de tussenstadia door het opstellen van een expositiokaart bekomen met behulp van een γ -meetkamer, waarvan het elektronisch verwerkingsgedeelte zich buiten de 1 000 Ci-cel bevond;
- na belangrijke gedeelten van de operatie door het nemen van luchtstalen en door meting van het ^{220}Rn en ^{222}Rn gehalte met behulp van gekoelde actieve koolstof;
- na vaststelling van belangrijke vermindering van de besmettingsgraad werden wrijfmonsters genomen op wanden en vloer van de α -kasten en werden thermoluminesente detectoren binnengebracht en bestraald. Op deze manier trachtte men visueel-niet-waarneembare bronnen te verwijderen.

De besmettingsgraad van de kasten was na een ver doorgevoerde ontsmetting niet verder te verlagen. Resultaten van de residuele besmetting over het gehele oppervlak werden bepaald met behulp van wrijfmonsterstalen en bepaling van het radon gehalte met berekening van de schijnbare aanwezige hoeveelheid moeder-element (tabel 1). De stralingskaart werd bekomen door korte tussenkomst in duikerspak in de 1 000 Ci-cel, hiertoe werden op bepaalde plaatsen thermoluminesente dosimeters aangebracht.

3.2. Werkmethode en organisatie

3.2.1. AANPASSING VAN DE INSTALLATIE

Verschillende mogelijkheden werden overwogen voor de verwijdering van de α -kasten. Nochtans gezien hun uiterst belangrijk volume (α_1 : 7 m^3 , α_2 : 5 m^3) en de residuele besmetting met zeer hoge radiotoxische isotopen werd besloten dat de beste manier de omvorming van de 1 000 Ci-cel was tot een α -besmettingszone waarbij de tussenkomst gebeurde in duikerspak. Verder dienen alle onderdelen van de installatie ter plaatse te worden verkleind. De meest interessante methode bleek het gebruik van een plasmabrander om de roestvrijstalen kasten in afmeting te verkleinen.

Aan de toegangsdeur tot de 1 000 Ci-cel werd een α -dicht sas aangebracht bestaande uit een toegangssas met stortbad voor de persoon in duikerspak en een kijkkraam met afscherming die een operator moest toelaten de beweging van de personen in duikerspak te volgen. Een toegangstent werd opgesteld tegen de stortbadingang voor aan- en uitkleden van de personen en controle bij het verlaten.

Verder een afvoersysteem om de verkleinde stukken onmiddellijk in beton vast te leggen

De 1 000 Ci-cel werd geventileerd door de bestaande kringen hetzij door de normale ventilatie met een debiet van $1\ 000 \text{ m}^3 \text{ h}^{-1}$ ofwel door een hoge debietsventilatie van $14\ 000 \text{ m}^3 \text{ h}^{-1}$ op het ogenblik van het plasma snijden wegens de hoge rookontwikkeling.

De rook ontwikkeld door de plasmatoorts bevatte gekondenseerde metaaldeeltjes en roetdeeltjes (88 % van de stofdeeltjes hadden een massa mediane diameter kleiner dan $1,5 \mu\text{m}$).

Deze vereisten een vervangbaar voorfilter voor de absolute filters.

Kleine branden van parafine, gebruikt voor de elektrische isolatie, konden vlug gedoofd worden met behulp van CO_2 brandblussers.

3.2.2. WERKMETHODE

- Beperking van de dosis

Buiten de werken in de 1 000 Ci-cel, was voor de overige installaties de tijdslimiet, gezien de expo-sietempos, niet zo belangrijk.

Deze tijdslimieten werden voornamelijk geoptimaliseerd door het gebruik van :

- snijden van de platen door een plasmabranders, waar- bij de snijsnelheid heel belangrijk is. Het plasma- procedé is gebaseerd op het principe van een inge- snoerde lichtboog. De hoge stroomsterkte-dichtheid geeft aanleiding tot zeer hoge plaatselijke tempe- raturen (20 000 °C). De snijsnelheid voor een plaatdikte van 10 mm kan 2 m min^{-1} bedragen;
- de juiste aard van het verlangde werk werd met de betrokkene besproken, aan de hand van werkelijke foto's van de bestaande installaties bij iedere werkopgave;
- bepaalde hoge stralingsvelden werden tijdelijk af- geschermd;
- na het verblijf van de helft van de tijd werd een controle uitgevoerd van de reeds opgelopen dosis- ekwivalent.

- Beperking van de inwendige besmetting

Het gebruik van een duikerspak met luchttoevoer en toegang langs een sas belette de inwendige besmetting van de personen.

Dit duikerspak bestaat uit zelfdovend vinylkledij uit één stuk en niet herbruikbaar. De toevoer van de lucht werd voorgefilterd.

Gedurende het plasmabranden werd een poncho in asbest of onbrandbaar katoen gebruikt om de vinylkledij te beschermen.

Elke taak werd uitgevoerd door twee personen, die in radioverbinding stonden met een operator buiten. Een derde persoon in stand-by wachtte steeds buiten om tussen te komen in geval van nood.

3.2.3. ORGANISATIE EN PLANNING

Een grondige detailstudie van iedere fase werd uitgevoerd. Een logische sequentiële ontwikkeling van de uit te voeren deeltaken werd in een diagramvorm opgesteld. Voor elke deeltaak werd een schatting van de tijdsduur alsook de vereiste mankracht opgesteld. Uit bepaling van de exposietempokaart werd een schatting van de te ontvangen dosis gemaakt.

Het geheel van de operatie stond steeds onder de leiding van een operatieleider, desnoods werd in ploegverband gewerkt. Bij de dagelijkse leiding werd een zeer nauwe samenwerking verwezenlijkt met een verantwoordelijke stralingskontrolle.

Beslissingen werden ter plaatse genomen naargelang de gewenste veranderingen aan de deeltaken.

De goedkeuring van elke operatie werd steeds voorafgegaan door een bespreking van het veiligheidsdossier door de organen van fysieke kontrolle en de uitvoerder van de taken.

Dosisekwivalentlimieten werden door de fysieke kontrolle scherp afgelijnd en moesten steeds ver beneden de wettelijke toelaatbare normen blijven.

3.2.4. STRALINGSKONTROLE VAN HET PERSONEEL

3.2.4.1. Dosisbepaling [2]

Elke werker in duikerspak was voorzien van een thermoluminescente dosismeter (onder afscherming 7 en 300 mg), een filmdosismeter en stylodosimeters op borsthoogte. Een tweede stel bestaande uit thermoluminescente dosimeters en stylodosimeters werd in α -dichte verpakking aangebracht op het

duikerspak en liet een tussentijdse controle toe. Bovendien deze dosimeter droegen de werkers nog vingerdosimeters aan de rechter en de linker hand. De verdeling van de dosisekwivalent gedurende de afbraak van α_1 en α_2 , waarbij de totale duur van de operaties respectievelijk 150 en 120 uur bedroeg zijn weergegeven in tabel 2 (fig. 2).

De verdeling voor de vingerdosimeters in tabel 3 (fig. 3).

De afbraak van α_1 en α_2 betrof de eerste twee fazen slechts van de afbraak. Het totaal aantal man dosisekwivalent bij de volgende fazen is beduidend lager (tabel 4) dit is te wijten aan het feit dat de stralingsvelden hier veel kleiner waren.

In de cellen voor de bereiding van de warmtebron waren de maximale expositietempo's van de orde van 5 Rh^{-1} ($3,6 \text{ nA kg}^{-1}$) en voor de kelderverdieping eveneens van dezelfde orde.

3.2.4.2. Bepaling van de inwendige besmetting

De personen die werken in een duikerspak stonden in overdruk t.o.v. de ruimte waarin ze werken. In normale omstandigheden konden ze geen inwendige besmetting oplopen door inademing.

Een ander risico voor inwendige besmetting was kwetsuur door afbraakstukken. Gedurende deze operatie heeft zich geen enkel geval van kwetsuur voorgedaan.

Om iedere kans van inwendige besmetting te vermijden door kleine niet opgemerkte scheuren, werd van de werkers in duikerspak onmiddellijk bij het uitkomen een monster gevraagd van neusslijm.

Dit monster werd onmiddellijk gecontroleerd in totale α -aktiviteit. De drempel voor verdere analyses werd ingesteld op 1 000 dpm (17 Bq).

Deze waarde laat uit beschouwingen van het longenmodel toe te besluiten dat de maximale jaarlijkse aanvaardbare norm voor opname door inademing voor het meest kritische isotoop (^{227}Ac) niet zal overschreden worden.

Voor de tussenkomsten in de 1 000 Ci-cel (α_1 en α_2) en in de kelder wordt in tabel 5 de meting van de neusslijmmonsters aangegeven.

De verdeling van beide groepen monsters volgens een log normale verdeling of de funktie van Weibull (fig. 4 en 5) geven aan dat de 50 percentiel waarde tussen 5 à 15 dpm ligt (0,08 en 0,25 Bq) met brede spreiding. Voor de Weibullfunctie bekomt men een drempelwaarde van 10 à 15 dpm (0,17 à 0,25 Bq).

De in-vivo meting van de longenbelasting van het personeel dat aan de werkzaamheden deelnam werd uitgevoerd voor de isotopen ^{226}Ra , ^{227}Ac , ^{228}Th .

De interpretatie van deze longenmetingen wordt bemoeilijkt door de aanwezigheid van de dochterelementen komende van deze verschillende isotopen.

De analyse bevatte het onderzoek in verschillende energieniveaus d.w.z. :

KeV	isotopen
100 - 400	^{227}Th - ^{223}Ra
700 - 950	^{223}Ra
1 650 - 2 000	^{226}Ra
2 360 - 2 800	^{228}Th

In het geval de analyse van een monster van het neusslijm een waarde boven de 1 000 dpm (17 Bq) gaf, werd besloten zowel urine-monsters, faecaliën als een onmiddellijke longenmeting uit te voeren [3].

Dit is enkel voor een zestal personen moeten gebeuren in het begin van de operaties van de eerste fase.

In tabel 6 werden de verschillende vastgestelde metingen aangegeven zowel faecaliën als inwendige belasting van de longen. In de betreffende gevallen was de inwendige besmetting steeds verwaarloosbaar t.o.v. het uitwendige dosisekwivalent.

Een verbetering aan de luchttoevoer na de eerste werken heeft het overschrijden van de 1 000 dpm (17 Bq) in alle verdere werkzaamheden beperkt.

3.2.4.3. Kontinue monitoring

Gedurende de gehele periode van de operaties werd de bestaande Radon-monitoring verder gebruikt (1). Dit liet toe vast te stellen of gedurende bepaalde afbraakwerkzaamheden geen grote bijkomende besmetting veroorzaakt werd van 1 000 Ci-cel of andere werkplaatsen. Het monitoringmeetnet liet toe enerzijds continu de graad van luchtbesmetting te volgen of een diskontinue monsternamen-inrichting om op bepaalde plaatsen een meer precieze bepaling te doen van het Radon-gehalte en het specifieke Radon isotoop (^{219}Rn , ^{220}Rn , ^{222}Rn).

4. BESLUIT

De afbraak van de actiniuminstallaties was zeer specifiek in haar soort [4]. Nochtans kunnen bepaalde principes vooropgesteld worden voor alle dergelijke inrichtingen zoals warme cellen en bijhorigheden.

De voorstudie van een installatie dient reeds bij zijn ontwerp voldoende rekening te houden met de afbraak en vervangingsmogelijkheden van belangrijke vitale delen (bv. ventilators van α -kasten, controlemogelijkheden van de integriteit van de α -kasten e.d.). De afbraak zelf vraagt een verdere voorstudie in functie van de nieuw ontwikkelde technieken en methoden sedert het concept van de installaties.

Wat controle van het personeel betreft, bij de afbraak ingezet, dienen alle bestaande individuele beschermingsmiddelen aangewend om elke inwendige besmetting te voorkomen. Voor de dosisekwivalenten dienen limieten vastgesteld, die onder geen omstandigheden mogen overschreden worden. Werkmethoden in de voorstudie van de afbraak dienen hiermede voldoende rekening te houden om aldus optimale methoden uit te werken.

REFERENTIES

- [1] J.P. DEWORM, G. FIEUW
Problèmes de radioprotection posés lors de la production de quantités importantes d' ^{227}Ac .
VI^e Congrès International de la Soc. Française de radioprotection, Bordeaux 27 - 30.3.1972.
Recueil des communications (p. 195 - 214).
- [2] J.P. DEWORM, G. DUMONT, G. FIEUW, J. MARLEIN
Aspects de radioprotection lors de l'exploitation et du démantèlement des installations utilisées lors de la production d'actinium en provenance de radium irradié.
IRPA IV^e Congrès International.
Recueil des communications Vol. 3, p. 775 - 778.
- [3] J. DULCINO, C. WEYERS, J. BATON, K. HOFKENS, G. KOCH
Mesure de la contamination des excreta en vue de déterminer la charge corporelle des personnes travaillant au programme de la production d' ^{227}Ac .
Problèmes de radioprotection posés par les éléments transuraniens, Karlsruhe 1970, Eur. 4612 d-e-f p. 547.
- [4] J.P. DEWORM, G. FIEUW, L. GHOOS, P. GOVAERTS
Occupational exposure to the personnel at a nuclear research centre.
International symposium on occupational radiation exposure in nuclear fuel cycle facilities.
Los Angeles USA, 18 - 22 June 1979, IAEA-SM 242/21.

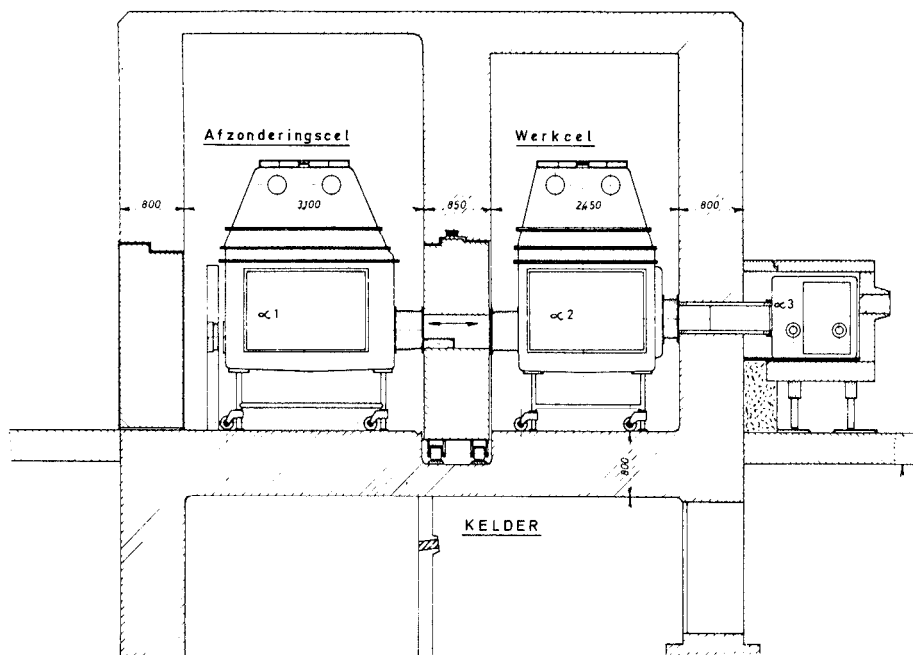


Fig. 1 : Doorsnede van de 1000 Ci - cel.

Methode	Besmetting in mCi (MBq)		
	^{227}Ac	^{228}Th	^{226}Ra
α_1 wrijfmonsters	5,5 (203,5)	5 (185)	1 (37)
α_2 wrijfmonsters	2 (74)	1 (37)	1 (37)
$\alpha_1 + \alpha_2$	7,5 (150)	6 (222)	2 (74)
luchtmonster en berekening			
$\alpha_1 + \alpha_2$	-	1 300 (48 GBq)	2 300 (85 GBq)

Tabel 1 : Besmetting van de α -kasten, uitgaande van wrijfmonsters of Rn-gehalte bepaling.

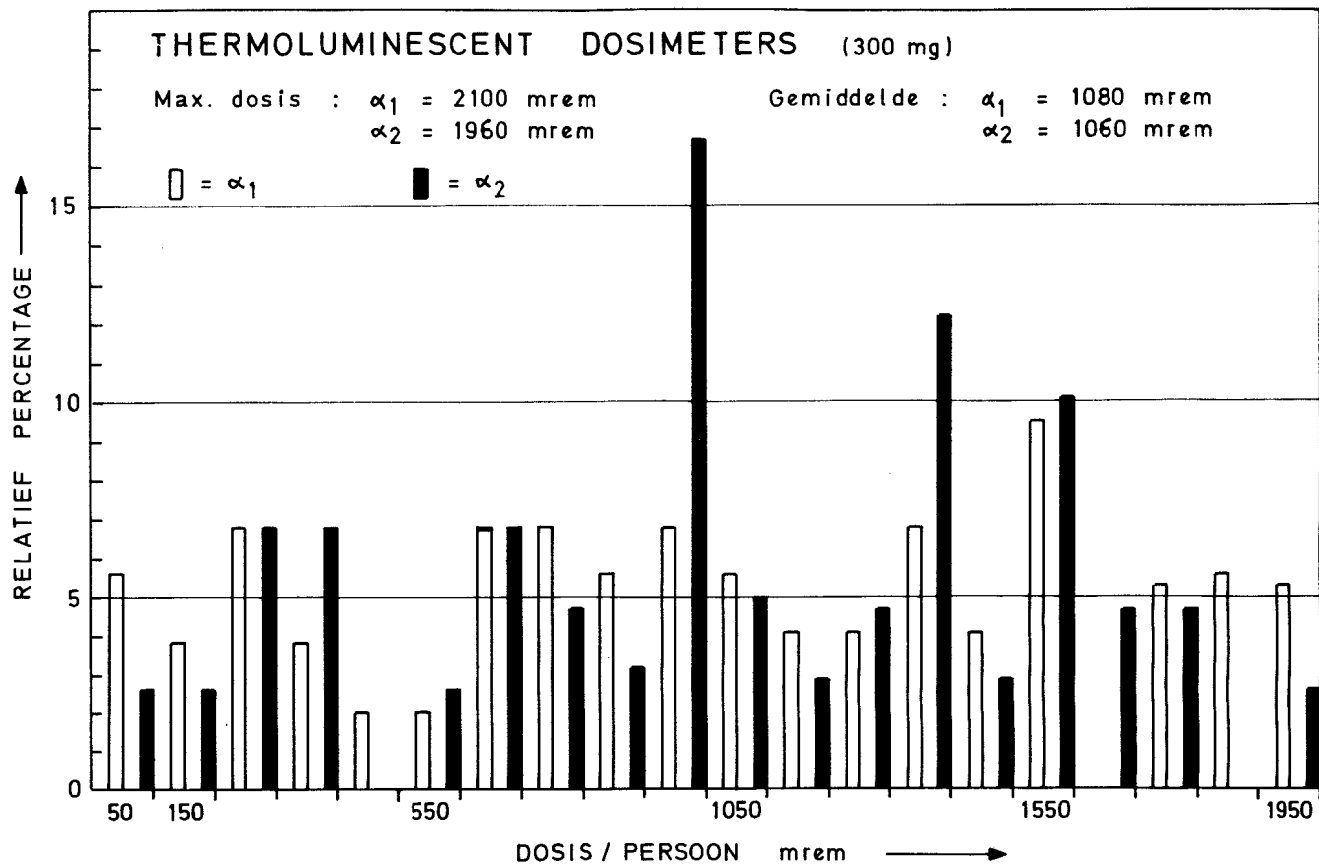


Fig. 2 : Verdeling van de individuele lichaamsdosis voor afbraak α_1 en α_2 .

Dosisekwivalent mrem (mSv)		Kumulatieve verdeling van de dosis van het personeel in %	
		α_1	α_2
< 500	(5)	22	19
< 1 000	(10)	46	44
< 1 500	(15)	71	77
< 2 000	(20)	99.8	100
Gemiddeld dosisekwivalent mrem (mSv)		1.080 (10,8)	1.060 (10,6)
Maximum dosisekwivalent mrem (mSv)		2.100 (21)	1.960 (19,6)
Verhouding dosisekwivalent TLD (gemiddelde) 7 mg/300 mg		1,30	1,13
Kollektief dosisekwivalent per operatie man-rem (man-Sv)	gemeten	61 (0,61)	45 (0,45)
	geschat	86 (0,86)	60 (0,60)
Aantal personen		56	42

Tabel 2 : Kollektief dosisekwivalent van personeel bij de afbraak α_1 en α_2 betrokken (100 rem = 1 Sv).

Vingerdosis mrem (mSv)	Kumulatief in %	
	α_1	α_2
< 1 000 (10)	15	17
< 3 000 (30)	61	78
< 5 000 (50)	86	88
< 6 000 (60)	99.8	99.8
Gemiddeld $\frac{\text{mrem}}{\text{(mSv)}}$	2.520 (25)	2.190 (22)
Maximum $\frac{\text{mrem}}{\text{(mSv)}}$	8.420 (84)	6.400 (64)

Tabel 3 : Vingerdosisekwivalent voor personeel bij afbraak α_1 en α_2 betrokken

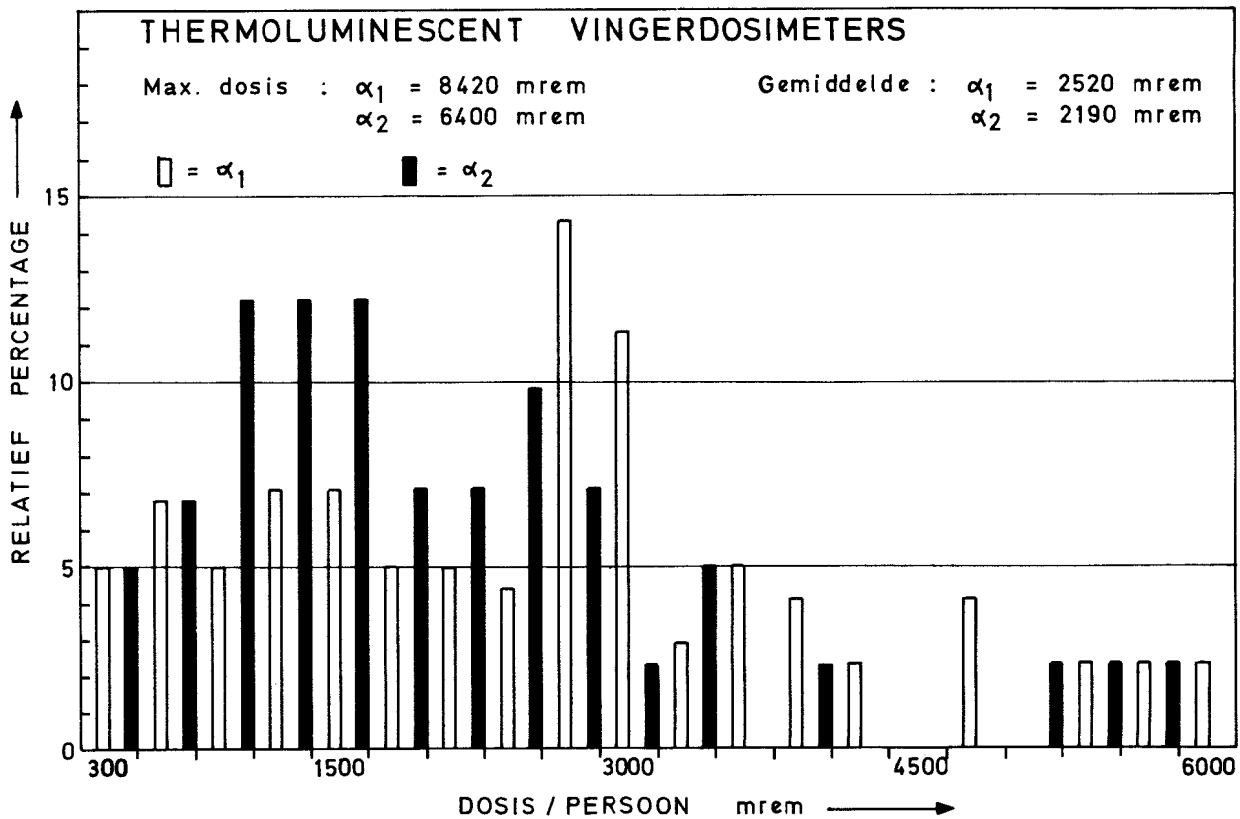


Fig. 3 : Verdeling van de dosis op de vingers voor afbraak α_1 en α_2 .

Faze (tijdstip)	Kollektief man-rem	dosisekwivalent (man-Sv)	Aantal perso- nen	Max. dosis- ekwivalent mrem (mSv)
1 afbraak α_1 (mei 1976)	61	(0.61)	56	2 100 (21)
2 afbraak α_2 (december 1976)	45	(0.45)	42	1 960 (19,6)
3 afbraak $\alpha_4 - \alpha_7$ (maart 1977)	3.7	(0,037)	14	600 (6)
4 afbraak γ -deur (september 1977)	25	(0,025)	10	411 (4,1)
5 afbraak kelder (maart 1977)	6.1	(0,061)	26	956 (9,6)
6 ontsmetting van de wanden 1 000 Ci-cel (februari-maart 1978)	5.1	(0,051)	83	
7 totaal (1+2+3+4+5+6+afbraak α_3 en vertragslijn) (mei 1977)	130	(1.30)	-	2 100 (21)

Tabel 4 : Kollektief dosisekwivalent voor de afbraak van actinium-
installaties.

Neusslijm dpm	Kumulatieve verdeling voor de analyses in %		
	α_1	α_2	kelder
< 10	34	57	84
< 20	55	74	92
< 50	73	85	97
< 100	84	91	98.5
< 500	94	98	100
< 1 000	97	99	100
Maximum dpm	10 000	1 280	-
Aantal analyses	185	104	136

Tabel 5 : Neusslijmanalyse van het personeel (1 dpm = 17 mBq)

Persoon	Geneeskundige zorgen	Neusslijm nCi	Urine fCi/d	Faecaliën		Longentelling				
				²²⁷ Ac pCi	²²⁸ Th pCi	t (x) dagen	100-400 keV cpm	700-950 keV cpm	1650-2000 keV cpm	²¹² Pb nCi
1	niet	0,50	< 45	200	110	1	≤ 26	≤ 12	≤ 5,7	≤ 0,31
2	niet	0,65	< 45	20	50	2	≤ 25	≤ 12	≤ 5,4	≤ 0,19
3	Expectorant	0,74	< 45	7	23	1	84 ± 9,4	9,6 ± 4,5	≤ 6,6	0,37 σ = 0,08
						6	≤ 24	≤ 12	≤ 5,3	≤ 0,19
4	Exp.	0,99	< 45	6	30	1	≤ 39	≤ 14	≤ 5,4	≤ 0,20
5	Exp.	1,26	²²⁵ Ac ²²⁷ Ac < 45	40	80	1	≤ 31	≤ 12	≤ 5,4	≤ 0,29
6	Exp.	4,5	< 4,5	7	10	1/2	≤ 44	≤ 12	≤ 4,9	≤ 0,31
							cpm/nCi ²²⁷ Th 94 ²²³ Ra 191	cpm/nCi ²²³ Ra 6,2	cpm/nCi ²²⁶ Ra 13	

Tabel 6 : Inwendige belasting door excreta en in-vivo metingen

1 nCi = 37 Bq

1 pCi = 37 mBq

cpm = slagen per minuut

1 fCi = 37 μBq

(x) tijdsverloop in dagen sedert de vaststelling van het positieve neusslijmmonster en de meting van de longen.

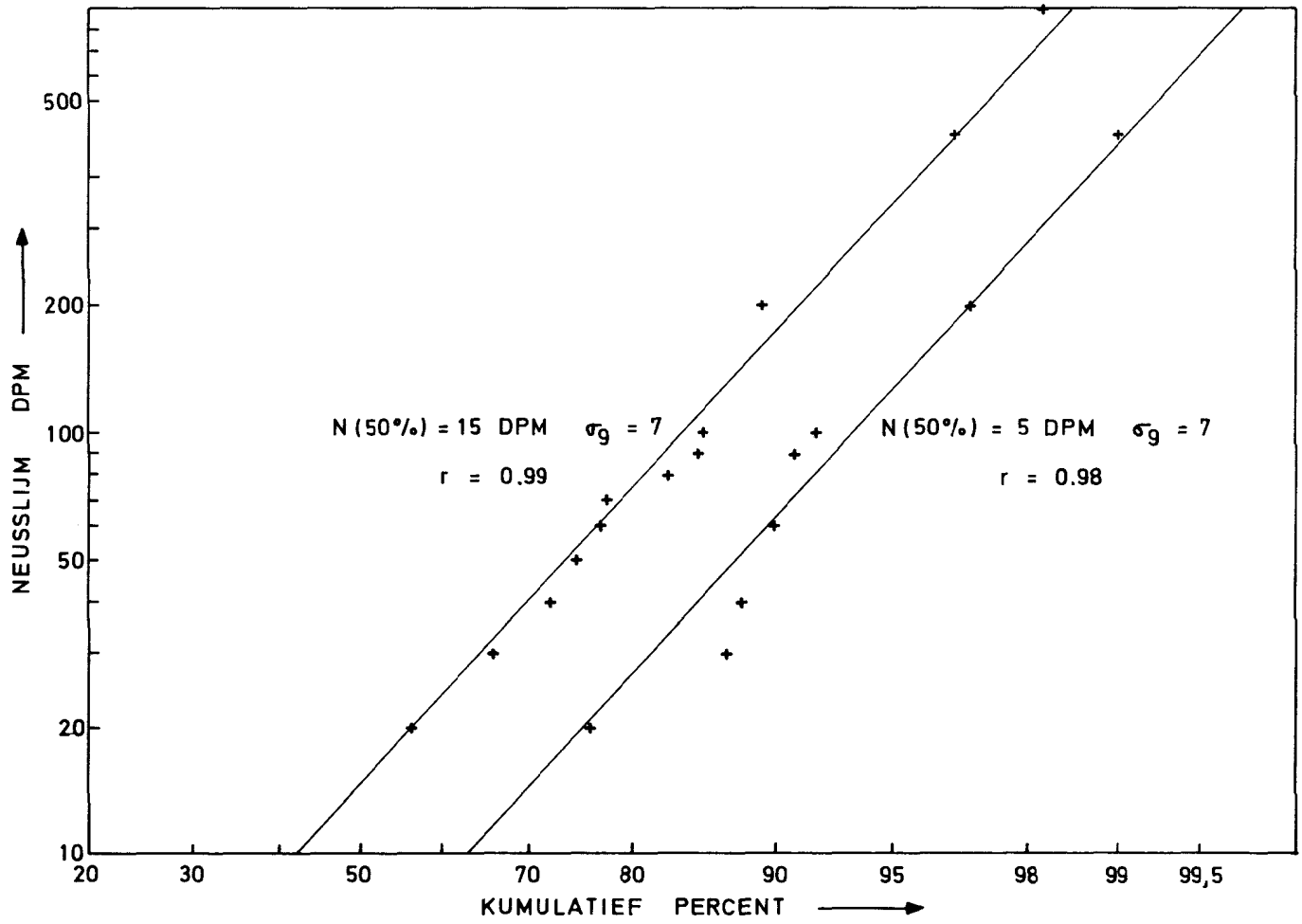


Fig. 4 : Inwendige besmetting van het personeel. Kumulatieve verdeling, log. normaal verdeling.

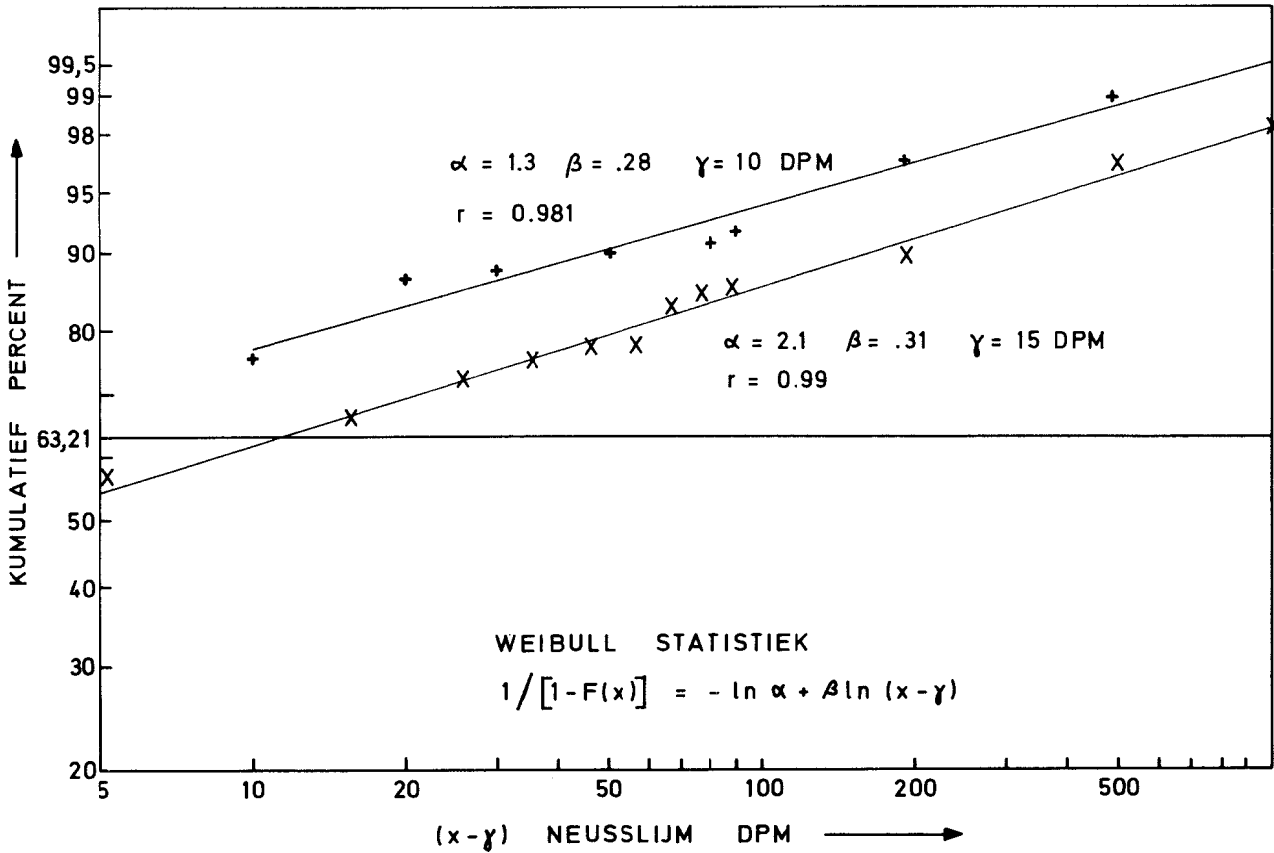


Fig. 5 : Inwendige besmetting van het personeel. Kumulatieve verdeling, Weibull statistiek.

SAMENVATTING

Het doel van het actinium projekt was de produktie van een $^{227}\text{Ac}_2\text{O}_3$ warmtebron. Het ^{227}Ac werd bekomen door bestraling van ^{226}Ra in de BR2-reaktor. In 1974 werd besloten de ontmanteling van de warme cellen, aangewend voor de scheiding van de verschillende isotopen, uit te voeren, gezien de mechanische toestand van de alpha-dichte kasten. De warme cel was omgevormd tot een alpha-dichte geventileerde ruimte met toegangssas voor het personeel. Het personeel was hierbij uitgerust met verlucht duikerspak. De totale kollektieve dosisekwivalent gedurende de gehele ontmantelingsbewerking bedroeg 130 man-rem (1.30 man-Sv). Geen inwendige besmetting van de werkers kon vastgesteld worden.

RESUME

Le but du projet actinium était la production d'une source de chaleur d' $^{227}\text{Ac}_2\text{O}_3$. L' ^{227}Ac était obtenu par irradiation du ^{226}Ra dans le réacteur BR2. En 1974 était décidé le démantèlement des installations employées pour la séparation des différentes isotopes, vu l'état mécanique des boîtes alpha étanches. La cellule chaude était transformée dans une zone alpha étanche ventilée avec sas d'accès pour le personnel. Le personnel était équipé d'un scaphandre ventilé. L'équivalent de dose collectif pendant les opérations de démantèlement était de 130 hommes-rem (1.30 hommes-Sv). Aucune contamination interne des travailleurs était décelée.

ZUSAMMENFASSUNG

Ziel des Actinium-Projektes war die Herstellung einer $^{227}\text{Ac}_2\text{O}_3$ -Wärmequelle. Man erhielt das ^{227}Ac aus der Bestrahlung von ^{226}Ra im Reaktor BR2. Angesichts des mechanischen Zustandes der alpha-dichten Kästen wurde 1974 die Entmantlung der warmen Zellen beschlossen, die der Isotopentrennung gedient hatten. Die warme Zelle wurde umgebaut zu einem alpha-dichten, ventilierten Raum mit einer Zugangsschleuse für das Personal. Das mit diesen Arbeiten betraute Personal war durch belüftete Taucheranzüge geschützt. Das totale kollektive Dosisäquivalent während der gesamten Entmantlung betrug 130 Mann-rem (1.30 man-Sv). Eine innere Kontamination konnte bei keinem der Beschäftigten festgestellt werden.

ABSTRACT SUMMARY

The actinium project aimed the production of an $^{227}\text{Ac}_2\text{O}_3$ heat source. The ^{227}Ac was obtained through irradiation of ^{226}Ra in the BR2 reactor. In 1974 the dismantling of the hot-cell facilities used for separation of the different isotopes was

decided due to the mechanical condition of the alpha-tight boxes. The hotcell was transformed into an alpha-tight ventilated room with access for the personnel through a lock. This personnel was equipped with pressurized suit. The total collective dose equivalent during the whole dismantling operations amounted to 130 man-rem (1.30 man-Sv). No internal contamination of the workers could be detected.