

Annalen
van
de Belgische Vereniging
voor
Stralingsbescherming

VOL. 6 N° 2

1981

Driemaandelijks
uitgave

Publication
trimestrielle

Annales
de
l'Association Belge
de
Radioprotection

Hoofdredacteur

Dr M.H. FAES

Rédacteur en chef

S.C.K./C.E.N.
2400 Mol.

Redactiesecretariaat

Mme Cl. STIEVENART

Secrétaire de rédaction

14, rue Juliette Wytmansstraat,
1050 Bruxelles - Brussel.

INHOUD

SOMMAIRE

Dit nummer bevat de teksten van uiteenzettingen gedaan op 10 juni 1981 ter gelegenheid van een gesamenlijke studiedag van de Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming en van de Belgian Nuclear Society, gewijd aan de

Ce numéro contient les textes des exposés faits le 10 juin 1981, lors de la journée d'étude organisée conjointement par l'Association Belge de Radioprotection et la Belgian Nuclear Society, consacrée aux

ICRP AANBEVELINGEN EN KERNCENTRALES.

RECOMMANDATIONS ICRP ET CENTRALES NUCLEAIRES.

- P. RECHT :

Le principe de la limitation des doses.

53 - 60

- B. CENTNER :

Prise en compte des recommandations de l'ICRP 26 dans la conception des installations de traitement des effluents radioactifs des centrales nucléaires à eau légère.

61 - 84

- C. LAPERCHES :

Conception des centrales nucléaires et protection radiologique du personnel.

85 - 96

- E. SELLESLAGH :

A nuclear power plant operator's view on the effects of ICRP Recommendation 26 upon his radiation protection program.

97 - 110

Annales de l'Association Belge de Radioprotection, Vol. 6, n° 2 (1981).

LE PRINCIPE DE LA LIMITATION DES DOSES

Dr. P. RECHT

Professeur à l'Université Libre de Bruxelles
Conseiller spécial à la Commission des Communautés européennes

10 juin 1981.

RESUME.

L'évolution des concepts et des termes repris dans la Directive européenne du 15 juillet 1980 est brièvement décrite. Après une période où les doses "de tolérance" représentent des limites définies à respecter, se font jour les concepts de niveau "le plus bas possible" et "aussi bas que praticable". L'évolution ultérieure tient compte de l'hypothèse que toute exposition comporte un risque à éviter ; il convient donc d'examiner les avantages et désavantages c.à.d. d'effectuer une analyse coût-bénéfice. Cette évolution aboutit au concept actuel de justification et d'optimisation.

INTRODUCTION

La parution dans le Journal Officiel du 17 septembre 1980, de la directive du Conseil du 15 juillet 1980 portant modification des directives fixant les normes de base, donne une certaine actualité au sujet que vous m'avez demandé d'analyser devant vous.

La "limitation des doses" constitue le titre III de la directive qui, rappelons-le, s'inspire des principes et des concepts recommandés par la publication 26 de la CIPR du 17 janvier 1977.

J'ai eu l'occasion, lors de la réunion de notre Association, le 23 juin 1978, de présenter quelques réflexions sur la révision des directives européennes dans le domaine de la radioprotection (1). Je voudrais éviter de répéter ce qui a été dit à cette occasion et insister cette fois sur l'évolution des concepts et des termes qui ont été repris dans la directive européenne.

(1) Annales de l'Association Belge de Radioprotection - vol. 3, n° 3.

EVOLUTION DES CONCEPTS ET DES TERMINOLOGIES

Il n'est pas sans intérêt de rappeler l'évolution des idées qui gouvernent actuellement la radioprotection et ont été à la base des recommandations internationales depuis près de 50 ans.

En 1934, la CIPR propose une "dose de tolérance" de 0,2 roentgen par jour, qui devient en 1950 une dose de 0,3 roentgen par semaine, soit 15 roentgen par an.

Avant 1950, on peut dire que le but principal de la protection radiologique était la prévention des effets somatiques, que l'on atteignait par le respect de certaines doses limites individuelles; l'impact collectif des sources radioactives n'était pas pris en compte.

Les recommandations de 1950 introduisent la notion que tous les efforts doivent être faits pour réduire les expositions au niveau le plus bas possible. C'est la première référence indiquant que l'objectif de la radioprotection pourrait être d'atteindre des niveaux plus bas que ceux qui dérivent de l'application des doses maximum admissibles (DMA).

En 1958, la publication 1 de la CIPR présente l'hypothèse qu'une exposition prolongée aux radiations ionisantes, en plus de l'irradiation naturelle, implique un certain risque et que d'ailleurs toute exposition aux rayonnements peut être susceptible de constituer un risque. Les doses doivent être gardées aussi bas que "praticables", le mot praticable remplaçant le mot possible.

En 1958 également, les recommandations proposent une dose de 5 rem par an comme dose maximum admissible pour le corps entier, dont les organes critiques sont la moëlle osseuse, les gonades et le tissu osseux.

Les premières normes européennes, consécutives à la publication 1 sont publiées le 2 février 1959.

Le 17 septembre 1965, la CIPR adopte la publication 9 qui confirme un certain nombre de notions et de principes figurant déjà dans la publication 1; la dose équivalente apparaît avec l'intervention des facteurs de qualité. Le concept de "risque acceptable" domine la philosophie générale des recommandations.

Il est intéressant de rappeler quelques données importantes de la publication 9. L'hypothèse est faite que, en partant de la dose la plus basse, le risque d'induire une maladie ou un dommage augmente avec la dose cumulée par l'individu exposé. Cette hypothèse implique qu'il n'y a pas de "wholly safe dose of radiation".

Quand la source d'exposition est contrôlable, il est désirable et raisonnable de fixer des doses limites spécifiques, dont le risque qui leur est associé est considéré comme petit par rapport au bénéfice résultant de la pratique considérée. La limitation doit être établie à un niveau suffisamment bas que toute réduction ultérieure du risque ne justifierait pas l'effort requis pour la réaliser.

L'hypothèse que toute exposition comporte un certain degré de risque conduit à éviter toute irradiation non nécessaire et à maintenir toutes les doses aussi basses que "readily achievable, economic and social consideration being taken into account" (art. 52). Il est également noté que les doses limites sont prévues pour la conception des installations et pour les opérations avec des sources radioactives restant sous contrôle. Pour les sources ayant échappé au contrôle, la fixation de niveaux d'action dépend d'autres considérations que celles qui concernent les sources contrôlables; les limites de doses sont applicables seulement aux activités exposant aux radiations ionisantes d'origine humaine, excluant des irradiations naturelles.

Une autre publication de la CIPR (publication 22, approuvée en avril 1973) avait commenté les implications qui découlent de la recommandation que les doses doivent être gardées aussi basses qu'il est raisonnablement praticable (concept de "as low as readily achievable").

Dans l'évolution des idées de la CIPR, la publication 22 représente une étape intéressante car elle précisait sur un plan pratique certains concepts nouveaux présents dans la publication 9 et qui n'étaient pas encore entrés en application dans les milieux de la radioprotection : nécessité de la justification - dose population et dose collective - rapport entre la dose collective et les doses aux individus - signification du man-rem.

Trois termes sont notamment définis :

- risque : probabilité qu'un individu donné présentera un effet adverse ou un effet nocif comme résultat d'une dose d'irradiation;
- détriment (G) : prévision mathématique d'un dommage résultant d'une dose de rayonnement, prenant en considération non seulement les probabilités de chaque type d'effet nocif, mais la sévérité de ces effets;
- dose population : mesure de l'exposition totale du corps entier ou d'un organe déterminé dans une population; dans certains cas, il peut être utile d'identifier une composante de la dose population concernant une sous-population donnée (population d'un pays ou d'une région). Dans ce cas, la composante pourrait être appelée la dose collective de ce sous-groupe.

La publication souligne aussi l'intérêt que présentent les analyses coût/bénéfice dans le développement des applications pacifiques de l'énergie nucléaire. Le bénéfice optimum est obtenu quand le coût à investir, pour passer d'un niveau de protection à l'autre, est égal à la réduction correspondante du dommage, mais avec la contrainte que les doses doivent être gardées en-dessous des limites fixées par les réglementations.

Je crois qu'il n'était pas inutile de rappeler cette progression dans les réflexions de la CIPR et dans la formulation des recommandations. La publication 26 a non seulement repris beaucoup d'idées figurant déjà dans les publications 9 et 22, mais a eu le mérite de proposer d'une manière plus claire et plus décisive, les concepts et les règles qui doivent permettre de réaliser une radioprotection effective et réaliste.

Les principes fondamentaux de la radioprotection sont énoncés dans le chapitre 12 de la publication 26. La Commission recommande un système de limitation de doses dont les éléments essentiels sont les suivants :

- a) aucune pratique ne pourra être adoptée à moins que son introduction ne produise un bénéfice positif net;
- b) toutes les expositions seront gardées à un niveau le plus bas que l'on peut raisonnablement atteindre (ALARA), les facteurs économiques et sociaux étant pris en considération;
- c) l'équivalent de dose pour les individus ne devra pas dépasser les limites recommandées dans des circonstances appropriées par la Commission.

La formulation du chapitre 12 a été reprise dans l'article 6 de la Directive européenne. Les deux premiers principes s'appliquent à toutes les expositions aux radiations ionisantes, y compris les expositions médicales. Pour des raisons évidentes, celles-ci ne sont pas soumises à l'application du principe des doses limites. A cet égard, la Commission a proposé le 18 décembre 1980 au Conseil une directive fixant les mesures fondamentales relatives à la protection radiologique des personnes soumises à des examens et traitements médicaux.

Qu'il me soit permis d'insister à nouveau sur l'importance que revêt pour la radioprotection, l'application des principes de justification, et d'optimisation, cette dernière étant en fait l'expression pratique de la notion ALARA. Il est difficile de les développer sur un plan réglementaire précis, car, aussi bien l'appréciation du bénéfice, que les procédures d'optimisation, dépendent de considérations qui peuvent être différentes d'une pratique à l'autre, d'une région à l'autre, et sont conditionnées par le contexte politique ou social où l'activité est envisagée.

L'élément important à signaler est l'obligation pour l'autorité responsable de procéder à une analyse des risques et à justifier son choix avant de mettre en oeuvre une activité quelconque exposant aux radiations ionisantes. Une fois que l'activité aura été acceptée, la garantie individuelle, s'appliquant aussi bien aux travailleurs qu'à la population, est fondée sur l'application des limites de doses. L'optimisation devient donc une donnée importante de la décision en matière de radioprotection. En résumé elle consiste à choisir un niveau de protection tel que le bénéfice est maximisé en minimisant la somme du coût de protection et le coût du détriment.

Lors de la réunion de 1978 de l'Association, le Dr. BENNINGSON avait présenté des exemples d'optimisation qui ont montré que s'il était possible de la réaliser, dans certains cas elle reste une tâche difficile : la quantification du détriment se heurte à des difficultés d'ordre conceptuel et même dans certains cas d'éthique (coût de la vie humaine), et elle restera pendant un certain temps plutôt empirique, dépendant du bon jugement de l'autorité de décision à qui elle apporte une guidance qualitative.

Les problèmes d'optimisation ont fait l'objet d'une très utile mise au point lors d'un séminaire scientifique européen, tenu à LUXEMBOURG du 3 au 5 octobre 1979 (2).

L'analyse coût/bénéfice, proposée par la CIPR, constitue un exemple parmi d'autres, et on peut y ajouter l'analyse coût/efficacité et l'analyse multicritère, telles que décrites dans le cadre de l'Association EURATOM/CEA (3).

Quant au système de limitation des expositions, il ne m'est pas possible, dans le cadre de cet exposé, de rappeler les notions qui vous sont déjà familières, mais je voudrais insister sur le fait que les limites d'équivalent de doses sont basées sur un risque total lié à l'irradiation de tous les tissus exposés et qu'elles s'appliquent à une dose engagée durant un an d'opérations exposant aux radiations ionisantes.

En ce qui concerne la population, la limite d'équivalent de doses pour l'organisme entier est fixée à 0,5 rem par an, ce qui correspond à l'acceptation d'un risque mortel de l'ordre de 10^{-6} à 10^{-5} par an.

Une seconde remarque concerne la classification des limites de doses. Les limites de doses fixées dans les titres III et IV de la Directive, comportent des limites fondamentales primaires qui sont liées à l'équivalent de doses, et des limites pratiques, dites dérivées, qui permettent d'assurer sur le plan pratique le respect des limites de doses primaires. Les tableaux de l'annexe 3 présentent en fait :

- les limites d'incorporation annuelle de radionucléides par inhalation pour les travailleurs exposés;
- les limites dérivées de concentration de radionucléides dans l'air inhalé pour les travailleurs exposés. Ces valeurs doivent être considérées comme des moyennes portant sur une année;
- les limites d'incorporation annuelle de radionucléides par inhalation et par ingestion pour les personnes du public.

(2) "RADIATION - PROTECTION - OPTIMIZATION - Present experience and methods" A. Oudiz, H. Ebert, G. Uzzan, H. Eriskat (Pergamon Press - 1980).

(3) "Quelques options méthodologiques destinées à l'optimisation de la radioprotection" - A. Oudiz, G. Uzzan - IAEA-SR-36/11 - 1979.

Les limites d'incorporation sont tirées de la publication 30 de la CIPR et seront complétées dès que le Comité 2 aura recommandé les valeurs pour les autres radionucléides.

Les Etats membres ont en principe un délai de quatre ans pour se conformer à la directive européenne, soit jusqu'au 3 juin 1984.

Il est vraisemblable que la Commission des Communautés européennes pourra présenter un complément à l'annexe 3 dans un proche avenir.

Je n'ai pas pu, dans le temps qui m'est imparti, analyser en détail tous les autres éléments nouveaux apparaissant dans la directive européenne. Il va de soi que si l'Association envisage d'étudier d'autres aspects de la directive, elle accomplira une oeuvre utile pour une meilleure compréhension et interprétation d'une disposition réglementaire que la Commission considère comme un élément de promotion de la radioprotection.

Il est certain que la nouvelle directive confie aux autorités nationales et aux agents de la radioprotection qui ont pour obligation de l'appliquer, des devoirs nouveaux et propose une organisation plus efficace de la protection de la population, surtout dans le voisinage des sites nucléaires. La nouvelle directive confirme et garantit encore davantage le niveau de protection et de sécurité qui a été atteint dans le domaine nucléaire.

SAMENVATTING.

De evolutie in de opvattingen en in de bewoording die voorkomen in de Europese Richtlijnen van 15 juli 1980 wordt in het kort beschreven. Na een tijdspanne waar de "tolerantie dosissen" bepaalde grenzen vertegenwoordigen die moeten g eerbiedigd worden, ontstaan de opvattingen van "zo laag mogelijk" en "zo laag als enigzins uitvoerbaar" niveau. De latere evolutie weerhoudt de hypothese dat elke blootstelling een risico vertegenwoordigt dat moet vermeden worden. Het past dus hier de voor- en nadelen na te gaan d.w.z. een "cost-benefit" analyse uit te voeren. Deze evolutie leidt naar de huidige opvattingen van justifikatie en optimalisatie.

ABSTRACT.

The evolution of concepts and terms appearing in the European Rules of 15 July 1980 is briefly described. After a period where "tolerance doses" represent definite limits which should be respected, appears the concept of a "as low as possible" and "as low as practicable" level. The hypothesis that any exposure represents a risk which should be avoided is taken into account in the later evolution. As a consequence one has to examine the advantages and disadvantages in other words to make a cost-benefit analysis. This evolution leads to the concepts of justification and optimization used at the present time.

ZUSAMMENFASSUNG.

Die Entwicklung der Konzepte und Begriffsbestimmungen der europ aischen Richtlinie vom 15. Juli 1980 wird kurz beschrieben. Nach einem Zeitraum, in dem die "Toleranzdosen" bestimmte Grenzwerte darstellen, die eingehalten werden m ussen, entstehen die Konzepte des "so gering wie m oglichen" und des "so gering wie sinnvoll durchf uhrbaren" Wertes. Die sp atere Entwicklung bezieht die Annahme ein, da  jede Exposition ein zu vermeidendes Risiko mit sich bringt ; est ist deshalb notwendig, die Vorteile und Nachteile zu untersuchen, d.h. eine Kosten-Nutzen-Analyse durchzuf uhren. Diese Entwicklung f uhrt zum gegenw artigen Konzept der Rechtfertigung und Optimierung.

Annales de l'Association Belge de Radioprotection, Vol. 6, n° 2 (1981).

PRISE EN COMPTE DES RECOMMANDATIONS DE L'ICRP 26 DANS LA
CONCEPTION DES INSTALLATIONS DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS
RADIOACTIFS DES CENTRALES NUCLEAIRES A EAU LEGERE.

B. CENTNER,

Electrobel S.A., Place du Trône, 1, 1000 Bruxelles.

Juin 1981.

RESUME.

L'article examine les critères auxquels doivent satisfaire les rejets de routine d'effluents radioactifs liquides et atmosphériques pour pouvoir être qualifiés d'aussi faibles que raisonnablement possible (As Low As Reasonably Achievable ou ALARA).

Ces critères visent d'une part, à limiter les doses délivrées aux individus ou aux groupes critiques à une fraction faible du niveau de la radioactivité naturelle et d'autre part, à limiter l'impact global des programmes électronucléaires sur les collectivités.

L'application des critères ALARA est illustrée dans le cas de la conception de la station de traitement des effluents liquides de l'unité 2 de la centrale de Tihange.

1. INTRODUCTION

Position du problème

Les 3 principes fondamentaux de la radioprotection peuvent se résumer comme suit :

- toute exposition aux radiations ionisantes doit être justifiée par l'existence d'un bénéfice qu'une telle exposition procure;
- les doses résultant d'une exposition aux radiations ionisantes ne peuvent excéder les limites prédéterminées pour les individus professionnellement exposés d'une part, et pour les populations d'autre part;
- tout en ne pouvant excéder les limites prédéterminées correspondantes, les doses doivent être maintenues à des niveaux aussi faibles que raisonnablement possible, c.à.d. satisfaire au critère "As Low As Reasonably Achievable" (ALARA) de l'ICRP 26.

Le présent article a pour buts :

- 1) D'examiner les aspects réglementaires liés au respect du critère ALARA, c.à.d. d'examiner les critères auxquels doivent satisfaire les rejets radioactifs des centrales nucléaires à eau légère pour pouvoir être qualifiés d'aussi faibles que raisonnablement possible.

- 2) D'examiner la mise en application de la réglementation, c.à.d., d'examiner la méthodologie qui, partant des aspects réglementaires, permet d'aboutir au dimensionnement de la station de traitement des effluents radioactifs.
- 3) D'illustrer la méthodologie dans le cas de la conception de la station de traitement des effluents radioactifs liquides de l'unité 2 de la centrale de Tihange.

2. REGLEMENTATION

2.1. Réglementation américaine

La Commission de Réglementation Nucléaire des Etats-Unis (USNRC) et l'Agence de Protection de l'Environnement (EPA) définissent dans le 10 CFR*50 - Appendix I - et le 40 CFR 190 les critères auxquels doivent satisfaire les rejets de routine des centrales nucléaires à eau légère (LWR) pour pouvoir être qualifiés d'ALARA.

2.1.1. Le 10 CFR 50 - Appendix I

Selon le 10 CFR 50 - Appendix I :

- Les conséquences radiologiques maximales qui résultent des rejets de routine d'un réacteur doivent être maintenues à une faible fraction de la radioactivité naturelle et ne peuvent excéder, pour les individus critiques, les limites suivantes :

Type de rejets	Objectifs de conception (mrem/an)	
	Dose maximale corps entier (mrem/an)	Dose maximale à tout organe (mrem/an)
Rejets d'effluents liquides	3	10
Rejets de gaz rares	5	15
Rejets atmosphériques d'I131 et d'aérosols	5	15

En 1 trimestre, les doses maximales admissibles sont limitées à 50 % des valeurs ci-dessus.

*CFR = Code of Federal Regulation.

- Une analyse coût-bénéfice doit démontrer le caractère "suffisant" des installations de traitement des effluents radioactifs liquides et atmosphériques d'un réacteur, c.à.d. démontrer qu'il n'existe aucun investissement supplémentaire, de technologie éprouvée, permettant de réduire les doses collectives annuelles dues aux rejets de routine du réacteur moyennant un rapport coût-bénéfice favorable, sur base d'un critère de :

. 10^3 \$/HR (HR = dose collective au corps entier - Homme Rem)

. 10^3 \$/THR (THR = dose collective à la thyroïde - Thyroïde Homme Rem)

Exemple

Soit X un investissement supplémentaire dont le coût annuel total (frais fixes + frais proportionnels) est C_X (\$/an);

soit :

Δ_{THR}^X = la réduction de la dose thyroïde collective résultant de l'investissement supplémentaire X (THR/an),

Δ_{TB}^X = la réduction annuelle de la dose collective corps entier résultant de l'investissement supplémentaire X (HR/an).

Sur base du critère énoncé ci-dessus, le bénéfice annuel B^X de l'investissement supplémentaire X est donné par la relation :

$$B^X = 10^3 \left[\Delta_{THR}^X + \Delta_{TB}^X \right] \quad (\$/an)$$

Le rapport coût-bénéfice R de l'investissement supplémentaire X est donné par la relation :

$$R = \frac{C_X}{10^3 \left[\Delta_{THR}^X + \Delta_{TB}^X \right]}$$

Deux cas sont à envisager :

1° $R \leq 1$

Le coût annuel est inférieur ou égal au bénéfice annuel et il y a lieu de procéder à l'investissement X.

2° $R > 1$

Le coût annuel est supérieur au bénéfice annuel et il n'y a pas lieu de procéder à l'investissement X.

Une façon pratique d'optimiser la station de traitement des effluents radioactifs d'une unité, et par conséquent de décider des investissements à entreprendre, consiste à ranger les diverses options possibles par ordre de coût croissant et de calculer, pour chaque paire d'options successives, le rapport de l'augmentation du coût ΔC_X à la réduction de la dose collective thyroïde et corps entier correspondant ($\Delta_{THR}^X - \Delta_{TB}^X$).

Lorsque ce rapport est inférieur à la valeur attribuée à l'Homme-Rem (c.à.d. 1.000 selon la réglementation de l'USNRC), l'option additionnelle est à prendre en compte.

En réalité, l'analyse coût-bénéfice, c.à.d. le choix des investissements à considérer, est facilitée par le fait que, préalablement à toute optimisation, la station de traitement des effluents radioactifs doit satisfaire aux objectifs de conception du 10 CFR 50 - Appendix I (cf. § 2.1.1.).

En effet, l'expérience montre que, dans la plupart des cas, les stations de traitement des effluents radioactifs qui satisfont aux objectifs de conception satisfont également au critère de l'analyse coût-bénéfice. Le § 3.4 reprend, à titre d'exemple, les étapes principales de l'analyse coût-bénéfice effectuée dans le cas de la station de traitement des effluents liquides de l'unité 2 de la centrale de Tihange.

2.1.2. Le 40 CFR 190

Les critères du 10 CFR 50 - Appendix I - énoncés au § 2.1.1 s'appliquent aux rejets de routine d'une unité. En réalité, les sites électronucléaires sont, en général, équipés de plusieurs réacteurs.

Dans ce cas, le 40 CFR 190 définit un critère qui permet de qualifier d'ALARA ou non les rejets liquides et gazeux de l'ensemble des unités installées sur un même site.

Selon le 40 CFR 190, les rejets de routine liquides et atmosphériques de l'ensemble des unités d'un même site sont considérés comme ALARA, lorsque leurs conséquences radiologiques aux individus critiques n'excèdent pas :

- 25 mrem/an au corps entier et à tout organe sauf à la thyroïde
- 75 mrem/an à la thyroïde.

Les sites électronucléaires comprenant jusqu'à 5 unités de 1.000 MW, et dont les installations de traitement d'effluents radioactifs satisfont aux critères du 10 CFR 50 - Appendix 1, satisfont au critère du 40 CFR 190.

2.1.3. Conclusion

Selon la réglementation américaine, les rejets de routine liquides et gazeux d'une unité d'une part et d'un site d'autre part, sont considérés comme ALARA lorsque :

- les conséquences radiologiques qui en résultent pour les individus critiques n'excèdent pas les limites correspondantes, ces dernières représentant des fractions faibles de la radioactivité naturelle;
- les installations de traitement des effluents radioactifs ont été optimisées au terme d'une analyse coût-bénéfice.

2.2. Réglementation belge

La réglementation belge requiert :

- le suivi de l'Arrêté Royal du 28.02.63;
- le suivi des règles de sûreté de l'USNRC publiées avant la date de commande des chaudières de Doel 3 - Tihange 2;
- l'examen, cas par cas (sur demande des Autorités et des Experts), des règles de sûreté de l'USNRC postérieures à la date ci-dessus.

L'A.R. du 28.02.63 impose, notamment, au demandeur de l'autorisation de définir la nature des substances radioactives ainsi que les quantités maximales de celles-ci, exprimées en Ci, susceptibles de se trouver dans les effluents.

En conséquence, compte tenu des exigences de la réglementation américaine, le demandeur de l'autorisation doit définir des limites de rejet qui, exprimées en Ci/an, garantissent le respect des limites de doses définies par l'USNRC (cf. § 2.1.1. ci-avant).

3. METHODOLOGIE - DIMENSIONNEMENT DES INSTALLATIONS DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS RADIOACTIFS

Le dimensionnement des installations de traitement des effluents radioactifs résulte de 2 études qui, dans leur phase initiale, sont menées indépendamment l'une de l'autre à savoir :

- une évaluation des volumes et de l'activité spécifique des effluents produits en cours d'exploitation de la centrale (terme source);
- une étude radioécologique du site.

3.1. Volume et activité des effluents produits en cours d'exploitation

L'évaluation des volumes et de l'activité des effluents produits en cours d'exploitation est effectuée à l'aide de modèles de calcul développés par l'USNRC à cet effet. Pour un réacteur PWR donné, ces modèles (réf. 1) définissent les hypothèses à prendre en compte quant :

- au facteur de charge de l'unité;
- au nombre de transitoires d'exploitation;
- au pourcentage de défauts dans les gaines du combustible, ces défauts ayant une incidence sur le niveau de l'activité du réfrigérant primaire et des effluents à traiter;
- aux taux de fuite des équipements dans lesquels transitent les fluides radioactifs, ces taux de fuite ayant une incidence directe sur le volume d'effluents produits;
- au partitionnement eau-vapeur de l'activité.

3.2. Etude radioécologique du site

L'étude radioécologique du site comprend :

- 1) L'identification des voies de transfert directes et indirectes, réelles et potentielles, qui peuvent conduire, compte tenu de la situation du site, à une irradiation du corps et des organes des individus.

2) L'évaluation numérique des niveaux de contamination des maillons de la chaîne alimentaire et des niveaux de rayonnement direct* pour un rejet de 1 Ci/an des divers isotopes présents dans les rejets liquides et atmosphériques. Ces évaluations numériques sont effectuées à l'aide de modèles de calcul développés par l'USNRC à cet effet (cf. réf. 2 et 3).

Compte tenu des consommations alimentaires** et du temps de séjour** dans les zones à rayonnement direct, il est dès lors possible d'évaluer pour les individus critiques***, les doses maximales résultant d'un rejet de 1 Ci/an des divers isotopes présents dans les rejets liquides et gazeux.

L'étude radioécologique du site permet donc de définir les facteurs de conversion dose-contamination D_{ij}^a (mrem/an/Ci/an) permettant le calcul de la dose délivrée à l'organe j de l'individu critique de la classe d'âges a suite au rejet de l'isotope i.

Le calcul des conséquences radiologiques est effectué pour les individus critiques des 4 classes d'âges suivantes :

- 0 - 1 an (jeune enfant)
- 1 - 10 ans (enfant)
- 11 - 17 ans (adolescent)
- > 17 ans (adulte)

* Les sources de rayonnement direct comprennent : le rayonnement du panache de la cheminée, le rayonnement des sols contaminés par les dépôts d'aérosols, le rayonnement des plans d'eau en aval du canal de rejet des effluents liquides, le rayonnement des sédiments déposés le long des berges du fleuve en aval du point de rejet.

** Valeurs maximalisées à titre conservatoire.

*** Individu critique = individu hypothétique cumulant en lui toutes les voies de transfert direct et indirect, réelles et potentielles résultant des rejets radioactifs de routine.

3.3. Prédimensionnement des installations de traitement des effluents radioactifs liquides et gazeux

3.3.1. Traitement des effluents liquides

En l'absence d'installations de traitement d'effluents, la dose délivrée à l'organe j de l'individu critique de la classe d'âges a s'obtient par la relation :

$$D_j^a = \sum_i q_i D_{ij}^a \quad (1)$$

D_j^a = dose délivrée à l'organe j de l'individu critique de la classe d'âges a suite au rejet global d'activité via les effluents liquides de l'unité (mrem/an)

q_i = rejet annuel de l'isotope i via les effluents liquides (Ci/an)

D_{ij}^a = facteur de conversion dose contamination applicable à l'organe j de l'individu critique de la classe d'âges a suite au rejet de l'isotope i via les effluents liquides (mrem/an/Ci/an)
cf. § 3.2.

Les valeurs de D_j^a ainsi obtenues sont comparées aux objectifs de conception définis par l'USNRC (cf. § 2.1.1). Cette comparaison permet de définir :

- le facteur de décontamination minimal global des installations de traitement des effluents liquides afin de réduire les doses D_j^a à des valeurs inférieures aux objectifs de conception de l'USNRC;
- les investissements minima à mettre en oeuvre afin d'obtenir le facteur de décontamination global requis, et ce, compte tenu d'efficacités standards attribuées aux divers types d'équipements (valeurs recommandées par l'USNRC - cf. réf. 1).

Le tableau T1 résume les principales étapes de la méthodologie du prédimensionnement des installations de traitement d'effluents radioactifs.

3.3.2. Traitement des effluents atmosphériques

Les considérations développées au § 3.3.1 pour les rejets liquides sont d'application pour les rejets atmosphériques.

3.4. Optimisation des installations de traitement d'effluents radioactifs : analyse coût-bénéfice

3.4.1. Introduction

Le prédimensionnement des installations de traitement d'effluents radioactifs a pour objet de réduire les rejets de routine des réacteurs à un niveau tel que les conséquences radiologiques maximales qui pourraient en résulter n'excèdent pas les limites définies dans les objectifs de conception du 10 CFR 50 - Appendix I (cf. § 2.1.1.).

Afin de pouvoir être qualifiés d'ALARA, les rejets de routine d'effluents radioactifs doivent, en outre, être tels qu'il n'existe aucun investissement supplémentaire, de technologie éprouvée, qui permette d'en réduire les doses collectives moyennant un rapport coût-bénéfice favorable, sur base d'un critère de 1.000 US \$/homme-rem au corps entier et de 1.000 US \$/thyroïde homme-rem (cf. § 2.1.1.).

3.4.2. Analyse coût-bénéfice appliquée aux installations de traitement d'effluents radioactifs liquides des unités 2 et 3 de la centrale de Tihange

L'USNRC, sur base d'études conduites par elle-même, a abouti à la conclusion que, pour les sites électronucléaires américains, les installations de traitement qui satisfont aux objectifs de conception du 10 CFR 50, satisfont également au critère de l'analyse coût-bénéfice.

Les installations de traitement des effluents radioactifs liquides des unités 2 et 3 ont été prédimensionnées de manière à limiter les rejets globaux d'émetteurs $\beta - \gamma$ (H3 exclu) de chacune des unités à 1 Ci/an (cf. tableau 2).

Le tableau 3 reprend, à titre d'exemple, les conséquences radiologiques de ces rejets pour les individus critiques des 4 classes d'âges.

Ainsi qu'il ressort de ce tableau, les conséquences radiologiques des rejets liquides pour les individus critiques sont notablement inférieures aux objectifs de conception du 10 CFR 50 - Appendix I, ce qui laisse présager du caractère suffisant de telles installations.

L'analyse coût-bénéfice requiert :

- une évaluation des doses collectives résultant des rejets de routine d'effluents liquides mentionnés au tableau T2;
- l'examen des options supplémentaires éventuelles à prendre en compte dans les installations de traitement.

3.4.2.1. Evaluation des doses collectives

Pour le site de Tihange, l'identification des principales voies d'exposition et des populations concernées conduit aux résultats ci-après :

- Eau potable :
 - . ville d'Anvers + environs (2.10^6 habitants)
 - . ville de Rotterdam ($1.1 \cdot 10^6$ habitants)
- Pêche en Meuse :
 - . tronçon Tihange → frontière hollandaise : 35 tonnes/an
 - . tronçon hollandais : 400 tonnes/an
- Irrigation des pâtures et des cultures :

il est projeté d'irriguer une superficie de 50.000 hectares en Campine, ainsi que dans les provinces hollandaises du Limbourg et du Nord Brabant, dont la production agricole (lait, viande, légumes et céréales) pourrait concerner $1,5 \cdot 10^6$ habitants. Cette voie bien que potentielle est néanmoins prise en considération.

La structure d'âges des populations concernées est celle correspondant à nos régions c.à.d. :

- jeune enfant	(0 - 1 an)	2 %
- enfant	(1 - 10 ans)	13 %
- adolescent	(11 - 17 ans)	15 %
- adulte	(> 17 ans)	70 %

Compte tenu des voies d'exposition et de la structure d'âges mentionnée ci-avant, les doses collectives sont données par les relations ci-après (cf. réf. 4) :

- Dose collective à la thyroïde (DTHY) :

DTHY = 16,7 AI 131 (thyroïde homme-rem/an)

AI 131 étant le rejet annuel d'I 131 via les effluents liquides (Ci/an) (1)

- Dose collective au corps entier (DTB) :

DTB = 56 A cs 134 + 0,9 A Co 60 + 0.049 A H3 (homme-rem/an) (2)

A cs 134 = rejet annuel via les effluents liquides, de l'ensemble des isotopes du cs assimilés, par conservatisme, à du cs 134, soit l'isotope radiologiquement le plus significatif (Ci/an);

A Co 60 = rejet annuel de Co 60 via les effluents liquides (Ci/an);

A H3 = rejet annuel de H3 via les effluents liquides (Ci/an)

Sur base des rejets mentionnés au tableau 2, les doses collectives thyroïde et corps entier s'établissent comme suit :

DTHY = 14 thyroïde-homme-rem/an

DTB = 42 homme-rem/an

Remarque

A titre de comparaison, il y a lieu de noter que la dose collective corps entier due à la radioactivité naturelle (60 mrem/an) s'élève, pour les populations mentionnées ci-avant, à $2,8 \cdot 10^5$ homme-rem/an.

Les doses collectives induites par les rejets radioactifs liquides de routine sont donc tout à fait négligeables par rapport à la dose collective due à la radioactivité naturelle.

3.4.2.2. Choix des investissements supplémentaires éventuels

La figure 1 reprend le schéma de principe du prédimensionnement des installations de traitement des divers types d'effluents radioactifs liquides des unités 2 et 3 de la centrale de Tihange, ainsi que les rendements globaux des diverses chaînes de traitement.

En vue d'une optimisation, l'investissement supplémentaire pris en compte est celui d'un déminéraliseur à lits mélangés traitant le distillat de l'évaporateur des drains résiduaires, c.à.d. l'évaporation pouvant traiter, à la limite, l'ensemble des effluents non recyclables de l'unité (drains résiduaires, effluents de servitude et effluents chimiques). Il s'agit, en effet, de l'investissement le moins coûteux permettant la réduction la plus sensible du bilan global des rejets liquides de routine. Un tel investissement conduit au rapport coût-bénéfice minimal et permet immédiatement de juger du caractère suffisant des installations de traitement des effluents liquides.

Sur base des données de référence 5, le coût annuel total (frais fixes + frais proportionnels) d'un tel investissement s'élève à $1,81 \cdot 10^4$ US \$.

3.4.2.3. Calcul du rapport coût-bénéfice

L'investissement supplémentaire considéré permet de réduire les rejets de routine de l'installation prédimensionnée (cf. tableau 2) de :

- $5,1 \cdot 10^{-1}$ Ci/an dans le cas de l'I 131
- $4,4 \cdot 10^{-2}$ Ci/an dans le cas du Cs 134 (c.à.d. l'ensemble des isotopes du Cs)
- $9,9 \cdot 10^{-3}$ Ci/an dans le cas du Co 60

Compte tenu des relations (1) et (2) du § 3.4.2.1, on en déduit les réductions des doses collectives à la thyroïde (Δ THY) et au corps entier (Δ TB) :

$$\Delta \text{THY} = 8,5 \text{ thyroïde-homme-rem/an}$$

$$\Delta \text{TB} = 2,5 \text{ homme-rem/an}$$

Sur base d'un critère de 1.000 US \$ par homme-rem et par thyroïde-homme-rem, on en déduit le rapport coût-bénéfice de l'investissement (R) :

$$R = 1,7$$

L'investissement le moins coûteux permettant la réduction la plus sensible des doses collectives thyroïde et corps entier conduit à un rapport coût-bénéfice supérieur à l'unité, ce qui confirme le caractère suffisant du prédimensionnement des installations de traitement des effluents liquides conduisant aux rejets mentionnés au tableau 2.

3.4.3. Conclusion

Les rejets de routine d'effluents liquides de l'unité 2 satisfont aux critères du 10 CFR 50 - Appendix I :

- les doses délivrées aux organes des individus critiques sont notablement inférieures aux limites correspondantes;
- les installations satisfont au critère de l'analyse coût-bénéfice.

Ces rejets sont donc à considérer comme ALARA.

L'approche suivie ci-avant dans le cas des rejets liquides a également été suivie dans le cas de rejets atmosphériques (cf. réf. 4).

Le tableau 4 reprend, pour les individus critiques des 4 classes d'âges, les conséquences radiologiques des rejets liquides et atmosphériques de l'ensemble des 3 unités du site de Tihange et compare les valeurs obtenues aux limites correspondantes du 40 CFR 190.

De ce tableau, il ressort que les doses délivrées aux individus critiques varient, selon les organes et les classes d'âges, entre 8 et 52 % des limites correspondantes.

Il y a lieu d'être conscient du fait que les doses mentionnées au tableau 4 sont relatives aux individus critiques et surestiment sensiblement les doses potentielles réelles aux individus des populations. La surestimation des doses résulte des divers conservatismes adoptés lors du calcul des conséquences radiologiques dans le cas de l'individu critique (cumul de toutes les voies de transfert réelles ou potentielles sur un même individu, maximalisation des consommations alimentaires des individus critiques et du bétail, pessimisme des modèles météorologiques, non prise en compte de certains processus d'épuration naturelle, etc...).

La prise en considération d'hypothèses réalistes conduit à des doses qui sont inférieures d'un facteur 50 environ aux valeurs mentionnées au tableau 4.

4. REMARQUES SUR L'ANALYSE COUT-BENEFICE

L'analyse coût-bénéfice apparaît comme la conséquence de l'attitude prudente de la CIPR qui, face à la question des effets des faibles doses (existence ou non de seuils), recommande, outre le respect de limites maximales d'exposition individuelle (individu critique), le principe d'une réduction "aussi bas que possible" du niveau d'exposition compte tenu des contraintes techniques, économiques et sociales.

Le principe "ALARA" suppose implicitement l'existence d'une relation linéaire doses-effets dans la gamme des très faibles doses, c.à.d. des doses correspondant à des fractions faibles des doses induites par la radioactivité naturelle.

L'analyse coût-bénéfice, en définissant un point (ou une zone) au-delà de laquelle le recours à une option supplémentaire n'apporte aucun bénéfice en terme d'effets évités, permet de définir, sur des bases rationnelles, les meilleurs compromis entre les coûts et les effets évités compte tenu des critères d'acceptabilité, c.à.d. de la valeur monétaire attribuée à l'homme-rem.

Diverses approches ont été mises en oeuvre pour définir la valeur monétaire de l'homme-rem et ont conduit à des estimations qui varient dans un rapport de 1 à 50, la valeur la plus élevée étant celle adoptée par l'USNRC (1.000 \$/homme-rem).

Il y a cependant lieu de noter que :

- L'optimisation des installations de traitement repose sur l'évaluation d'une dose collective et d'une valeur monétaire unique attribuée à l'homme-rem, alors que la distribution de la dose collective peut être hétérogène, certains individus ou certains groupes de la population pouvant être exposés à des doses sensiblement plus élevées que d'autres. Afin de tenir compte de cette hétérogénéité dans la distribution des doses, le National Radiation Protection Board (U.K.) propose de faire varier la valeur monétaire de l'homme-rem en fonction du niveau de la dose individuelle.

Ainsi, le NRPB fait varier comme suit la valeur monétaire de l'homme-rem selon les doses individuelles exprimées en fonction de la Dose individuelle Maximale Admissible (DMA)

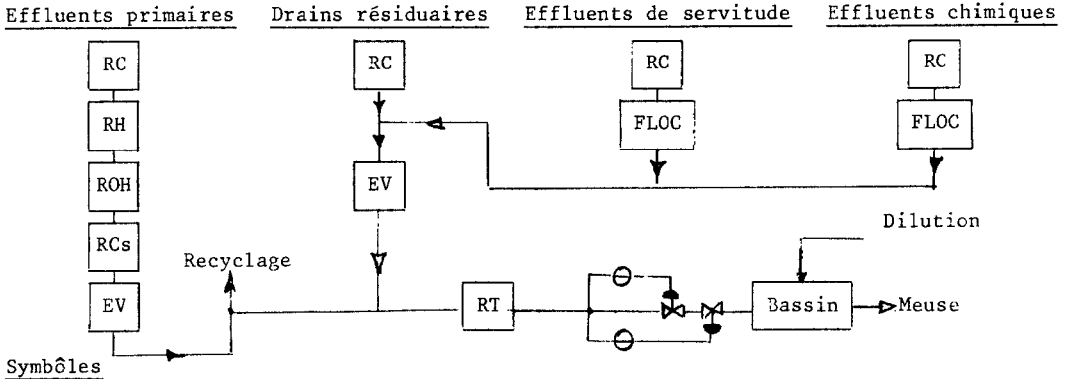
Dose individuelle (% DMA)	Valeur monétaire de l'homme-rem	
	£	US \$
≤ 1	20	40
$1 < \leq 10$	100	200
> 10	500	1.000

Cette nouvelle approche vise donc davantage à minimiser le petit nombre d'individus exposés à des doses élevées que le grand nombre de ceux qui sont exposés à des doses faibles.

- Sur le plan d'exploitation, les doses collectives délivrées au personnel sont fortement influencées par le choix des investissements. Cet effet n'est pas pris en compte dans l'analyse coût-bénéfice.

Néanmoins, la méthodologie de l'analyse coût-bénéfice traduit l'évolution de la philosophie en matière de radioprotection qui, en plus de l'approche individuelle traditionnelle, vise à prendre en compte l'impact global des programmes électronucléaires sur les collectivités. A terme, cette évolution ne peut que conduire vers une maîtrise plus grande des risques technologiques.

CENTRALE NUCLEAIRE DE TIHANGE - UNITE 2

PREDIMENSIONNEMENT DES INSTALLATIONS DE TRAITEMENTDES EFFLUENTS RADIOACTIFS LIQUIDESSCHEMA DE PRINCIPE

RC = réservoirs de collecte

RH = échangeur d'ions cationique

ROH = échangeur d'ions anionique

RCs = échangeur d'ions cationique sélectif au césium

EV = évaporateur

FLOC = flocculateur

RT = réservoirs de transfert avant rejet en Meuse.

Facteurs de décontamination de l'installation (FD)

- Effluents primaires : FD = 10^5 pour tous les isotopes, sauf l'iode
FD = 10^3 pour les isotopes de l'iode
- Drains résiduaux : FD = 10^4 pour tous les isotopes, sauf l'iode
FD = 10^3 pour les isotopes de l'iode
- Effluents de servitude : FD = 10^3 pour tous les isotopes
- Effluents chimiques : FD = 10^5 pour tous les isotopes, sauf l'iode
FD = 10^4 pour les isotopes de l'iode.

APPLICATION DES CRITERES ALARA AU PREDIMENSIONNEMENT DES INSTALLATIONS DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS RADIOACTIFS

METHODOLOGIE

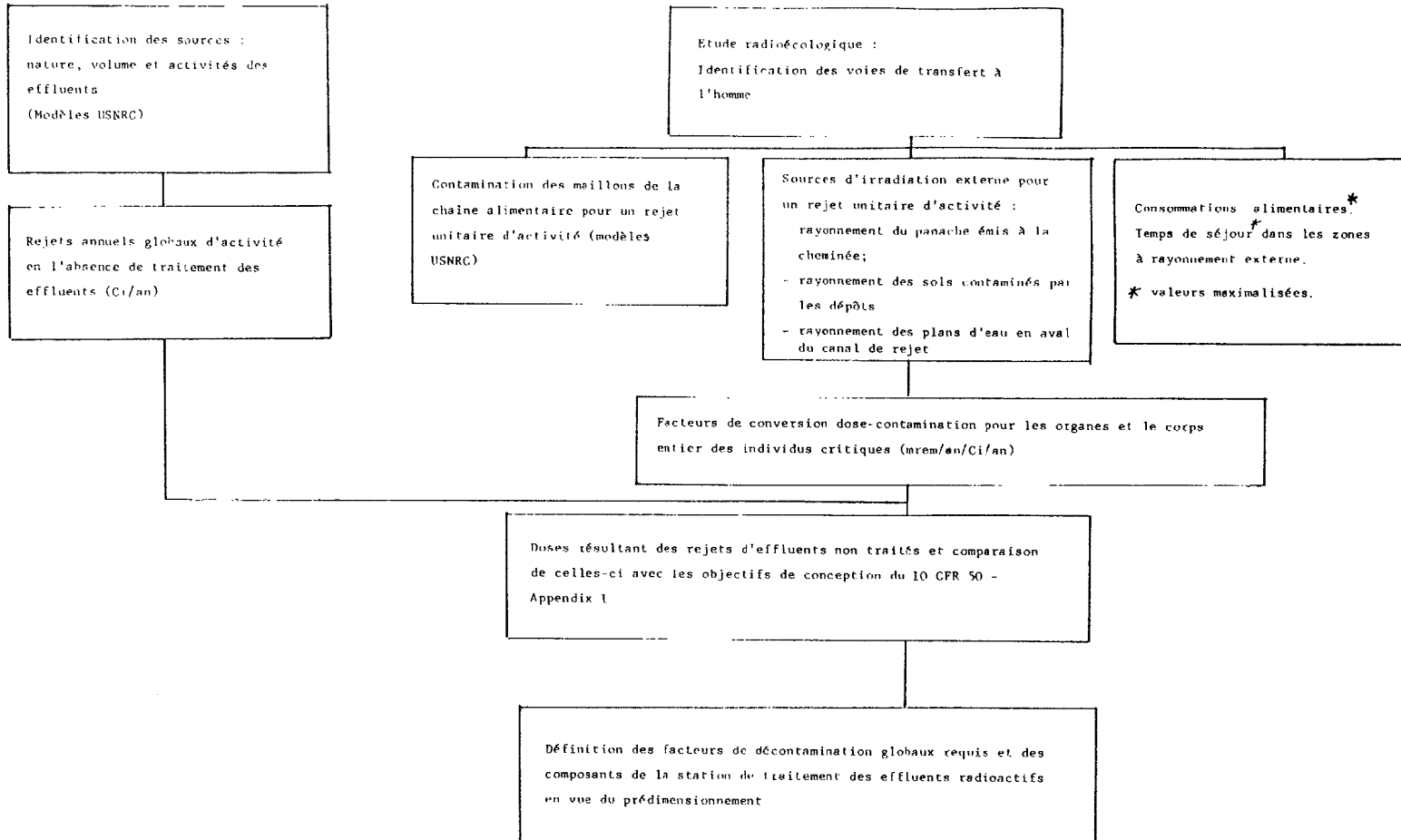


Tableau 2

CENTRALE NUCLEAIRE DE TIHANGE - UNITE 2

PREDIMENSIONNEMENT DES INSTALLATIONS DE TRAITEMENT

D'EFFLUENTS LIQUIDES :

ESTIMATION DES REJETS DE ROUTINE

<u>Isotopes</u>	<u>Rejets annuels (Ci/an)</u>
Co58	2.1 (-2)
Co60	1.3 (-2)
Sr90	1.1 (-5)
Mo99	2.2 (-2)
I131	8.2 (-1)
I133	1.9 (-1)
Te132	1.1 (-2)
Cs134	4.2 (-2)
Cs136	1.1 (-2)
Cs137	4.7 (-2)
<hr/>	
Total	~ 1.2 (0)
H3	7.5 (2)
Emetteurs α	3.0 (-7)

CENTRALE NUCLEAIRE DE TIHANGE - UNITE 2
PREDICTIONNEMENT DE LA STATION DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS LIQUIDES :
CONSEQUENCES RADIOLOGIQUES DES REJETS DE ROUTINE *

INDIVIDU CRITIQUE	DOSES (MREM/AN)							
	OS	FOIE	THYROÏDE	REINS	POUMONS	TUBE G.I.	CORPS ENTIER	PEAU
JEUNE ENFANT	1,5 (-2)	5,9 (-2)	7,7 (-1)	4,9 (-2)	4,4 (-2)	4,2 (-2)	4,4 (-2)	5,8 (-3)
ENFANT	7,2 (-2)	1,5 (-1)	5,5 (-1)	8,7 (-2)	6,7 (-2)	6,7 (-2)	7,7 (-2)	1,8 (-3)
ADOLESCENT	5,4 (-2)	1,2 (-1)	3,9 (-1)	6,7 (-2)	4,6 (-2)	4,7 (-2)	7,7 (-2)	2,3 (-3)
ADULTE	5,7 (-2)	1,2 (-1)	3,4 (-1)	7,4 (-2)	5,4 (-2)	6,4 (-2)	1,1 (-1)	1,2 (-2)
OBJECTIFS DE CONCEPTION 10 CFR 50 - APP. I	1,0 (1)	1,0 (1)	1,0 (1)	1,0 (1)	1,0 (1)	1,0 (1)	3,0 (0)	1,0 (1)

* CF. TABLEAU 2.

CONFORMITE AU 40 CFR 190 :
CONSEQUENCES RADIOLOGIQUES DES REJETS DE ROUTINE (1)
DU SITE DE TIHANGE (2)
(MREM/AN) (3)

INDIVIDU CRITIQUE	ORGANES							
	OS	FOIE	THYROÏDE	REINS	POUMONS	TUBE GI	CORPS ENT.	PEAU
JEUNE ENFANT	9	6	<u>31</u>	4	3	3	3	2
ENFANT	<u>13</u>	<u>7</u>	<u>18</u>	<u>5</u>	<u>5</u>	<u>4</u>	<u>5</u>	2
ADOLESCENT	<u>7</u>	5	10	3	3	3	4	2
ADULTE	5	4	8	3	3	3	3	2
LIMITE 40 CFR 190	25	25	75	25	25	25	25	25

(1) REJETS DE ROUTINE = REJETS D'EFFLUENTS ATMOSPHÉRIQUES (GAZ RARES + IODES + AÉROSOLS)
+ REJETS D'EFFLUENTS RADIOACTIFS LIQUIDES.

(2) REJETS DU SITE DE TIHANGE = 3 FOIS LES REJETS DE L'UNITÉ 2.

(3) VALEURS ARRONDIES.

Références

1. NUREG - 0017
Calculation of releases of radioactive materials in gaseous and liquid effluents from PWR (PWR - Gale Code).
USNRC - 1976
2. Regulatory Guide 1.109
Calculation of annual doses to man from routine releases of reactor effluents for the purpose of evaluating compliance with 10 CFR 50, Appendix I.
3. NUREG - 75/064
Doses from radioactive actinides released in liquid effluents from LWR.
USNRC - June 1975
4. Centrale Nucléaire de Tihange - Unité 2
Rapport de Sécurité - Ch. 11.
5. Regulatory Guide 1.110
Cost-benefit analysis for rod waste systems for light-water cooled nuclear power plants.

SAMENVATTING.

Het artikel onderzoekt de criteria waaraan routinelozingen van de vloeibare en gasvormige produkten moeten voldoen om te kunnen beschouwd worden als zijnde zo laag als redelijkerwijs mogelijk is (As Low As Reasonably Achievable of ALARA).

Deze criteria trachten enerzijds de dosissen verkregen door kritische individuen of groepen tot een kleine fractie van de natuurlijke radioactiviteit te beperken en anderzijds de globale weerslag van de kernenergieprogrammas op de gemeenschap te beperken.

De toepassing van de ALARA criteria wordt aangetoond aan de hand van het ontwerp van het station voor behandeling van vloeibare afvalstoffen in de tweede eenheid van de centrale van Tihange.

ABSTRACT.

The paper hereafter analyses the criteria to be met by the routine releases of radioactive effluents so as to be qualified as being As Low As Reasonably Achievable (ALARA).

Those criteria are aimed to limit the doses to the critical individuals or to the critical groups to small fractions of the natural background, and as well as to limit the collective doses due to the radioactive routine releases.

An exemple illustrates how those criteria have been taken in account in the design of Tihange - Unit n° 2 - liquid waste processing systems.

ZUSAMMENFASSUNG.

Der Artikel prüft die Kriterien denen die laufenden radioaktiven liquide und atmosphärische Immissionen entsprechen müssen, um als "so schwach wie es vernünftiger Weise möglich ist" (As Low As Reasonably Achievable oder ALARA) bezeichnet zu werden.

Diese Kriterien trachten danach, einerseits die an kritischen Personen oder Gruppen, ausgelieferten Dosen auf einem geringen Bruchteil der natürlichen Radioaktivität zu beschränken, andererseits, die totale Wirkung der Programme der Elektrokernkraftwerke auf die Kollektivitäten zu beschränken.

Die Anwendung der ALARA Kriterien, ist durch den Begriff der Anlage für die Behandlung liquider Immissionen des Kernkraftwerkblocks von Tihange illustriert.

Annales de l'Association Belge de Radioprotection, Vol. 6, n°2 (1981).

CONCEPTION DES CENTRALES NUCLEAIRES ET PROTECTION
RADIOLOGIQUE DU PERSONNEL

Laperches C.

Tractionel S.A.
Rue de la Science, 31
1040 Bruxelles
Belgique

10 juin 1981.

RESUME.

Après avoir rappelé le cadre légal belge en matière de radioprotection dans lequel se placent les études de conception des centrales nucléaires, on passe en revue les critères appliqués au stade des études pour réduire l'exposition radiologique du personnel. On évoque ensuite quelques dispositions particulières appliquées dans la conception des centrales de Doel 3 et 4.

On termine enfin par un bref aperçu sur la méthodologie des études de disposition.

1. INTRODUCTION.

Le Bureau d'Etudes organise ses activités de conception des centrales nucléaires de façon à aider le Maître de l'Ouvrage à respecter ses obligations en matière de radioprotection.

Ces obligations découlent, d'une part, de la loi belge :

- Arrêté Royal Belge du 28.02.1963 portant règlement général de la protection de la population et des travailleurs contre le danger des radiations ionisantes.
- Règlement Général pour la Protection du Travail (RGPT), titre II, chapitre III,

d'autre part, des règlements publiés par l'U.S.N.R.C. :

- Regulatory Guide 8.8 de l'USNRC "Information relevant to maintaining occupational radiation exposure as low as practicable".

Une règle fondamentale dans le domaine de la protection des personnes contre le danger des radiations ionisantes est celle citée à l'art. 20.1 de l'A.R. du 28.02.1963 :

" L'exposition des personnes et des travailleurs aux radiations ionisantes doit être aussi faible que possible et le nombre de personnes et de travailleurs exposés à ces radiations doit être aussi réduit que possible".

2. CRITERES APPLIQUES AU STADE DES ETUDES POUR REDUIRE L'EXPOSITION RADIOLOGIQUE DU PERSONNEL.

Ces critères découlent de deux règles fondamentales :

- réduction du débit de dose
- réduction de la durée du séjour dans le champ de radiation.

La réduction du débit de dose en un lieu de travail donné peut s'obtenir par la réduction du niveau de radioactivité des sources voisines, l'augmentation de la distance et la mise en place d'écrans entre source radioactive et endroit de travail.

2.1. Critères influant sur le niveau de radioactivité de la source.

- Choix des matériaux pour limiter la corrosion et les produits d'activation.
- Conception et choix des composants de circuits pour éviter les dépôts de matière à l'intérieur des circuits et faciliter la décontamination interne et externe.

Les dispositions ci-dessus sont largement tributaires de l'état de la technologie au moment des études, et des impositions de processus.

- Spécification de matériaux de recouvrement (peinture, chapes, ...) facilement décontaminables.

- Introduction de circuits de purification (démminéralisation, filtration, dégazage) pour maintenir les circuits fluides de processus à un niveau de radioactivité faible.
- Conception des circuits de fluide pour permettre le rinçage des circuits radioactifs avant maintenance.
- Confinement de la radioactivité par le raccordement de drains et reprises de fuite à un réseau de collecte fermé, par la reprise d'éventages par les circuits de ventilation.
- Conception des circuits de ventilation pour assurer un renouvellement suffisant d'air frais ou purifié dans les locaux où des dégagements de gaz radioactifs sont possibles.

2.2. Distances entre sources radioactives et lieu de travail.

Pour que ces distances soient grandes, en moyenne, il faut adopter une position aérée des équipements les uns par rapport aux autres. Ce critère trouve très vite sa limitation dans les conséquences financières qu'il entraîne (volume des bâtiments, longueur des circuits).

2.3. Utilisation des écrans de blindage entre sources radioactives et lieu de travail.

Ces écrans sont bien sûr, avant tout, les parois en béton des différents locaux abritant les circuits radioactifs. Dans certains cas il peut s'agir de parois en plomb ou en blocs de béton démontables.

Les études de disposition des équipements dans les zones nucléaires d'une centrale sont guidées, pour une large part, par les critères suivants :

- Ségrégation entre équipements radioactifs et non radioactifs par l'utilisation de cheminements et locaux différents pour les uns et les autres.
- Ségrégation entre d'une part les équipements radioactifs et d'autre part les couloirs de circulation du personnel et les postes de contrôle du fonctionnement des circuits.

- Répartition des équipements radioactifs dans des locaux séparés pour :
 - a) pouvoir faire la maintenance d'un équipement sans subir le champ de radiation en provenance des autres,
 - b) au sein d'un même circuit, isoler par blindage les équipements (réservoirs, pompes, vannes, tuyauteries) en fonction de leur contribution au débit de dose et de leur fréquence de maintenance.

Les écrans de blindage sont largement employés lors de la conception. Ils ont une grande influence sur le coût des installations étant donné qu'ils compliquent l'architecture des circuits et les structures de génie civil, qu'ils augmentent le volume des bâtiments.

Il faut remarquer que, pour un volume de bâtiment donné, il y a une limite à l'emploi d'écrans de blindage : lorsque la présence d'écrans additionnels réduit l'accessibilité aux équipements et augmente le temps de séjour d'une façon telle que la dose intégrée reçue par le personnel d'entretien augmente.

Il n'est pas suffisant de prévoir des écrans de blindage adéquats, il faut encore coordonner leur disposition pour obtenir des plans d'installation permettant une circulation rationnelle du personnel et du matériel à l'abri des radiations et facilitant un contrôle efficace du personnel.

2.4. Réduction des durées de séjour dans un champ de radiation.

En dehors des activités propres au rechargement du cœur, les séjours dans des champs de radiation sont essentiellement requis par l'inspection, l'entretien et la réparation du matériel.

Le premier moyen permettant de réduire ces séjours est bien évidemment l'approvisionnement d'un matériel de bonne qualité. Dans ce but, le Bureau d'Etudes rédige des spécifications de matériel sévères et développe une importante activité d'assurance de qualité auprès des fournisseurs.

L'intervention sur le matériel étant inévitable, il est important de choisir des composants de circuit facilement inspectables, montables et démontables.

Les critères ci-dessus trouvent leur limite d'application dans l'état de la technologie et dans le coût d'investissement.

Deux critères liés à l'environnement du matériel visent à diminuer les durées de séjour :

- une accessibilité aisée aux composants de circuits pour inspection et maintenance
- l'emploi d'auxiliaires mécaniques pour les manutentions.

L'accessibilité aux composants et la prévision d'auxiliaires mécaniques "classiques" (pont roulants, monorails, crochets, ...) sont des critères d'étude importants lors de la conception des installations. Leur application trouve sa limite dans la complexité inhérente aux installations nucléaires et dans le volume des bâtiments qu'ils requièrent.

Une série d'auxiliaires mécaniques tend à se développer actuellement : ce sont les robots conçus par les fournisseurs de chaudières nucléaires et destinés à des interventions spécifiques sur leurs équipements.

Il est certain que pour les plus encombrants d'entre eux, leur existence doit être connue du Bureau d'Etudes au moment des études de conception pour pouvoir réserver la place adéquate si le Maître de l'Ouvrage désire les employer.

Dans le domaine des auxiliaires mécaniques, le Bureau d'Etudes profite largement de l'expérience d'exploitation des centrales en fonctionnement et l'exploitant doit donner, en temps voulu, ses desiderata de plus ou moins grand "confort" lors des manutentions.

3. QUELQUES DISPOSITIONS PARTICULIERES APPLIQUEES DANS LA CONCEPTION DES CENTRALES DE DOEL 3 ET 4.

Les principes énoncés ci-dessus ont guidé la conception des protections radiologiques des centrales de Doel 3 et 4. On voudrait citer ici quelques dispositions particulières.

3.1. Installation générale et découpe en zones.

Les plans d'installation générale ont été conçus pour grouper les bâtiments nucléaires (bâtiments du réacteur, des auxiliaires nucléaires, du combustible) de telle façon que l'accès normal se fasse à partir d'un seul point de contrôle. Ce passage obligé est dans la partie "chaude" d'un vaste complexe de vestiaires et sanitaires situé dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires. Au débouché en zone contrôlée on se trouve dans un hall de manutention et stockage à proximité des accès aux bâtiments du réacteur et du combustible. La salle de commande, en zone froide, les vestiaires, les laboratoires, les planchers de travail des bâtiments du réacteur et du combustible, sont tous au même niveau.

Afin de mieux pouvoir garantir le critère d'exposition radiologique minimale du personnel, l'accessibilité des locaux de la centrale est définie sur la base d'une classification en cinq zones résumée au tableau suivant.

Zone	Dose limite mrem/h	Description	Référence RGPT Ann. D
I	(C,75) ^a	Zone surveillée	§ 2
II	2	Zone contrôlée (accès permanent)	{ § 2 § 31.3
III	20	Zone contrôlée (accès limité)	§ 31.3
IV	100	Zone contrôlée (accès très limité)	§ 31.3
V	> 100	Zone contrôlée (accès exceptionnel)	§ 31.3

a. Débit de dose basé sur un séjour annuel de l'ordre de 2 000 h/ personne-an et sur une dose annuelle maximum de 1,5 rem pour une personne professionnellement exposée de catégorie B.

L'accessibilité des zones II à V est contrôlée à l'endroit du passage obligé mentionné plus haut. Les limites des zones sont matérialisées par des signaux conventionnels conformes aux impositions légales.

Des dispositions sont prises pour que le personnel ne puisse pénétrer involontairement dans les zones V : portes ou barrières munies de serrures.

L'accès aux zones V est soumis à des exigences sévères : évaluation préalable du débit de dose, autorisation d'accès à obtenir auprès du service de radioprotection, limitation du temps de séjour, etc...

La répartition des locaux en les différentes zones se base sur les exigences d'exploitation (l'expérience d'exploitation d'autres centrales nucléaires est ici précieuse) : circulation et stationnements du personnel, fréquence d'intervention sur le matériel, etc... A partir du moment où une zone a été attribuée à un local, les sources radioactives voisines sont estimées sur la base des conditions les plus défavorables - fonctionnement ou arrêt du réacteur - et les épaisseurs des parois de blindage déterminées pour que la dose limite dans le local soit respectée.

3.2. Dispositions pour confiner la radioactivité.

Les locaux renfermant des équipements contenant de grandes quantités de produits radioactifs solides ou liquides sont en forme de réceptacle permettant, en cas de rupture, de confiner dans le local la totalité des produits répandus. Les liquides répandus sont repris par un puisard et canalisés vers les drains de plancher.

Les vannes modulantes et les vannes d'un diamètre supérieur ou égal à 4 pouces, dans des circuits de liquide à haute activité et à pression de fonctionnement supérieure à 10 bar, sont pourvues de dispositifs de reprise de fuite.

Les lignes d'échantillonnage sont regroupées dans des locaux spéciaux, soit au plancher des laboratoires lorsque les lignes échantillonnées sont sous pression suffisante, soit dans la cave dans le cas contraire (échantillonnage gravitaire). Les lignes d'échantillonnage contenant une forte radioactivité sont séparées de celles contenant peu de radioactivité. Les échantillons sont pris dans des hottes disposant d'une ventilation permanente.

3.3. Dispositions concernant la ventilation.

L'air circule des locaux les plus propres vers les locaux les plus potentiellement contaminés
 Les bases de conception radiologiques du système de ventilation dans les zones dont l'atmosphère est potentiellement radioactive, reposent sur la formule :

$$X \geq \frac{(\text{activité volumique})_i}{CMA_i}$$

où

- i : isotope faisant partie du mélange des n isotopes présents dans l'atmosphère du local
- CMA_i : concentration maximale admissible dans l'air de l'isotope i , calculée sur la base d'un séjour de 168 h par semaine, pour les travailleurs de catégorie A (Arrêté Royal du 28.02.1963).
- X : 3 pour les lieux de circulation du personnel ainsi que les lieux où le personnel doit accéder régulièrement,
5 pour les lieux d'accès occasionnels où se trouvent des équipements actifs,
10 pour les lieux d'accès très occasionnels où se trouvent des équipements passifs.

Remarque : pour ces deux dernières catégories, le principe n'est applicable que lorsque la radioactivité de l'air est la source principale du rayonnement.

Des sas sont prévus entre les différents bâtiments nucléaires et entre ces bâtiments et l'extérieur, afin de ne pas perturber le cheminement normal de l'air. L'influence de l'ouverture des sas est prise en compte.

3.4. Dispositions concernant le blindage biologique.

Les tableaux d'instrumentation et de commande sont installés dans des locaux où le rayonnement est suffisamment faible (zones II et III).

Le vannage manuel des équipements susceptibles de contenir des produits radioactifs est, soit implanté à l'extérieur des logettes contenant les équipements, soit implanté à l'intérieur mais commandé à distance derrière blindage. Ces commandes sont en général du type pneumatique ou hydraulique.

Les accès aux logettes fortement radioactives se font par des labyrinthes.

Les pénétrations (tuyauteries, gaines de ventilation, étagères à câbles) dans les murs de blindage sont conçues pour éviter une vue directe des équipements radioactifs.

3.5. Auxiliaires mécaniques de manutention.

Nous citerons deux appareils destinés à des interventions spécifiques et qui ont fait l'objet d'une étude d'implantation :

- l'appareil pour le desserrage simultané et l'enlèvement des goujons du couvercle de la cuve;
- l'appareil pour le desserrage simultané des goujons du trou d'homme du générateur de vapeur et l'enlèvement du couvercle.

Une disposition particulière d'équipements est à signaler ici car elle découle de considérations de manutention : le regroupement des filtres et celui des déminéraliseurs sous un même plancher, mais dans des logettes séparées. Cette disposition permet l'alimentation aisée des déminéraliseurs en résine et centralise les manutentions lourdes et délicates que sont l'enlèvement des cartouches de filtre usées.

4. BREF APERÇU SUR LA METHODOLOGIE DES ETUDES DE DISPOSITION

Il est peut-être intéressant d'expliquer synthétiquement la méthodologie suivie par le Bureau d'Etudes dans ses études de disposition pour assurer la production de plans d'installation d'équipements conformes aux critères de radioprotection.

Dans la phase d'avant-projet, le groupe en charge des études de disposition réalise les plans d'installation générale préliminaires, à l'échelle 1/100^e. En ce faisant, il tient compte des impositions générales définies par le groupe "radioprotection" et il se base sur son expérience propre pour dessiner des structures réalistes au point de vue blindage.

Le groupe radioprotection examine les plans préliminaires et, en s'appuyant sur les indications contenues sur ces plans (localisation des équipements, couloirs de circulation, principaux cheminements de tuyauteries radioactives, etc...), il estime les épaisseurs de blindage requises et définit les zones d'accessibilité.

En reportant ces indications sur les plans d'installation le groupe "disposition" produit les plans de blindage préliminaires, à l'échelle 1/100^e et les transmet au service Génie Civil pour un prédimensionnement des structures.

Dans la phase de projet général, le groupe disposition procède à des études de cheminement de tuyauteries, gaines de ventilation et étagères à câbles. Il reçoit et intègre dans ses études les plans de prédimensionnement du génie civil. Il transmet au groupe radioprotection une révision de ses plans d'installation générale.

A l'aide de ceux-ci et des études de cheminement de tuyauteries, le groupe radioprotection révisé la détermination des épaisseurs de blindage et des zones d'accessibilité. Le groupe disposition produit alors les plans d'installation générales qui figent les dimensions des bâtiments et des principaux locaux; il produit également un jeu de plans de blindage cohérent avec le jeu des plans d'installation, par surcharge de ceux-ci.

Dans la phase de projet détaillé, le groupe disposition procède à l'implantation détaillée des tuyauteries, gaines de ventilation et étagères à câbles. Le groupe radioprotection examine les plans détaillés. Il analyse l'influence des déformations de blindage, créées par les percements dans les parois, sur le niveau de radiation. Le cas échéant, il propose des modifications de tracé ou des réalisations de blindage additionnel.

SAMENVATTING.

De Belgische wettelijke eisen inzake radioprotectie waarin de studies van kerncentraalprojecten terechtkomen, worden vooraleerst geschetst. Verder wordt een overzicht gegeven van de criteria toegepast tijdens het ontwerp-stadium om stralen blootstelling van het personeel laag te houden. Nadien worden enkele bepaalde schikkingen aangehaald die toegepast werden in de opvatting van de centrales Doel 3 en 4. Tenslotte wordt een overzicht gegeven van de methodologie die gebruikt wordt bij de studie van de ruimtelijke schikkingen.

ABSTRACT.

The radiation protection requirements according to Belgian laws, to which should be referred in the study of nuclear reactor projects, are presented. Criteria used while establishing the projects for keeping radiation doses to personnel as low as possible are formulated. Some dispositions used in the concept of the reactors Doel 3 and 4 are described and finally an overview of the methodology used in the study of the general outlay is given.

ZUSAMMENFASSUNG.

Nach einer Darstellung der belgischen Strahlenschutzgesetzgebung, die für die Konzeptstudien von Kernkraftwerken maßgebend ist, wird ein Überblick gegeben über die Kriterien, die während der Konzeptphase angewandt werden, um die Strahlenbelastung des Personals zu vermindern. Sodann werden einige besondere Vorschriften erwähnt, die beim Entwurf der Kernkraftwerke Doel 3 und 4 angewandt wurden. Schließlich folgt ein kurzer Überblick über die Methodologie der Studien zur Anlagenauslegung.

A NUCLEAR POWER PLANT OPERATOR'S VIEW ON THE EFFECTS
OF ICRP RECOMMENDATION 26 UPON HIS RADIATION PROTECTION PROGRAM.

Prof. Dr. Ir. E. Selleslagh,
Doel Nuclear Power Plant (Belgium) and
Ghent State University (Belgium).

10 June 1981.

SUMMARY.

The effects of ICRP Recommendation 26 on rules to be implemented by nuclear power plant operators in their radiation protection program, are examined from various points of view : legal and para-legal aspects such as implementation by local authorities and interference with the regulatory process, external and internal irradiation control and limitation, ALARA and cost-benefit aspects, and the record keeping and monitoring requirements. It appears that certain parts of ICRP 26 were not retained by Euratom and thus have little chance of appearing in modified European law. Nonetheless, they are applied through licensing practices. ICRP 26 itself either confirms existing practice, which was often more conservative than law, or relaxes limits, and provides a more logical context for non-whole body exposures. ALARA-rules and practices cause an additional administrative burden, but this already existed and provides useful data for the plant management. The problems of "zero dose" and of converting in vivo measurements to dose in case the intakes are unknown, are addressed briefly. It is concluded that ICRP 26 brings no real changes for radiation protection in nuclear power plants, except maybe some increased flexibility, and that the operators are pretty happy with it, but less so with the way it is being imposed on them.

1.- General overview of ICRP 26 and the potentially affected areas of radiation protection.

ICRP Recommendation n° 26 is a very basic document concerned with the fundamental rules for radiation protection and their justification. As such it contains definitions of basic concepts, limits and application rules, and a set of requirements in the fields of design and operations that may be regarded as a code of good practice.

Even though a power plant operator (or rather his Health Physics or Radiation Protection Service) is hardly concerned by the ways the ICRP arrived at its recommendations, an understanding of the basic philosophy is necessary in order to be able to implement it intelligently and consistently.

This goes even for the seemingly "hard" facts, such as dose limits, in the recommendation. So, our discussion of the impact will be more than just a comparison of "old" and "new" limiting values, but on the other hand, this is by no means a scientific report in the strict sense.

For the sake of clarity, we have divided the field of operational radiation protection in a rather arbitrary number of potentially affected areas that are treated separately, even though most of them are strongly interrelated. These areas are :

- Legal and para-legal aspects, such as implementation by local authorities, and interference with the regulatory process.
- External irradiation control and limitation.
- Internal irradiation control and limitation.
- "As Low As Reasonably Achievable" (ALARA) principle and cost-benefit considerations.
- Record keeping and monitoring requirements.

We are well aware of the fact that there are other aspects that are not addressed here, but we think this is justified by their small impact on the conduct of operations in nuclear power plants, that is : the scope of this paper.

2.- Legal and para-legal aspects.

An ICRP recommendation is of course not a law, even though it is intended to set rules that the ICRP hopes to see implemented. It is a scientific advice, though aimed at practical use, to the official lawmakers. Since plant operators are supposedly (unfortunately not in everybody's mind !) law abiding citizens, they cannot apply ICRP 26 unless it falls within the bounds of existing law, and thus makes it more severe.

In the past, at least up to the sixties and early seventies, national and supra-national authorities (such as Euratom) have faithfully implemented virtually all of ICRP's recommendations. However, national authorities are under the pressure of public opinion, or at least what a vociferous fraction of the public claims to be public opinion. In practice, this means that changes in national law are readily accepted if they point to increased severity or detail. ICRP 26 is the first of its kind to recommend changes that are felt by many to be, at least on the average or on several accounts, a relaxation of previous requirements. These facts explain why there is such a reluctance on the national level, to amend existing legislation in the direction of ICRP 26. This reluctance was expressed quite clearly, e.g. at the conference by Dr Beninson on this subject, organized by the Belgian

Radiation Protection Association in 1978. It must be admitted that there is far less reluctance at the Euratom level, where the guidelines for member countries are made. This may be explained by the lower sensitivity to pressure groups due to the additional layer of shielding, i.e. the national authorities.

Another aspect, with far reaching effects upon power plants, is the impact of what one might call "para-legal" documents, such as various safety or regulatory guides, codes, etc. that acquire a quasi legal force through existing licensing practices. As a matter of fact, most European governments, and the Belgian one in particular, do not have the resources for detailed regulation like e.g. the United States. As a consequence, foreign documents are used for this purpose ; for Belgium these are the American rules, such as the NRC Regulatory Guides. They become compulsory in one form or another through the application of an article of law, found in many countries, that allows the authorities to impose almost any additional license conditions they deem necessary in the name of safety. This is limited, however, by the requirement of prevalence of national law, whenever contradiction exists.

Many of the USNRC Regulatory Guides set operational requirements that are basically the same as, or go beyond the ICRP 26 recommendations. Important examples are : ALARA-implementation rules, cost-benefit studies, and pre-determined "optimum" values that dispense the operator of cost-benefit optimization calculations. All this, however, concerns only additional requirements to pre-ICRP 26-law. As a matter of fact, both in the US rules and in Belgian licensing practice, these pre-determined "optimum" or target values tend to become new, far lower, limits, and, in addition, they seem to be based rather on technical feasibility, at whatever cost, than on cost-benefit optimization. This is most apparent in release limits for liquid effluents. In fact, this is contradictory to para.(226) of ICRP 26.

The new guideline issued by Euratom in July/September 1980 is not much better, even though the dose limits and the surrounding organizational control recommendations are reproduced faithfully : e.g. the real ALARA concept has been cut down to the unquantified requirement of usefulness, and the old exhortation to cause as little exposure as is reasonably achievable ; the whole idea of cost-benefit optimization and the closely related use of collective dose are gone.

So, it can be expected that European governments are not going to change their legislation very much : probably, this will be limited to revision of dose limits and their definition, plus some minor plastic surgery. It seems highly unlikely that additional, more restrictive, requirements will be dropped. The net result would then be a lopsided use of a well-balanced document, that only makes sense if it is taken as a whole, without additions or omissions.

3.- External irradiation control and limitation.

As we will discuss later, internal exposure of workers is not very common in nuclear power plants. So, even though one of the major innovations of ICRP 26 is the introduction of effective dose, which combines all exposures, we can consider external exposure separately in a meaningful way.

Probably the best known feature of ICRP 26 is the new annual dose limit of 5 rem, which replaces the 5(N-18) formula and the quarter-restrictions. At a first glance, this may look like a more severe limit, since most workers do not work their whole life after 18 at a rate of 5 rem per year, so that most of them were "entitled" to four quarter-limits per year (e.g. 12 rem). In practice, there has always been (at least in Belgium and in various European countries, but remarkably not in the US) a rather strong feeling amongst authority-personnel that exceeding 5 rem/year was not "good practice". So this limit has seldom been exceeded because it was considered, by everybody, as "the" limit. This practice is now only confirmed. But at the same time the quarterly limit is dropped, so that e.g. during a once-a-year refueling (which requires 60 to 80 % of the annual collective dose) 5 rem instead of 3 rem (Belgium) could be allowed : this is an increased flexibility. On the other hand, Euratom maintains a quarterly limit of 1/4 annual limit, for women of reproductive age, so that this bookkeeping item has to be maintained, e.g. in computerized systems. Probably, this limit will not interfere with equal opportunity for women : nowadays there are very few women in nuclear power plants, but their number will undoubtedly increase. However, in all plants the highest doses are received by groups performing heavy manual labor, which, by its nature, is unlikely to attract many women. There may be some problems among radiation protection personnel, that is one of the next most exposed groups.

Another point, but one of rather limited interest in current nuclear power plants, is the changes in definitions and limits for exposures beyond the annual limit, i.e. planned special exposures (10 rem instead of 12), accidental exposures and "emergency exposures" which is a new concept : it allows additional flexibility during emergencies, whereas under the existing rules volunteers were restricted to 12 rem per intervention. I do not have knowledge of any case where these exception-rules were actually called upon, in commercial reactors, and in a voluntary, preplanned fashion. Unplanned exposure above normal limits (e.g. 5 rem/year) does occur, however, though only exceptionally.

The chapter of partial exposure can be split quite naturally in external and internal exposure of organs or tissues : some internal organs are exposed almost exclusively by ingested or inhaled radionuclides, besides the omnipresent whole body gamma exposure ; they are basically those of the list of weighting factors. Other tissues, however, like the eye lenses, the skin and hands and feet, are only exposed to external radiation sources. At the same time, they are not considered of importance for stochastic effects, and need not be included in the calculation of effective dose. At present, we discuss only the latter tissues. For these tissues, only the separate dose limits apply, and these are considerably higher in ICRP 26, except for hands and feet, where there is a slight reduction of zero practical relevance. (In the meantime the ICRP has reduced the eye lens limit to the old values). In addition, the quarterly limits have been abolished. The net result is, of course, a largely increased operational flexibility, whenever important local exposure above whole-body limits is expected to occur, e.g. while handling radiochemical samples, or in high beta fields near the inner face of the reactor coolant pressure boundary.

4.- Internal irradiation control and limitation.

Internal doses cannot be measured like external doses. They must be calculated, and there are only two possible inputs for this : either the intake (i.e. the amount of radioactivity that enters the body) or the activity present in the body, as a function of time.

The intake is usually zero, in nuclear power plants, but once in a while there may be an unexpected discrete, more or less instantaneous intake, which cannot usually be calculated. ICRP 26, on the other hand suggests the use of maximum annual intake values that are based on exactly the opposite assumption (ICRP 30 gives all the numerical data and the mathema-

rical models used to calculate them). It is obvious that in the case of power plants, the insistence of ICRP 26 on intake is rather unfortunate.

The only data available in most cases, is a body or organ content (e.g. in the case of the thyroid) measured at certain times after intake. It is very hard to relate these measurements to intakes, unless the metabolic models are used backwards, and this is far from being a simple task. The most useful data would then be the effective dose, and the organ dose for the organ that would first reach its non-stochastic limit, per unit of intake (available from ICRP 30). One wonders why the ICRP has not addressed this side of the problem, e.g. by indicating ways in which observed body or organ nuclide content can be related to its recommendations.

The permitted organ doses for organs other than those that are normally only subject to external irradiation, may be derived from the general weighted-sum formula, if all effective dose is attributed to one organ, but with a maximum value of 50 rem/year. This leads to largely increased values, and, in addition, quarterly limits are abolished. This is, of course, a simplistic view, since all effective doses together shall be less than 5 rem/year. But anyway, an increased flexibility might result, if internal doses were to become significant, and easily computable from whole body or organ measurements.

ICRP 26 requires all committed doses to be attributed to the year of intake. This is logical for short-lived (either physically or biologically) nuclides, but a gross exaggeration for long-lived isotopes, that is only justified by the implicit hypothesis that the next couple of years such a contamination is going to happen again and again, so as to cause buildup. In nuclear power plants, most relevant elements have relatively short biological half-lives, and the exaggeration of the dose for the year of intake is not important.

It would probably not be exaggerated to say that the increased scientific rigor of ICRP 26 has complicated the lives of health physicists in nuclear power plants, every time they are faced with cases of internal contamination. Fortunately, ICRP 10 and 10A often offer a relatively easy and acceptable way out.

5.- "As Low As Reasonably Achievable" (ALARA) principle.

It is very remarkable that one of the most central philosophical themes of ICRP 26 has been dropped by Euratom, and thus has little chance of being implemented by European governments ; we mean : the cost-benefit optimization procedure as the definition of what is meant by exposures that are not only within limits, but also as low as is "reasonably" achievable. Fortunately, it appears in many para-legal documents we mentioned before, albeit in a denatured form, so that it is certainly going to be used in the near future as it was in the relatively recent past.

Although ALARA is often considered to be mainly a design aid, it is of importance to plant operators, for the following reasons :

- if ALARA is interpreted to mean : as low as technically feasible, at any, even outrageous cost, and if this concerns problems that, although they are basically design problems, have a direct effect on subsequent operation (e.g. more systems to operate, to maintain, to check, etc., or more restrictive operational conditions such as extremely low release limits), the burden becomes quite obvious. Only an objective definition of "being reasonable" can help out ;

- at low levels of exposure, i.e. where only stochastic effects are of concern, such as is the normal case in nuclear power plants, the use of collective dose per job as a feedback information for determining, in an objective way, in what areas most of the dose reduction effort should go, has proved to be of great value. This too, is a cost-benefit procedure, although it is not usually so explicit as far as money value is concerned.

6.- Record keeping and monitoring requirements.

Record keeping in nuclear power plants is mainly a matter of recording whole body doses from more or less homogeneous gamma radiation fields, since internal doses are generally inexistant or low enough to be neglected (even more so, after ICRP 26, because of the weighting factors), and since partial exposure seldom reaches levels above whole-body limits (in which case a comparison with the applicable limit is usually sufficient). So, in most cases only whole body doses are subject to sophisticated bookkeeping, such as computerized central record keeping, and in some cases, even automated direct data acquisition, e.g. by means of computer-linked pen or TLD-dosimeter read-out systems operated by the monitored personnel.

Significant internal doses are then treated as exceptional cases (which they are), that are dealt with by hand calculation and manual addition of the weighted dose to the other record.

In general, it can be said that neither ICRP 26 nor Euratom/80/836 are very demanding as far as dose record keeping for all but category A workers is concerned. Present practice in most nuclear power plants is to provide all workers with individual dosimeters, whether this is required, desired, etc. or not, and to keep identical records as for Category A Workers. Only the more sophisticated forms of individual monitoring and record keeping may be absent or greatly reduced, e.g. for internal dose and partial body dose, at least as long as Category B workers are not used to temporarily replace "burnt" Category A workers (e.g. for steam generator inspection).

A type of dose recording requirement that is implicit in ICRP 26, and absent in Euratom/80/836, concerns collective dose (on various bases such as per personnel category, per job performed, etc.). This is required, however, by various para-legal documents, e.g. Reg. Guides, and so it is quite generally implemented. It is very strange that the Euratom guideline only contains the definition and nothing else, while at the same time this type of data is requested for statistical purposes, and while there is even a Euratom working group, composed of experts from operating plants, that is trying to harmonize the collective dose reporting per job type. Anyway, as we mentioned earlier, this type of data is very useful to the radiation protection staff. So, even though calculating collective doses is quite a job, that can only be done elegantly by means of a computerized bookkeeping system, almost all plants have chosen (or were forced) to set up such a procedure. Again, practice goes beyond the rule.

A rather peculiar problem in record keeping and monitoring practice is the question of significance of low values with respect to limits, i.e. the problems of "recording levels" and "investigation levels". At present there are no legal levels below which a dose (or an intake) is considered negligible and thus zero for the records. ICRP 26 has the merit of proposing a clear-cut solution for a problem that has seldom been addressed, but "solved" everywhere by conscientious health physicists. Unfortunately, this has not been retained by Euratom.

So, it may be expected that either current practice (which is : not recording whatever is at or below the detection limit of the device used) or the ICRP 26 rule (1/10 annual limit) will be used unofficially, since something has to be done "to make the show go on". Hopefully, this will not lead to suggestions of bad practice because of its lack of official recognition. It should be noted that in many cases the two different practices are roughly equivalent : e.g. a film dosimeter has a detection limit of 5 to 10 mrem ; if one film is used during 1 to 2 weeks, the yearly detection limit will be a few hundreds of mrem, which fits well the proposed 500 mrem of ICRP 26.

The matter of investigation level, as defined by ICRP 26, concerns two areas :

- regular dose (and theoretically also : intake) monitoring ;
- special monitoring associated with a single event.

For the first case, 3/10 of a time-proportional fraction of the limit is proposed, and for the second 1/20 of the annual limit per event.

As mentioned before, in nuclear power plants intake of radionuclides is always exceptional ; so it comes under the second rule. For dose monitoring, a general investigation level such as 3/10 of the (pseudo)limit may not be the best thing : on some occasions, e.g. during normal operation, this is far too high to detect abnormalities, and on some others, exceeding this value is normal, e.g. during maintenance work. A more flexible approach seems better ; anyway, since Euratom has not retained it, it will probably not become compulsory. Special monitoring of isolated events is covered by the previous reasoning, as far as whole-body and partial external doses are concerned. But it is probably one of the more difficult problems in the field of internal dosimetry. The problem is here how to decide whether a measurement of (exceptional) internal contamination, e.g. in a whole-body counter, should be converted to effective dose and added to the regular dose records. There is not only the relative difficulty of converting measured internal contamination to effective dose, which was addressed before, but also the seriousness of a positive decision, since this is equivalent to official recognition of what most workers, the public and even the authorities may regard as an "internal contamination accident", even though the dose involved may be very low, compared to the effective dose limit.

An additional burden for the responsible health physicist is the fact that many people still tend to compare measured internal contamination to the old "Maximum Permissible Organ or Body Burdens", which may be present during 100 % of the time, while in virtually all actual cases, only a short period is involved, and thus a far lower fraction of the dose limit is reached than simple proportional reasoning would suggest. It is hoped that, though it will probably not be officialized, the ICRP 26 rule of 1/20 annual limit will be permitted as an acceptable decision criterion.

Finally, I would like to say a word about frequency histograms of individual doses. This again, is not required by any rule, but done by everybody, because it provides useful feedback information, and not only for the operators, since most government agencies do the same thing. Whether a clear-cut recording level is used or not (if "not", there is one anyway, as we saw before), there will always be a pretty important fraction of the population studied, that has a "zero" dose. There is a tendency to discard them when the distribution of the doses over the population is studied : this is wrong, since the truth is that actual definition of the group is : between zero and the recording level, which also means that the next group is defined as : between the recording level and the first actually mentioned level. It is often observed that, when this is taken into account, these statistics make a lot more sense, e.g. in terms of fitting a log-normal distribution function.

7.- Conclusion.

It should be obvious that only the main topics of concern to nuclear power plant operators in general, and the radiation protection staff in particular, have been addressed. There are of course other areas, as well as details within the areas examined, that might have been of some interest, but this would not have been possible within this short time. So, our conclusions can be limited to the following points :

(1) ICRP 26 brings undoubtedly more consistency to the basic philosophy and the implementation of operational radiation protection, but in so doing, it has complicated certain matters.

(2) It certainly provides more operational flexibility, while maintaining the traditional high standards of radiation protection.

(3) It brings no real changes for nuclear power plant operators because they were already implementing it as far as regulations allowed them.

(4) Generally speaking, one could say that the operators are pretty happy with ICRP 26, but less so with the way it is being implemented and/or extended.

SAMENVATTING.

De effecten van ICRP Aanbeveling 26 op de regels die door kerncentrale-exploitanten in hun stralingsbeschermingsprogramma moeten worden toegepast, worden onderzocht vanuit verscheidene gezichtspunten : wettelijke en pararegale aspecten zoals toepassing door lokale overheden, en interferentie met het reglementerings- en vergunningsproces, controle en beperking van inwendige en uitwendige bestraling, ALARA en kosten - baten aspecten, en de vereisten in zake boekhouding, dokumentatie en toezicht. Het blijkt dat zekere delen van ICRP 26 niet weerhouden werden door Euratom en dus weinig kans maken in de gewijzigde Europese wetgevingen te verschijnen. Nochtans worden zij toegepast via de vergunningspraktijken. ICRP 26 zelf bevestigt geldende praktijk, die vaak conservatiever was dan de wet, of verruimt limieten en levert een meer logische kontekst voor niet-gehele-lichaamsbestraling. ALARA-regels en praktijken veroorzaken een bijkomende administratieve belasting, maar deze bestonden reeds eerder en bovendien leveren zij nuttige inlichtingen voor de directie van de centrales. De problemen van "nuldosis" en die van omzetting van in vivo metingen in doses ingeval van onbekende opname, worden in het kort behandeld. Het besluit is dat ICRP 26 geen werkelijke verandering brengt voor stralingsbescherming in kerncentrales, behalve misschien wat grotere flexibiliteit, en dat de exploitante er vrij gelukkig mee zijn, maar minder met de manier waarop het voor hen verplicht wordt gesteld.

RESUME.

Les effets des Recommandations de l'ICRP 26 sur les règles adoptées par les exploitants de centrales nucléaires dans leur programme de radioprotection sont examinés de plusieurs points de vue. Ceux-ci peuvent être les aspects légaux et para-légaux tels que les exigences particulières des autorités locales, ou les interférences avec le processus de réglementation et d'autorisation, le contrôle et la limitation des expositions externes et internes, les aspects ALARA et coût-bénéfice ainsi que les exigences de l'enregistrement et des mesures de doses. Il semble que certains éléments de l'ICRP 26 n'ont pas été repris par Euratom qui n'apparaîtront donc vraisemblablement pas dans les modifications de la législation européenne. Ceci n'empêche qu'ils seront appliqués à l'occasion de l'octroi de licences. L'ICRP 26 d'une part confirme des pratiques existantes parfois plus conservatives que la loi ou d'autre part élargit des limites et fournit un contexte plus logique pour des expositions partielles. Les règles et pratiques ALARA sont cause d'une charge administrative additionnelle mais elles ne sont pas nouvelles et procurent des informations utiles pour la gestion de la centrale. Les problèmes de "dose zéro" et ceux de la conversion des mesures in vivo en doses dans les cas d'incorporation non identifiée sont brièvement décrits. On peut en conclure que l'ICRP 26 n'apporte pas de grands changements à la radioprotection dans les centrales nucléaires sauf peut-être une souplesse accrue et les exploitants en sont très heureux. Peut-être le sont-ils moins avec la manière dont cela leur est imposé.

ZUSAMMENFASSUNG.

Die Auswirkungen der ICRP-Empfehlung Nr 26 auf Vorschriften, die von Kernkraftwerksbetreibern in ihrem Strahlenschutzprogramm angewendet werden müssen, werden unter verschiedenen Gesichtspunkten untersucht : rechtliche und quasi-rechtliche Aspekte wie Anwendung durch zuständige Behörden und Eingriffe in das Genehmigungsverfahren, externe und interne Strahlungskontrolle und ihre Grenzen, ALARA und Kosten-Nutzen-Aspekte, Buchführungs- und Überwachungsvorschriften. Offenbar wurden gewisse Teile von ICRP 26 nicht von Euratom übernommen

und haben deshalb geringe Aussicht, im geänderten europäischen Recht zu erscheinen ; sie werden jedoch in der Genehmigungspraxis angewandt. ICRP 26 selbst bestätigt entweder die bestehende Praxis, die oft konservativer war als das Gesetz, oder lockert Grenzwerte und liefert einen logischeren Zusammenhang für die nicht den ganzen Körper betreffende Strahlenexposition. ALARA-Vorschriften und-Praxis verursachen zusätzlichen Verwaltungsaufwand, der jedoch schon bestand und nützliche Angaben für die Betriebsleitung liefert. Die Probleme der "Null-Dosis" und der Umrechnung von In-vivo-Messungen in Dosiswerte, falls die Inkorporation unbekannt ist, werden kurz berührt. Als Schlußfolgerung wird festgestellt, daß ICRP 26 keine wirklichen Änderungen des Strahlenschutzes in Kernkraftwerken bringt, ausgenommen vielleicht eine etwas größere Flexibilität, und daß die Betreiber mit ihr ziemlich zufrieden sind - dies gilt jedoch weniger für die Art und Weise in der sie ihnen auferlegt wird.