



RAPPORT DSMR/05-2001 F

**ETUDE DES PROGRAMMES DE
RADIOPROTECTION POUR LES
TRANSPORTS DE MATIERES
RADIOACTIVES**

**Marie Thérèse Lizot, Marie Line Perrin, Gilles Sert
F. Lange, G.Schwarz, HJ.Feet, R. Christ
K.B.Shaw, J.S.Hughes, R. Gelder**

Juillet 2001





**ETUDE DES PROGRAMMES DE RADIOPROTECTION (RPP)
POUR LES TRANSPORTS DE MATIERES RADIOACTIVES**

Contrat EC N° 4.1020/D/99-005 (DG TREN)

Rapport Final
Traduit du rapport original en anglais

Juillet 2001

M.T. Lizot (1), M.L. Perrin (1), G. Sert (1)
F. Lange (2), G. Schwarz (2), H.-J. Fett (2), R. Christ (3)
K.B. Shaw (4), J.S. Hughes (4), R. Gelder (4)

- (1) Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN)
BP 6, F-92265 Fontenay-aux-Roses Cedex (France)
- (2) Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
Schwertnergasse 1, D-50667 Cologne (Allemagne)
- (3) Sous-traitant auprès de Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
Schwertnergasse 1, D-50667 Cologne (Allemagne)
- (4) National Radiological Protection Board (NRPB)
Chilton, Didcot, Oxon, OX11 0RQ (Royaume Uni)

Copie N°:

Compilé et publié par l'IPSN

TABLE DES MATIERES	page
Résumé	3
Présentation	6
1. HISTORIQUE, OBJECTIFS ET ETENDUE DE L'ETUDE	6
1.1 Historique	6
1.2 Objectifs et étendue de l'étude	8
2. LA NECESSITE ET LE ROLE DES PROGRAMMES DE RADIOPROTECTION EN MATIÈRE DE TRANSPORTS	9
3. ÉTUDE DES PROGRAMMES DE RADIOPROTECTION EXISTANTS ET LES EVALUATIONS DES DOSES EN MATIÈRE DE TRANSPORT DE MATIÈRES RADIOACTIVES	12
3.1 Evaluation de doses en matière de transport de matières radioactives	13
3.2 RPP existants	14
4. LES PROGRAMMES DE RADIOPROTECTION EN TRANSPORT	15
4.1 Portée du programme	16
4.2 Attribution des rôles et responsabilités pour la mise en oeuvre du programme au niveau de l'opérateur	16
4.3 Évaluation des doses	18
4.4 Evaluation de la contamination surfacique	24
4.5 Limites de dose, contraintes de dose, optimisation,	25
4.6 Distances de ségrégation et autres mesures de protection associées	29
4.7 Information et formation en matière de radioprotection	30
4.8 Préparation d'intervention en cas d'urgence et intervention	31
4.9 Assurance de la qualité (AQ)	32
4.10 Synthèse	32
5. EVALUATION DE L'AUTORITÉ COMPÉTENTE	34
5.1 Portée du programme	35
5.2 Rôles et responsabilités pour la mise en oeuvre du RPP au niveau opérateur	35
5.3 Evaluation de dose	35
5.4 Estimation de la contamination de surface	36
5.5 Limites de dose, contraintes de dose et optimisation	37
5.6 Distance de ségrégation et autres mesures de protection associées	37
5.7 Formation et information en matière de radioprotection	37
5.8 Préparation et intervention en cas d'urgence	37
5.9 Assurance de la qualité	38
6. CONCLUSION, QUESTIONS NON RÉSOLUES ET RECOMMANDATIONS	38
7. RÉFÉRENCES	38
Annexe 1 : Exemple d'évaluation de doses	
Annexe 2 : Exemples des contenus de RPP existants	
Annexe 3 : Méthodes pour estimer la dose efficace interne	
Annexe 4 : Exemples de RPP	

Résumé

La présente étude - visant les programmes de radioprotection (RPP) pour le transport - a été entreprise conjointement pour le compte de la Commission Européenne par trois organismes scientifiques - l'IPSN (France), GRS (Allemagne) et NRPB (Royaume-Uni). Le présent document résume les résultats et les conclusions du travail entrepris, dont les objectifs principaux étaient (1°), de fournir des conseils concernant l'établissement, la mise en oeuvre et l'application de programmes de radioprotection (RPP) pour le transport de matières radioactives (RAM) par les opérateurs, ainsi que l'estimation et l'évaluation de tels programmes par l'autorité compétente, et (2°), d'examiner les RPP employés actuellement pour le transport de matières radioactives.

Les RPP représentent un nouvel élément clé de la Réglementation de Transport de l'AIEA datant de l'année 1996. Cette réglementation a été transposée et rentrera en vigueur dans les états membres de l'UE et dans divers autres pays au 1er juillet 2001, pour ce qui concerne le transport aérien, et au 1er janvier 2002 pour les autres modes de transport. Le but des RPP est de définir et de documenter le cadre de contrôle (c'est-à-dire la définition des objectifs de sûreté, ainsi que la mise à disposition de l'infrastructure et des ressources nécessaires pour atteindre les dits objectifs) à mettre en oeuvre par tout opérateur intervenant dans le transport de RAM, afin de satisfaire aux principes de radioprotection tel que formulés par les Règlements, c'est-à-dire, de limiter les niveaux d'exposition normaux et les risques potentiels d'exposition des travailleurs du transport et des membres du public, aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA).

La responsabilité de l'élaboration et de l'application d'un RPP ainsi que les garanties de conformité vis-à-vis des objectifs du programme reposent essentiellement sur chaque organisation ou structure intervenant dans le transport (c'est-à-dire, l'expéditeur, le transporteur ou le destinataire) du moment où ladite structure est impliquée indépendamment dans les opérations de transport occasionnant l'exposition au rayonnement, de personnes, d'objets de propriété ou de l'environnement. L'adoption d'une telle approche évite la multiplication d'efforts superflus ou le chevauchement de responsabilités. Il est cependant admis que les autorités compétentes puissent exiger la mise en oeuvre de systèmes alternatifs, par exemple en exigeant des expéditeurs d'examiner et d'évaluer l'adéquation et l'efficacité des RPP de leurs propres sous-traitants dans les activités de transport. En tout état de cause, les expéditeurs, les destinataires et les transporteurs doivent coopérer à cet égard.

En matière de radioprotection opérationnelle, les principaux contrôles et dispositions utilisables par les opérateurs afin de remplir cet objectif sont fort dissemblables; ils dépendent, par exemple, du type d'opérations occasionnant les expositions au rayonnement. L'étude a identifié plusieurs éléments fonctionnels permettant un haut niveau de protection pour les travailleurs, ainsi que pour le public :

- (a) La description de l'étendue du programme : une première étape essentielle est de définir le domaine d'application du RPP. Ceci passe par une description générale de la nature et du volume des matières radioactives à transporter.
 - (b) L'attribution des tâches et des responsabilités visant l'élaboration et l'exécution du RPP. La principale responsabilité de la direction de l'organisme de transport est que les objectifs de sûreté soient définis et documentés, et que les tâches et responsabilités - y compris les exigences d'optimisation - soient correctement mises en oeuvre. Les dispositions organisationnelles devraient clairement identifier et documenter les rôles, fonctions et responsabilités des divers acteurs, tout en garantissant la mise en place d'une infrastructure adéquate et des ressources nécessaires (personnel convenablement qualifié, matériel, formation, mécanisme de retour d'information, ainsi que le pouvoir autoritaire afin d'exécuter les activités).
 - (c) L'évaluation de dose : comprend deux points essentiels, à savoir, (1°) l'estimation et l'évaluation
- DSMR/05-2001 Rev. 0 F

de la dose, avec identification des causes ayant occasionné les expositions et (2°), la surveillance des rayonnements et/ou l'évaluation de la dose reçue par le personnel, pour démontrer rétrospectivement la conformité avec toutes les normes et tous les critères applicables. La nature et la périodicité des surveillances (c'est-à-dire, surveillance des colis, par lieu de travail ou par travailleur), y compris les enregistrements correspondants, doivent être précisées. Les règlements définissent trois catégories d'exposition professionnelle avec différentes façons d'exercer la surveillance. Plusieurs méthodes d'évaluation de dose existent et sont mentionnées dans l'Etude. Dans quelques rares cas, il pourra être nécessaire d'évaluer la dose interne "travailleur".

- (d) L'établissement de limites de dose, de contraintes de dose et d'optimisations de la protection : les normes fondamentales de protection contre les rayonnement ionisants et de sûreté des sources de rayonnements (BSS) préconisent certaines limites pour les doses efficaces et équivalentes en ce qui concerne le public et les travailleurs. L'optimisation de la protection afin de limiter les expositions normales et potentielles peut se baser sur les recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIRP) traitant de l'usage du jugement professionnel par du personnel convenablement qualifié et expérimenté.
- (e) L'application de distances de ségrégation appropriées et/ou d'autres mesures de protection, par exemple, le blindage, ou l'analyse régulière des retours d'expérience. Les exigences de séparation font partie de la réglementation modale depuis plusieurs années mais elles ne suppriment pas l'exigence de procéder à l'évaluation de dose.
- (f) La mise en oeuvre de mesures de contrôle de la contamination de surface.
- (g) L'information et la formation des travailleurs : la mise à disposition d'informations, de formations et de cours de perfectionnement périodiques sont une partie importante du système de protection radiologique. En outre les exercices de scénario d'accident peuvent être utiles.
- (h) La capacité d'intervention en cas d'urgence, et les dispositions d'intervention : malgré toutes les mesures prises il existe encore une probabilité finie que des incidents et/ou des accidents puissent survenir. Il est reconnu que la planification préliminaire ainsi que la préparation sont des approches utiles afin de minimiser les risques afférents à de tels événements.
- (i) La mise en place d'un programme d'assurance de la qualité : un programme d'AQ pour le RPP peut faire partie du programme AQ général.

Les mesures et ressources consacrées par les opérateurs pour contrôler les dangers radiologiques associés au transport devraient être proportionnées à l'ampleur des risques potentiels, et en conséquence, une approche progressive peut être appliquée dans l'élaboration et l'application de RPP. L'approche de base proposée et décrite dans l'Etude dépend de l'ampleur de la dose reçue par les travailleurs du transport, ainsi que la diversité des matières et la quantité des colis ou expéditions transportés et manipulés par la structure intervenant dans le transport. Des exemples de RPP sont présentés dans l'Etude.

Afin de remplir et de faire observer l'ensemble des exigences et dispositions ayant trait à la sûreté et à la protection des travailleurs et du public, et pour être certain que toutes les mesures utiles ont été prises en considération, il est nécessaire d'établir et de mettre en oeuvre un programme d'assurance de conformité, conçu de façon appropriée. Les éléments et considérations de base à prendre en compte par l'autorité compétente afin d'examiner l'adéquation et l'efficacité d'un RPP de transport sont décrits dans l'Etude. En règle générale, le degré d'investigation ainsi que le niveau d'examen employés dans l'estimation et l'évaluation devraient être fonction de l'importance des doses possibles et de la

probabilité des expositions potentielles.

L'analyse des RPP actuels rendus disponibles pour les fins du présent projet de recherche a révélé des caractères communs mais aussi des différences par rapport au RPP systématique et structuré proposé dans cette Etude. Les caractères communs ont été identifiés comme existant depuis longtemps dans le domaine des distances de ségrégation, de la formation et de l'information des travailleurs, des dispositions d'interventions d'urgence, ou au niveau des exigences d'assurance qualité.

Le résumé analytique conclut que le nouveau besoin visant l'élaboration d'un RPP systématique et structuré pour le transport de matières radioactives - bien que plutôt complexe - représente un dispositif utile pour promouvoir la protection et la sûreté en matière de transport, tout en renforçant la culture de sûreté dans le transport des matières radioactives. Le degré d'effort et de ressources nécessaires pour le développement et l'application d'un RPP dépendent du type et de la nature des opérations de transport correspondantes.

L'étude donne aussi une vue d'ensemble des évaluations de doses et de risques associés existantes. Elle comporte en particulier une variété d'exemples illustrant l'estimation des doses professionnelles et publiques, et apporte des conseils utiles concernant l'étendue et l'ampleur de l'estimation quantitative à réaliser pour l'établissement du RPP. Enfin, elle indique les méthodes et les bases de données actuellement disponibles et à employer lors d'évaluations de dose et/ou de risque semblables.

Plusieurs questions ont cependant été identifiées comme nécessitant un travail supplémentaire afin d'assurer une mise en oeuvre logique et harmonisée des programmes de radioprotection (RPP) pour le transport de matières radioactives, tout en garantissant un haut niveau de protection et d'harmonisation dans les états membres de l'UE ainsi que dans d'autres pays.

PRÉSENTATION

Ce document est le Rapport final pour le Projet de recherche intitulé “**Etude des programmes de radioprotection pour le transport.**” Le travail entrepris dans ce projet de recherche multilatéral a été exécuté pour le compte de la Commission Européenne (Directorat général pour l’Énergie et le Transport) (Marché CE N°4.1020/D/99-005) ainsi que par plusieurs agences nationales de trois états membres de l’UE : l’Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), France; Gesellschaft für Anlagen - und Reaktorsicherheit (GRS) mbH (Allemagne), et la National Radiological Protection Board (NRPB) (Royaume-Uni).

Le Rapport final présente le travail exécuté, dont l'objectif principal était de développer des conseils sur l'établissement (pour les opérateurs) et l'évaluation (pour l'autorité compétente) de programmes de radioprotection (RPP) pour le transport des matières radioactives. Les Règlements de transport publiés par l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (Recueil AIEA des Normes de Sûreté N° TS-R-1 (ST-1, modifié en l'an 2000), comportent comme nouvelle exigence l'établissement de programmes de radioprotection pour le transport de matières radioactives. Selon la réglementation modale, la dite exigence deviendra obligatoire au plus tard le 1er juillet 2001 pour le transport aérien, et le 1er janvier 2002 pour d'autres modes de transport, c'est-à-dire routier, ferroviaire ou maritime. Le travail entrepris dans le présent contrat de recherche - financé par l'UE - a servi de façon significative comme base pour le développement d'un Document Technique AIEA ("TECDOC") sur le contenu d'un RPP en matières de transport. En même temps, il est reconnu que ce projet multilatéral a largement profité des délibérations et discussions internationales associées au développement de ce document lors de la réunion du Comité Technique (TCM) organisée au siège de l'AIEA en novembre 2000.

1. HISTORIQUE, OBJECTIFS ET PLAN DE TRAVAIL

1.1 Historique

Depuis 1961, l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA) a publié les “Règlements pour la sûreté du Transport des Matières Radioactives”. Ces règlements ont été adoptés par - ou sont utilisés comme base des règlements nationaux dans - divers pays. L'observation de ces règlements s'est montrée efficace en minimisant les risques associés au transport de matières radioactives.

Les Règlements ont subi une révision complète en 1973 et en 1985. Une période d'environ 10 ans pour l'examen réglementaire et la révision permet aux organisations internationales et aux pays utilisateurs de terminer leurs activités d'élaboration en vue de la modification des règlements. Il est également avancé que cet intervalle représente un équilibre raisonnable entre le besoin pour la stabilité réglementaire et celui de rester à jour vis à vis des développements scientifiques et techniques. Dans la suite de ce processus de développement, l'édition 1985 des Règlements (révisée en 1990) a été suivie par un processus de révision de 10 ans, qui a abouti à une refonte complète en 1996. Les Règlements révisés ont été publiés sous la dénomination “**Règlements pour la sûreté du Transport des Matières Radioactives**”, **Edition 1996 (révisée) du Recueil AIEA des Normes de Sûreté N° TS-R-1 (ST-1, modifié), 2000**. Ledit document remplace toutes les éditions des Règlements de transport publiées dans le cadre du Recueil de sûreté N° 6.

Les Règlements fournissent un cadre réglementaire pour toutes les catégories de matières radioactives, d'une très faible à une très forte activité tels que le combustible nucléaire irradié et les déchets d'activité élevée, et couvrent tous les aspects de la sûreté du transport, à travers un ensemble d'exigences de sûreté, d'exigences techniques, organisationnelles et administratives, ainsi que les contrôles correspondants, en passant par les actions attendues de l'expéditeur et du transporteur. Les exigences de conditionnement et de colisage sont précisées en fonction du niveau de danger des

DSMR/05-2001 Rev. 0 F

contenus, allant des emballages commerciaux standards (pour les contenus de faible danger), jusqu'à l'obligation de répondre à un cahier des charges et des performances strictes (pour les contenus plus dangereux). Des exigences spécifiques existent également pour le marquage, l'étiquetage, le repérage des moyens de transport, la documentation, les limites de rayonnement externe, les contrôles opérationnels, les dispositions d'urgence, l'assurance de la qualité, ainsi que la notification et l'approbation de certaines expéditions et types de colis.

Un élément majeur du processus de révision à l'égard de la radioprotection concerne la prise en compte des nouvelles dispositions intitulées "Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnement", dans le Recueil AIEA de Sûreté N° 115, publié en 1996. Ce document est le plus souvent connu sous la dénomination BSS [26]. Le BSS a été révisé afin de refléter le consensus concernant les dernières recommandations de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIRP) en 1990, destinées à apporter un niveau approprié de protection contre les rayonnements ionisants, sans indûment limiter les activités donnant lieu à une exposition au rayonnement. Les Règlements de transport font appel au BSS en tant que recommandations générales pour la protection radiologique, donc, le fait de se conformer aux Règlements est pris comme le respect des principes du BSS en matière de transport (para 101 TS-R-1).

Conformément aux Recommandations CIRP [25] de l'année 1990, le BSS souligne l'importance de l'application de principes de base de radioprotection dans les **activités** pouvant donner lieu à une exposition au rayonnement, selon trois grands axes, à savoir :

- la justification de l'activité, c'est-à-dire, aucune activité ne sera adoptée à moins qu'elle ne produise un avantage net;
- l'optimisation de la radioprotection et de la sûreté, c'est-à-dire toutes les expositions seront maintenues aussi basses que raisonnablement possible (le principe d'ALARA);
- la limitation de dose et de risque aux individus, c'est-à-dire l'exposition des individus devrait être sujet à des limites de dose et de risque.

En matière de transport de matières radioactives, il est entendu que le processus de justification d'un transport comportant des activités induisant une exposition au rayonnement des personnes, aura été effectué par l'utilisateur de la matière radioactive, et que la contribution de l'impact radiologique résultant du transport dans le domaine public a été suffisamment pris en considération. La limitation de la dose aux individus sert à contenir la probabilité de nuisance en deçà de limites inacceptables, c'est-à-dire, de réduire l'induction des effets stochastiques à un niveau bas acceptable en prenant toutes les mesures raisonnables et pratiques afin d'empêcher des effets déterministes et en gardant la dose en dessous des seuils en question. L'optimisation de la protection est fondamentale à la radioprotection moderne, basée sur l'hypothèse que les expositions au rayonnement, peu importe le niveau choisi ou la limite de dose, représentent un niveau associé de risque ou de nuisance, et, par conséquent, l'exposition au rayonnement des travailleurs et du public devrait être gardée à des niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA).

Le principe d'optimisation est la force agissante d'un nouvel élément clé dans l'atteinte des objectifs de radioprotection sous-jacent à la Réglementation de transport de l'AIEA; dans la mesure où il exige l'établissement d'un programme de radioprotection (RPP) pour le transport de matières radioactives (paragraphe 301 TS-R-1). Les RPP définissent et documentent de façon systématique et structuré le cadre du contrôle mis en œuvre par un organisme de transport (à savoir, un opérateur) afin de satisfaire aux principes de radioprotection ainsi qu'aux exigences réglementaires contenus dans les Règlements de transport. Ils permettent donc de limiter les expositions normales et potentielles des travailleurs et du public aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) (paragraphe 302 TS-R-1). Les programmes de radioprotection doivent en particulier incorporer les

exigences des para. 302-303 et 305-309 du Règlement. Dans d'autres termes, les RPP définissent les objectifs de radioprotection d'un organisme intervenant dans le transport, tout en décrivant la réponse de l'opérateur en ce qui concerne sa propre contribution envers la réalisation des dits objectifs de sûreté.

Les buts énoncés d'un programme de radioprotection sont les suivants :

- prendre en compte des mesures adéquates en radioprotection,
- s'assurer que le système de protection radiologique est correctement appliqué,
- promouvoir une culture de sûreté, et
- fournir des mesures pratiques pour répondre à ces objectifs.

L'on se rappellera que la radioprotection ne représente qu'un des éléments ayant trait à la protection et à la sûreté des personnes, des biens et de l'environnement en matière de transport de matières radioactives. Donc les RPP sont généralement établis et gérés en concertation avec d'autres disciplines de la santé et de la sûreté, tel que l'hygiène industrielle, la sûreté industrielle ou la protection contre le feu.

1.2 Objectifs et étendue de l'étude

L'objectif principal de cette étude est d'interpréter et d'évaluer la nouvelle exigence réglementaire concernant le développement, la mise en oeuvre et l'application des programmes de radioprotection (RPP) pour le transport des matières radioactives en (1) examinant les programmes de radioprotection pour le transport et les études de radioprotection existants, et (2) en développant des orientations sur les considérations, les critères et les approches ayant trait au développement, à la mise en oeuvre et à l'évaluation de tels programmes en respectant les exigences de base des Règlements (voir cadre ci-après). Les résultats de ce projet sont donc utiles pour les acteurs concernés - à savoir les opérateurs et les autorités compétentes - pour développer, maintenir, interpréter et évaluer les RPP, et pour refléter leur niveau d'interaction dans ce processus, en facilitant et promouvant l'usage et l'application d'approches, de procédures et de dispositions harmonisées, assurant ainsi un niveau systématiquement élevé de sûreté et de protection pour les expéditions de matières radioactives au plan national et international dans les états membres de l'UE et d'autres pays.

Le travail entrepris dans ce projet multinational a été reparté en plusieurs tâches, dont les suivantes qui sont spécifiquement prises en compte :

- l'examen du rôle et des exigences des RPP pour les opérations de transport, au vu des exigences réglementaires applicables;
- le recueil et l'évaluation de RPP actuels traitant du transport dans les états membres de l'UE;
- l'identification, l'analyse et l'évaluation de la nature et de l'ampleur des mesures et dispositions radiologiquement pertinentes mises en oeuvre dans un RPP en fonction des dangers spécifiques associés aux opérations de transport de matières radioactives;
- la mise à disposition auprès des autorités compétentes, de conseils en matière d'estimation et d'évaluation de RPP.

TS-R-1 para. 234 : "Par Programme de Protection radiologique, on entend des dispositions systématiques dont le but est de faire en sorte que les mesures de protection radiologiques soient dûment prises en compte".

TS-R-1 para. 301 : "Un Programme de protection radiologique doit être établi pour le transport de matières radioactives".

TS-R-1 para. 302 : "En matière de transport, la protection et la sûreté doivent être optimisées de façon que la valeur des doses individuelles, le nombre de personnes exposées et la probabilité de subir une exposition soient maintenus aussi bas que raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux, et les doses individuelles effectives doivent être inférieures aux limites de dose pertinentes".

2. LA NECESSITE ET LE ROLE DES PROGRAMMES DE RADIOPROTECTION EN MATIÈRE DE TRANSPORTS ¹

Un programme de radioprotection sera établi pour les opérations de transport, afin de s'assurer que *“la valeur des doses individuelles, le nombre de personnes exposées et la probabilité de subir une exposition soient maintenus aussi bas que raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux, et les doses individuelles effectives doivent être inférieures aux limites de dose pertinentes”* (para. 302 du TS-R-1). Pour s'assurer que les doses sont en dessous des limites correspondantes, les Règlements (para. 305 du TS-R-1) ont défini trois catégories d'exposition professionnelle pour la surveillance et l'évaluation des doses. L'objectif principal du RPP est de donner aux opérateurs et aux Autorités Compétentes un degré de confiance suffisant dans le fait que les exigences associées à ces catégories sont remplies.

L'optimisation de la protection et de la sûreté est un élément intrinsèque des activités industrielles et doit être prise en compte à chaque étape de la conduite d'opérations occasionnant l'exposition aux rayonnements. L'optimisation de la radioprotection pour le transport de matières radioactives passe habituellement par la mise en oeuvre et l'application d'un ensemble d'exigences de sûreté techniques, organisationnelles et administratives, de normes et procédures opérationnelles, afin de maintenir l'exposition au rayonnement des travailleurs et du public, aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre.

Il est reconnu généralement que l'optimisation de la sûreté et de la protection en matière de transport de matières radioactives est affectée le plus efficacement à la phase initiale des activités de transport, tel que l'étude, la fabrication, l'ordonnancement et la préparation d'un colis de matière radioactive. Cependant, pour des conditions d'expédition plus complexes, nécessitant l'intervention de plusieurs organismes et une grande diversité d'opérations de transport, par exemple, le colisage, le chargement, le cheminement, le transbordement intermodal, l'entreposage temporaire, le déchargement des colis etc., il y aura des activités qui dépasseront le champ des contrôles de radioprotection raisonnablement prévus par le concepteur ou le fabricant ou l'utilisateur dudit colis, par exemple, un manque de culture de sûreté de la part du destinataire.

Par conséquent, nonobstant l'optimisation de la radioprotection lors de la phase pre-opérationnelle d'une expédition, y compris lors de la conception, les mesures techniques de contrôle d'expositions, il subsiste généralement un besoin d'optimisation des dispositions de radioprotection aux diverses phases opérationnelles d'activités de transport susceptibles d'engendrer une exposition normale ou potentielle de personnes au rayonnement. C'est précisément dans cette phase d'opérations de transport, représentant l'exposition courante ou potentielle des travailleurs et du public, que les dispositions générales sur la radioprotection incorporées dans la Réglementation de Transport de l'AIEA exigent l'établissement d'un programme de radioprotection (RPP) (para. 301 du TS-R-1). Donc le devoir d'établir un RPP pour le transport de matières radioactives se limite généralement à celles des opérations de transport et de maniement ayant le potentiel d'engendrer l'exposition au rayonnement ou à la contamination, de personnes, de biens ou de l'environnement, c'est-à-dire, des activités opérationnelles donnant lieu à la manipulation physique de matière radioactive emballée ou déballée lors de la préparation, le chargement, le cheminement, le transbordement intermodal, l'entreposage temporaire, le déchargement ainsi que la livraison de colis de matière radioactive à la destination finale, y compris l'entretien ou la réparation de colis vides (par exemple, en cas de contamination ou en présence de radioactivité résiduelle).

Les dispositions et contrôles de radioprotection employés dans un programme sont généralement de natures diverses, pouvant refléter, par exemple, des exigences ou critères réglementaires, de

¹ N° TS-R—1 para 106 : Le transport comprend toutes les opérations et conditions associées au mouvement des matières radioactives telles que la conception des emballages, leur fabrication, leur entretien et leur réparation, ainsi que la préparation, l'envoi, le chargement, le transport, y-compris l'entreposage en transit, le déchargement et la réception au lieu de destination finale des chargement de matières radioactives et de colis.

management ou opérationnels ayant trait à la radioprotection en matière de transport. Un des principes directeurs dans la mise en oeuvre et l'application des dispositions et contrôles employés au niveau opérationnel fait ressortir que les ressources consacrées au contrôle d'un risque, à savoir, en termes d'effort, de personnel, des coûts ou des matériels etc., devrait être sensiblement proportionné au risque. Par conséquent, une approche graduelle est à appliquer dans l'élaboration et l'application des RPP (para. 11 de l'CIPR Publ. 75 [25] et para. 301 du TS-R-1). En particulier, les dispositions et contrôles opérationnels employés dans un programme, ainsi que l'effort consacré à l'élaboration d'un RPP et la détermination du niveau de protection, devraient être en rapport raisonnable avec les dangers liés au transport des matières radioactives, et proportionnés au niveau de réduction de dose attendu. Par conséquent, les opérations réduites n'engendrant qu'un nombre limité d'expéditions de colis ne nécessiterait qu'un programme restreint satisfaisant aux éléments de base, tandis que des opérations plus conséquentes ayant à gérer des matières radioactives très diverses ainsi que le transport et le maniement de colis dans le domaine public nécessiteraient la mise en oeuvre de personnel bien formé et un programme bien dirigé. Il va de soi que le niveau d'effort investi dans le développement et la mise en oeuvre d'un RPP pour un laboratoire de recherche ne recevant ou n'expédiant que de petites quantités de RAM, ne serait pas le même que celui exigé pour l'emballage, la préparation, l'expédition et le chargement de grands nombres de colis de produits radiopharmaceutiques par un industriel majeur. Cependant, il est reconnu que généralement "beaucoup peut être accompli en matière d'optimisation de la protection et de la sûreté, en particulier en ce qui concerne le contrôle opérationnel ordinaire, par le biais du jugement professionnel par des personnes convenablement qualifiées, expérimentées et compétentes" (para. 92 du CIPR Publ. 75 [25]). Néanmoins, quelle que soit la phase d'opérations de transport visée par le programme de radioprotection, elle nécessitera une approche systématique et structurée (para. 34 du CIPR Publ. 75 [25]).

Les programmes de radioprotection devraient couvrir tous les aspects du transport, y compris les conditions normales de transport et les incidents et accidents de transports (expositions potentielles).

Afin d'atteindre le but énoncé d'un RPP, les Règlements prévoient, à juste mesure, le plan suivant pour un programme de radioprotection pour le transport :

- la portée du programme,
- les rôles et responsabilités correspondant à la mise en oeuvre du RPP au niveau opérateur,
- l'évaluation de dose et l'optimisation de la protection,
- les limites et contraintes de dose,
- l'estimation de la contamination surfacique
- les distances de ségrégation et autres mesures de protection,
- la formation et l'information,
- les interventions d'urgence et leur préparation,
- l'assurance de la qualité

Il est possible que la liste des éléments fonctionnels d'un RPP doive être élargie pour inclure les considérations de gestion des déchets lorsque des questions concernant les déchets radioactifs sont susceptibles de survenir dans le contexte des opérations de transport, (exemple : fuite de matières, enlèvement de la contamination de surface etc).

L'on comprendra que les objectifs de radioprotection visés par la mise en oeuvre et l'application d'un RPP doivent être établis par le biais de la coopération entre toutes les parties impliquées dans les opérations de transport dès que des travailleurs individuels ou des membres du public sont ou pourraient être sujets à une exposition aux rayonnements ionisants provoquée par un colis contenant des matières radioactives, pendant l'emballage, la préparation, l'envoi; le chargement, le transport, le stockage en transit, le déchargement ou la livraison à la destination finale, ou lors d'opérations d'entretien. Les opérations particulières sont typiquement exécutées sous la seule responsabilité de l'expéditeur, du transporteur et du destinataire d'une expédition de matière radioactive (se reporter au Tableau 1).

Tableau 1 Responsabilité principale pour l'élaboration et l'application d'un programme de radioprotection (RPP) pour diverses opérations de transport

Propriétaire	1. Préparation, entretien & réparation des colis
Expéditeur et/ou Transporteur	2. Maniement des colis pour expédition (chargement)
Expéditeur et/ou Transporteur	3. Expédition et cheminement (par voie routière, ferroviaire, aérienne, maritime) y compris entreposage en transit
Destinataire et/ou Transporteur	4. Livraison et déchargement des colis.
Destinataire	5. Réception du colis (et retour d'expérience)

Cependant, une coopération rapprochée entre les divers acteurs peut s'avérer difficile dans la pratique lorsque les situations du transport sont plus complexes. Par exemple, une expédition transfrontalière de matière radioactive par voie routière, maritime et ferroviaire peut nécessiter un grand nombre d'organismes de transport indépendants, le transporteur routier, l'opérateur du port, le transporteur maritime et l'organisme ferroviaire, chaque intervenant agissant essentiellement selon ses propres règles et sous sa propre responsabilité. Néanmoins, un quelconque de ces organismes de transport ne pourrait être tenu principalement responsable pour les dispositions de radioprotection que dans la mesure où ledit organisme avait une responsabilité directe pour assurer la conformité avec les impératifs législatifs, réglementaires, managériaux ou opérationnels en vigueur concernant la radioprotection. Il serait déraisonnable et irréalisable d'attribuer l'obligation de l'élaboration et l'exécution d'un RPP pour les opérations de transport, à un organisme ou à une partie (par exemple, l'expéditeur du colis de matière radioactive) dans la mesure où ledit organisme ou ladite partie n'a aucune rôle ni responsabilité directe concernant les considérations de radioprotection opérationnelles.

Selon ces considérations, on peut conclure que l'obligation de la mise en oeuvre et l'application d'un RPP, ainsi que la charge d'assurer la conformité avec les objectifs du programme, repose essentiellement sur chacun des organismes de transport agissant indépendamment dans le domaine de l'expédition de matières radioactives, depuis le point de départ jusqu'à la destination finale, à moins que d'autres dispositions de sûreté soient en place dans le cadre d'un régime réglementaire autre que celui du transport, donc assurant de cette façon un niveau équivalent de sûreté et de protection, y compris la protection radiologique. L'adoption d'une telle approche (se reporter au Tableau 1) évite la duplication des efforts ou le chevauchement des responsabilités.

Il est cependant reconnu que les autorités compétentes peuvent exiger la mise en oeuvre de systèmes alternatifs, par exemple en exigeant que l'expéditeur examine et évalue l'adéquation et l'efficacité des RPP de ses propres sous-traitants assurant des prestations de transport dans le cadre de son propre programme de transport. Les expéditeurs peuvent aussi décider volontairement d'aider leurs sous-traitants dans le développement et la mise en oeuvre de leurs RPP.

Il existe quelques autres aspects pratiques à prendre en compte; qui peuvent restreindre considérablement l'étendue et l'ampleur des impératifs réglementaires visant à l'élaboration d'un RPP pour le transport de matières radioactives.

Selon le paragraphe 107 du TS-R-1 le Règlement ne s'applique pas aux "matières radioactives déplacées à l'intérieur d'un établissement soumis au règlement de sûreté approprié en vigueur dans cet établissement et dans lequel le mouvement ne s'effectue pas par des routes ou des voies ferrées publiques." Cette situation est rencontrée fréquemment en association avec les opérations de transport
DSMR/05-2001 Rev. 0 F

entreprises à l'intérieur d'une centrale nucléaire, d'un laboratoire de production d'isotopes, ou du département nucléaire d'un hôpital, où les membres du personnel de l'usine ou de l'établissement peuvent être impliqués dans des opérations ayant trait au transport, tel que l'emballage, le chargement, la préparation, l'envoi, le déplacement ou la réception d'une expédition de matière radioactive. Ces organismes, cependant, agissent généralement dans un cadre technique et structurel de radioprotection semblable à ou gouverné par les critères de sûreté contenus dans les Règlements de transport. Les organismes opérant dans le cadre d'une norme de sûreté comparable avec les Règlements de transport peuvent donc bénéficier d'une dérogation quant à l'exigence d'établir un RPP uniquement pour le transport dans la mesure où les dispositions de radioprotection pendant le transport sont suffisamment couverts par le RPP mis en œuvre pour l'installation.

De la même façon, les organismes spécialisés pour le transport ou l'expédition sous contrat d'un seul expéditeur ou d'un destinataire spécifique ayant son propre programme de radioprotection (à condition que ce dernier soit correctement développé et mis en œuvre) peuvent être exemptés de l'exigence d'établir un programme de radioprotection pour le transport à condition que l'ensemble des obligations de radioprotection appropriées soient prises en compte par l'expéditeur ou le destinataire.

Il faut noter que plusieurs éléments fonctionnels des RPP existent depuis plusieurs années dans l'industrie du transport, par exemple sous forme de consignes de travail écrites et de procédures opérationnelles; donc de ce fait, la mise en œuvre de ces dispositions de radioprotection ne représente pas une exigence complètement nouvelle pour les opérateurs. Des exemples notoires en sont les exigences de formation pour les conducteurs routiers de véhicules transportant les matières radioactives, ainsi que les dispositions visant les interventions d'urgence, ou les exigences des programmes d'assurance de la qualité. Néanmoins, l'approche systématique et structurée visant la mise en œuvre ainsi que la documentation de considérations de radioprotection dans le transport de matières radioactives représente un nouvel élément et une exigence complémentaire des Règlements, avec le but d'améliorer la culture de sûreté à tous les niveaux appropriés du transport de matières radioactives.

Les RPP mettent en valeur l'importance des Dispositions Générales sur la radioprotection dans le cadre des Règlements, qui permettent le maintien des limites réglementaires actuelles pour les intensités de rayonnement et de contamination de surface des colis et des moyens de transport. Par ailleurs les limites de dose applicables pour les travailleurs et le public ont été encore abaissées et sont maintenant exprimées en tant que doses effectives pour les travailleurs exposés et membres du public, avec un niveau de 20 mSv/an moyenné sur 5 années consécutives, et 1 mSv/an respectivement (se reporter au Tableau N°4). Les limites pour les doses efficaces s'appliquent à la somme des doses efficaces externes et des doses efficaces engagées obtenues par incorporation dans la même période. Cependant, des limites de dose distinctes sont précisées pour les apprentis et les étudiants recevant une formation ou employant des sources pendant leurs études.

Sur demande, les documents du programme seront rendus disponibles pour contrôle et évaluation par l'autorité compétente. La documentation représente aussi un mécanisme utile et nécessaire permettant de juger de l'efficacité d'un programme. Dans certaines circonstances cela peut également servir comme support pour démontrer rétrospectivement aux travailleurs, l'étendue de la sûreté sur leur lieu de travail.

3. ÉTUDE DES PROGRAMMES DE RADIOPROTECTION EXISTANTS ET LES ÉVALUATIONS DE DOSE EN MATIÈRE DE TRANSPORT DE MATIÈRES RADIOACTIVES

Ce chapitre donne une vue d'ensemble des programmes de radioprotection actuels, ainsi que des estimations de doses liés à la création de RPP. Le rapport comporte en particulier plusieurs exemples typiques d'évaluations de doses (professionnelles et publiques) et de risques, et offre donc des

méthodes et une base des données actuellement disponibles à employer pour réaliser des évaluations de dose et/ou de risque semblables.

3.1 Études d'évaluation de dose en matière de transport de matières radioactives

Les risques d'exposition au rayonnement pour le public et pour le personnel de transport, peuvent être calculés au moyen du code INTERTRAN II [34] (combustibles irradiés et déchets vitrifiés) ou par surveillance individuelle (U3O8, UF6, générateurs de technétium et produits radiopharmaceutiques). Le code INTERTRAN II est un programme développé et distribué par l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA) pour calculer la dose collective et individuelle sur plusieurs groupes de population (travailleurs et public).

Une étude [3] a évalué les doses liées au transport de sources radiopharmaceutiques. La conclusion de l'étude fait ressortir la réduction attendue des expositions associée à une réduction du débit de dose à surface des colis. La dose pourrait être réduite d'environ 25 %.

Une étude complète des risques de transport [5] a estimé et évalué les conséquences radiologiques associées au transport normal (sans accidents) et avec accident de transport pour l'expédition de déchets entre la France et l'Allemagne. La réponse structurelle du colis de déchets aux conditions d'un accident de transport ainsi que le rejet fractionnaire subséquent, a été évaluée sur la base d'informations expérimentales, y compris des essais de chute et des études techniques. Les conséquences radiologiques potentielles en termes de dose reçue individuellement sur 50 ans pour la population, ainsi que la dose collective dans un rayon de 25 km en l'absence d'actions de protection, a été calculé à l'aide du code probabiliste COSYMA.

Se reporter à l'Annexe 1 pour des détails complémentaires concernant ces études.

Quelle que soit la matière radioactive transportée, il est démontré que les doses encourues par les membres du public dans des conditions de transport de routine sont généralement faibles (typiquement, considérablement inférieures à 100 $\mu\text{Sv/an}$) par rapport au rayonnement naturel et cosmique (environ 1 mSv/an). Néanmoins, il est nécessaire de connaître les doses reçues par le public en certains endroits proche du site de l'expéditeur ou du destinataire, car ceci peut être utile pour réduire l'impact du transport de matières radioactives dans le domaine public.

L'Indice de Transport (IT) attribué à un colis, suremballage ou conteneur de fret, ou à des LSA-I ou SCO-I non emballés, est un nombre utilisé pour permettre de limiter l'exposition au rayonnement (intensité maximale de rayonnement en unités de milli-Sieverts par heure multipliée par 100 à une distance de 1 m des surfaces externes des colis). L'IT d'un colis est une mesure de son champ de rayonnement externe, mais ne constitue pas un bon paramètre pour l'évaluation de la dose. Par exemple, la dose par unité d'IT ne prend pas en considération le comportement du travailleur pendant la manipulation. Néanmoins, lorsqu'un opérateur de transport intervient dans l'expédition régulière de chargements similaires d'année en année, il devient possible d'estimer les expositions à partir des opérations de transport normales en examinant les données d'exposition antérieures. Il est probable qu'un même type d'opérations de transport entreprises dans des conditions semblables donne des expositions semblables. Il est donc possible d'établir un rapport entre le nombre total de IT transportés et la dose reçue pendant la manutention et le transport. Par exemple, selon les résultats d'une étude britannique ayant trait au transport de générateurs de technétium, on a déterminé qu'il est improbable qu'un travailleur du transport qui manipule moins de 300 IT par an soit susceptible de recevoir une dose efficace supérieure à 1 mSv/an. Ce genre de rapport devrait néanmoins être employé avec prudence et devrait être justifié selon chaque procédure de travail.

L'évaluation de la dose annuelle des travailleurs et du public devrait être basée sur la mesure directe du

débit de dose, ou sur des calculs y compris des évaluations de la durée annuelle d'exposition à diverses distances du colis.

3.2 RPP existants

3.2.1 Un RPP pour le transport maritime

La Réglementation du Transport de l'AIEA, Recueil de sûreté N° 6 édition de 1985 (révisée en 1990) recommande l'établissement d'un programme de radioprotection pour des bateaux d'utilisation spéciale (para. 472). Quelques indications sur cette exigence sont offertes dans le Recueil Sûreté 37 (para. A-472), et un exemple de programme de radioprotection est donné en Annexe VIII de cet ouvrage à titre consultatif. Le programme en exemple concerne un bâtiment transportant exclusivement du combustible irradié. Les éléments couverts par ce programme sont les suivants :

- Système de protection contre les rayonnements
- L'Organisation du contrôle de la sûreté
- Mesure des rayonnements
- Mesures à prendre concernant les colis
- Port de dosimètres personnels
- Estimation de la dose d'exposition due au rayonnement externe
- Restriction d'accès aux zones
- Marquage des zones de travail
- Respect des objectifs de dose
- Contrôle de contamination des outils
- Détection de la contamination, et décontamination
- Gestion des outils contaminés

Bien que le contenu de ce programme soit spécifique au transport maritime, il existe néanmoins plusieurs éléments qui pourraient être appliqués raisonnablement pour les opérations de transport traitant les expéditions de matières radioactives par d'autres modes.

3.2.2 Etat actuel des dispositions et exigences radiologiquement pertinentes

Les règlements modaux en vigueur comportent plusieurs dispositions et exigences ayant trait à la radioprotection ainsi qu'à l'optimisation de la protection. Elles couvrent :

- le débit de dose maximal admissible autour des colis et des moyens de transport
- les distances de séparation entre les colis de matières radioactives et les zones de travail régulièrement occupées, ou les zones où le public a un accès régulier, ainsi que pour les matières radiosensibles, par exemple, le film photographique non développé
- les limites maximales admissibles de contamination surfacique
- les dispositions des interventions d'urgence
- l'information et la formation
- les exigences d'assurance de la qualité

Par conséquent, ces dispositions et exigences sont régulièrement mises en œuvre et se traduisent de façons diverses dans les exigences de radioprotection et les procédures des opérateurs pour tous les modes de transport, cf. Annexe 2. Néanmoins dans les règlements modaux actuels on ne trouve pas d'exigence sur :

- l'optimisation de la radioprotection (ALARA)

- la mise en oeuvre et l'application des contraintes de dose
- la description des organisations de radioprotection et les responsabilités au niveau de l'opérateur
- l'évaluation de dose détaillée
- la documentation sur des dispositions mise en œuvre pour la radioprotection.

La mise en place de Programmes de protection radiologique (RPP) en matière de transport des matières radioactives est une nouvelle exigence et a été introduite dans la dernière édition des Règlements AIEA pour la sûreté du Transport des Matières Radioactives, Edition de 1996 (révisé en 2000). L'application de cette réglementation est prévue pour l'année 2001 environ, et par conséquent, ce n'est que récemment que les opérateurs [et] transporteurs ont commencé à prendre en compte ces exigences. Néanmoins, il est évident que certaines des nouvelles exigences et dispositions sont déjà appliquées ordinairement depuis plusieurs années dans l'industrie du transport, sous forme de consignes de travail ou procédures opérationnelles écrites (voir l'Annexe 2). Cependant, les enquêtes préliminaires indiquent que des RPP complets de transport, faisant ressortir les nouvelles dispositions des Règlements ne sont pas encore largement développées ni appliquées par les expéditeurs ou les transporteurs.

Pour les opérateurs de sites mettant en oeuvre des matières radioactives, l'élaboration d'un RPP spécifique au transport implique généralement la synthèse des dispositions existantes. Dans le cas d'un expéditeur qui produit et manipule régulièrement des matières radioactives, le RPP de l'établissement devrait être suffisamment détaillé pour que tous les travailleurs entrant en contact avec les matières radioactives soient suffisamment protégés. Ce sera aussi le cas pour les destinataires recevant de la matière. En général, les destinataires et les expéditeurs sont déjà soumis à l'établissement d'un RPP dont le contrôle est soumis à un organisme chargé de délivrer une autorisation d'exploitation. Ce RPP est censé couvrir aussi les opérations de transport ayant lieu entièrement à l'intérieur de l'établissement. Les transporteurs sont tenus d'avoir des dispositions d'urgence en cas d'accidents lors du transport des matières radioactives, mais très peu de transporteur spécialisé ont élaboré des dispositions pour couvrir les aspects plus larges de la protection radiologique. A cet égard, ce sont donc les transporteurs qui ont la tâche la plus lourde concernant l'élaboration de RPP complets, et par conséquent, le plus grand besoin de conseils.

4. LES PROGRAMMES DE RADIOPROTECTION POUR LE TRANSPORT

Le développement et l'application d'un programme de radioprotection (RPP) systématique et structuré exige que plusieurs considérations de radioprotection soient prises en compte. Bien que les RPP traitent principalement de la protection des travailleurs du transport et du public, dans l'élaboration et l'application d'un RPP on mettra généralement l'accent sur des considérations de radioprotection relatives aux professionnels. Ce glissement de priorité traduit l'observation que le respect des exigences de confinement et d'intégrité des colis, inscrites dans les Règlements, aboutit généralement à ce que les doses pour les membres du public soient considérablement en dessous des expositions au rayonnement encourues par les travailleurs du transport. Donc l'attention principale se portera généralement sur la sûreté et la protection des travailleurs du transport, au niveau des opérations de transport de matières radioactives.

Une considération complémentaire relative au développement et à l'application d'un RPP en matière de transport tient au fait qu'un RPP doit être établi dans le cadre des contrôles réglementaires en vigueur ainsi que des exigences de protection et de sûreté. En particulier, les Règlements attribuent certains devoirs et responsabilités aux opérateurs et à l'autorité compétente. C'est une exigence fondamentale pour la sûreté du transport que l'obligation de fournir de façon adéquate un colisage, un étiquetage, un marquage, la pose de plaques, la notification des autorités compétentes ainsi que la documentation, avec les informations concernant le chargement, l'arrimage et le déchargement pour le transporteur. Ces

responsabilités incombent à l'expéditeur. Le transporteur est responsable de la sûreté du transport de la matière radioactive quand elle est sous sa responsabilité. L'obligation de sûreté en ce qui concerne les actions du transporteur se limite essentiellement au respect des directives émises par l'expéditeur, ainsi que la pose correcte de plaques, à la mise en sûreté de ses moyens de transport et à l'application des consignes d'urgence. Les principaux devoirs des opérateurs, c'est-à-dire l'expéditeur, le transporteur ou le destinataire, sont complétés par l'obligation pour l'autorité compétente d'assurer et de faire observer l'ensemble des exigences réglementaires pertinentes, par le biais de vérifications indépendantes (paragraphe 311 du TS-R-1). L'autorité compétente doit assurer également la protection des travailleurs ainsi que la santé publique, y compris lors des incidents ou accidents, en organisant l'évaluation périodique des doses reçues par les opérateurs du transport et le public (cf. paragraphe 304 du TS-R-1 et TS-G-1).

Les chapitres précédents ont donné les grandes lignes quant aux idées principales et éléments fonctionnels à prendre en compte dans un programme de radioprotection pour le transport. Ces aspects seront repris ci-après en fonction des principales exigences réglementaires portant sur ces sujets, ainsi que les conditions rencontrées typiquement en matière de transport de matières radioactives :

Chaque élément fonctionnel du programme doit être documenté. La documentation justifie l'efficacité du programme, et elle peut être employée pour démontrer aux travailleurs la sûreté du lieu de travail.

4.1 Portée du programme

La première étape dans l'élaboration d'un RPP est de définir le champ ou le domaine d'application du RPP. Par conséquent, une description du type, de la nature et du volume des matières radioactives transportées, ainsi que la valeur des doses individuelles survenant du fait des opérations de transport, le nombre de travailleurs potentiellement impliqués et le type et la durée des opérations couvertes par le programme représentent les données essentielles en matière de documentation du programme. Elles permettent à l'opérateur d'identifier et de définir les dispositions de radioprotection nécessaires et ainsi aider l'autorité compétente à évaluer l'adéquation des moyens de protection et les dispositions de sûreté mises en œuvre dans le cadre du programme.

La description du programme de transport fournit aussi une indication des mesures de protection nécessaires pour remplir l'obligation d'optimisation et de limitation de la dose individuelle contenue dans les Règlements, ainsi que les bases de classification pour les travailleurs, les dispositions opérationnelles de radioprotection nécessaires, et le programme de surveillance à mettre en œuvre dans le cadre du RPP.

4.2 Attribution des rôles et responsabilités pour la mise en oeuvre du programme au niveau de l'opérateur

La structure législative et le cadre réglementaire en vigueur dans un pays pour la sûreté du transport de matières radioactives attribue généralement aux parties (opérateurs) impliquées dans le transport de matières radioactives, des obligations spécifiques concernant la conformité à certains objectifs, devoirs, exigences et procédures ayant trait à la sûreté et à la protection. Certains de ces devoirs et procédures peuvent être développés par les structures de transport, tandis que certains autres sont initiés par des organismes de réglementation ou de normalisation.

Il est du ressort principal de la direction de l'organisme de transport (opérateur), que les objectifs de sûreté soient définis et documentés, et que les obligations et responsabilités soient correctement définies. Ceci passe par l'adoption de structures et d'une politique de gestion adéquates, ainsi que de dispositions organisationnelles adaptées aux opérations de transport prévues ainsi qu'à la nature et l'importance des dangers associés. Il doit également exister des dispositions permettant périodiquement de mesurer, réviser et vérifier les performances d'hygiène et de sûreté par rapport aux normes de performance prédéterminées.

Les principaux critères d'organisation et de maîtrise ainsi que les bases pour la réalisation d'un programme de radioprotection efficace et sain (RPP) sont évalués ailleurs (Kathren, 1982). Selon le cas, ils peuvent comprendre les éléments suivants :

- l'engagement de la direction dans l'optimisation de la sûreté et de la protection,
- l'indépendance des personnes en charge de gestion des RPP, par rapport aux fonctions d'opérations, de recherche et d'ingénierie,
- un niveau hiérarchique de compte-rendu suffisamment élevé pour les questions de radioprotection,
- une désignation formalisée des responsabilités en matière de radioprotection,
- des dispositions organisationnelles entraînant la révision périodique des objectifs de radioprotection (évaluation de performance),
- une délégation adéquate du pouvoir décisionnel au personnel chargé de la radioprotection,
- suffisamment de personnel, de matériel et de fonds pour la réalisation des objectifs de radioprotection.

La structure de gestion devrait refléter l'engagement de la direction en matière de sûreté, par des engagements sur des objectifs et par un soutien sans ambiguïté pour ceux qui ont une responsabilité directe dans la radioprotection et la sûreté sur le lieu de travail et dans le domaine public. Les dispositions organisationnelles devraient clairement identifier et documenter les rôles et responsabilités des divers acteurs, ainsi que les fonctions à remplir par ces derniers, et s'assurer qu'une infrastructure adaptée ainsi que des ressources nécessaires sont disponibles. C'est-à-dire en mettant à disposition - lorsque les circonstances le nécessitent - des installations, du personnel convenablement qualifié, du matériel, de la formation, des mécanismes de retour d'information ainsi que l'autorité nécessaire à l'exécution desdites activités en conformité avec l'ensemble des contraintes législatives, réglementaires ainsi que des procédures opérationnelles.

L'exécution des fonctions administratives et opérationnelles, y compris l'élaboration et l'application d'un RPP, peut être confiée à un expert externe ayant les qualifications nécessaires (par exemple, un agent de radioprotection ou de sûreté), ou à des organisations spécialisées ayant une délégation pour exécuter des actions ou des tâches ayant un rapport avec les obligations de sûreté requises. Cependant, la responsabilité finale pour assurer la conformité avec l'ensemble des règlements, décrets, directives et ordonnances pertinents repose sur l'organisme de transport.

Il est également reconnu que les travailleurs peuvent par leur action contribuer à leur protection et à la sûreté ainsi qu'à celles des autres individus dans l'environnement du travail (BSS, para. 1.10 [26]). Certaines responsabilités incombent ainsi à la fois aux travailleurs et aux organismes de transport ou employeurs, afin de répondre aux objectifs de radioprotection. Les travailleurs sont en particulier responsables du respect de l'ensemble des procédures de sûreté, et de la bonne exécution de leurs tâches, de même que du retour d'expérience pour la remontée de tous les événements ou anomalies ayant trait à la sûreté et la protection.

Le document CIPR N° 60 (1990), paragraphes 226–293 [25] contient d'avantage de recommandations sur l'organisation de l'opérateur, pour l'aider dans la mise en oeuvre pratique d'un RPP par sa direction afin de répondre à ses obligations et devoirs pour assurer qu'un niveau approprié de protection est établi et maintenu.

4.3 Évaluation de dose

L'analyse et l'évaluation des doses est une question essentielle dans le cadre de RPP et concerne deux questions de radioprotection fondamentales :

- *l'analyse et l'évaluation préalable de dose* pour les travailleurs et le public, afin de s'assurer dans la phase pre-opérationnelle de transport que l'ensemble des mesures de protection ont été prises en compte. Son but est de décrire, aussi précisément que nécessaire, l'impact radiologique qui peut être associé aux opérations de transport concernant des expéditions de matières radioactives. Les résultats de cette évaluation gouvernent plusieurs autres éléments fonctionnels du programme ainsi que des exigences ayant trait à la sûreté. En particulier, selon besoin, il peut s'agir :
 - a) d'identifier les causes occasionnant les expositions courantes (sans incidents) ainsi que les expositions potentielles, raisonnables et prévisibles (c'est-à-dire des doses relatives à un accident),
 - b) de produire - selon besoin - une évaluation raisonnablement précise de la dose attendue pour les individus ainsi que la fréquence des expositions potentielles (accidents)
 - c) d'aider à satisfaire aux principes de radioprotection contenus dans les Règlements, y compris l'optimisation de la radioprotection;
- *la surveillance des rayonnements et/ou l'évaluation de la dose*, afin de démontrer la conformité avec l'ensemble des normes et critères radiologiques applicables pendant le transport, donc de cette façon d'établir et de maintenir la confiance et la pérennité dans les règles de l'art.

L'analyse et l'évaluation des doses doivent principalement tenir compte des expositions courantes, et des expositions potentielles des travailleurs et du public; mais pour les raisons citées plus haut, les mesures de contrôle de rayonnement mettent généralement l'accent sur les expositions visant les travailleurs. Le niveau d'effort et de détail accordé à cette l'évaluation des doses devrait être en rapport avec le programme de transport et la valeur des doses de transport courantes et potentielles. Dans d'autres termes, une approche progressive devrait être employée pour l'analyse et l'évaluation des doses. Dans certains cas, la surveillance individuelle des doses peut être retenue pour quelques travailleurs. Pour l'évaluation et la surveillance des doses, les Règlements (paragraphe 305 du TS-R-1) définissent trois catégories d'exposition de personnel. Cependant, le contrôle des rayonnements pour la population générale est considérée généralement comme n'étant ni justifiée, ni réalisable.

Pour l'estimation et l'évaluation des doses de rayonnement, il est nécessaire de prendre en compte le type du colis, sa catégorie ainsi que le volume transporté. Pour le transport courant, le débit de dose externe du colis est important, et la catégorie du colis en fournit une indication. Cependant, dans les conditions d'accident, l'élément important est le type de colis, (excepté, industriel, Type A, Type B ou Type C). Par exemple, les colis de type excepté, industriel et de Type A ne sont pas tenus de supporter des impacts mécaniques sévères ou des charges thermiques qui peuvent survenir lors d'un accident. Par contre, les colis de Type B et de Type C doivent supporter tous des accidents sévères.

Pour l'évaluation des doses attendues pour les individus, liées aux opérations de transport courant, et pour l'identification des mesures de protection requises, il existe principalement plusieurs approches. Dans la mesure du possible, le recours aux données de surveillance (historique) des doses de transport sera la méthode préférée lorsque des données représentatives d'expositions professionnelles sont disponibles. Il s'agit de données d'exposition pour le même type d'opérations de transport, ou le même genre d'activités, entreprises dans des conditions semblables.

Plusieurs études ont été menées afin d'établir le rapport entre le nombre total des IT à transporter ou à manipuler par un opérateur (par exemple, une société d'expédition), et la dose reçue par les travailleurs. Ce rapport peut servir pour déterminer la dose par unité d'IT des activités bien dirigées pour certaines opérations spécifiques, et pour déterminer une valeur limite supérieure pour le nombre

d'IT transportés en une année, en dessous de laquelle il y aurait peu de probabilité que la dose travailleur ne dépasse une valeur de 1 mSv/an. De telles données seraient très utiles, mais comme il a été énoncé au paragraphe 3.1, des enquêtes supplémentaires seront nécessaires afin de déterminer un rapport entre la dose et le IT.

Les intensités de rayonnement externes pour les catégories de colis "exceptés" et "Industriel" sont si faibles que l'on considère généralement que ces colis peuvent être maniés sans restrictions opérationnelles; de ce fait, une évaluation des doses explicite pourra ne pas être exigée pour les opérations ayant trait exclusivement aux colis d'intensité de rayonnement faible. De même, les opérations ayant trait à peu de colis de catégorie II ou de catégorie III jaune tel que décrits ci-après, peuvent être exemptées de l'obligation d'évaluation de doses détaillées.

L'intensité de rayonnement externe pour les colis et moyens de transport est limitée par les Règlements à certaines valeurs maximales. Par exemple, les débits de dose pour diverses catégories de colis sont indiquées au Tableau 2. Pour les moyens de transport, les maxima pour les débits de dose externes dans les conditions de transport courantes ne doivent pas dépasser 2 mSv/h et 0.1 mSv/h à la surface externe et à 2 m de la surface externe du moyen de transport, respectivement.

En prenant en considération le rapport entre la dose et l'IT, tel que cité précédemment, il est possible d'obtenir le nombre de colis représentant une dose reçue par le personnel de moins de 1 mSv par an (se reporter au Tableau 3).

Tableau 2 : Débit de dose maximal et IT pour les catégories de colis

<u>Catégorie de colis</u>	<u>Débit maximal de dose sur la surface de l'emballage (mSv/h)</u>	<u>IT maximal</u>
Exclu	≤ 0.005	
I–Blanc	≤ 0.005	0
II–Jaune	0.005 à 0.5	0 à 1
III–Jaune	0.5 à 2.0	1 à 10
III - Jaune + usage exclusif	2 à 10.0	> 10

Tableau 3: Nombre minimal de colis à manipuler donnant lieu à des doses professionnelles individuelles de moins de 1 mSv/an

<u>Nombre minimal de colis donnant lieu à des expositions professionnelles individuelles de moins de 1 mSv/an</u>		
<u>Catégorie de colis</u>	<u>Scénario d'exposition : pour chaque colis, le travailleur passe 30 mn à une distance de 1 mètre</u>	<u>Scénario d'exposition : pour chaque colis, le travailleur passe 5 mn au contact et 25 mn à une distance de 1 mètre</u>
Catégorie I	4000	1600
Catégorie II	200	40**
Catégorie III	20	7***
Catégorie III + usage exclusif	0	0

* Quand le TI mesuré ne dépasse pas 0.05, la valeur citée peut être zéro.

** 40 colis avec un débit de dose moyen de 0,25 mSv/h au contact et TI=1

*** 7 colis avec un débit de dose moyen de 1,25 mSv/h au contact et TI=10

Pour les opérations exécutées à d'autres distances, les opérateurs pourraient se servir de la formule approximative suivante (loi de l'inverse des carrés) exprimant le rapport de distance à une source réduite :

$$I = I_0 \times (d_0/d)^2$$

dans laquelle :

I : débit de dose à d mètres de la source

I₀ : débit de dose à d₀ mètres de la source

NOTA : L'emploi de la méthode de l'inverse des carrés de la distance se limite aux géométries ponctuelles; la méthode s'applique également à de grandes distances d'une source de rayonnement de grandes dimensions.

Lorsque des données empiriques représentatives d'expositions ne sont pas disponibles (par exemple, en cas de changement significatif du programme de transport d'un opérateur), l'analyse et l'évaluation des doses doivent être basées sur quelques méthodes alternatives, y compris la combinaison de mesures de rayonnement et d'évaluation des doses. Les éléments principaux conditionnant les doses "transport" des travailleurs et du public doivent être identifiés et comprendre généralement trois paramètres fondamentaux :

- la durée d'exposition,
- la distance séparant la source du rayonnement (colis) de l'individu,
- l'écran de protection entre la source du rayonnement et les personnes exposées.

Ces dits paramètres ont été modélisés pour certaines configurations standards récepteurs-ponctuels (par exemple, des sources ponctuelles fixes ou en mouvement, ou des colis émettant un rayonnement), et incorporés dans des programmes informatiques (codes informatisés d'estimation de risques de transport, tels RADTRAN 4 ou INTERTRAN2 [34]). De telles approches de modélisation peuvent fournir une estimation conservatrice de la dose externe dû au transport pour les personnes. Elles offrent une approche simple pour l'évaluation des doses quand les doses encourues par les personnes ne représentent qu'une petite fraction de la limite de dose applicable (se reporter au Tableau 3).

Cependant, il convient de se rappeler que concernant les configurations source-récepteur et les modèles d'exposition plus complexes, la disponibilité de méthodes approuvées et simples d'estimation visant à quantifier les doses de rayonnement externe pour les travailleurs et le public reste très limitée.

Lorsque pour les personnes, les doses provenant des opérations de transport représentent une fraction importante des doses limites correspondantes ou s'en approchent, l'évaluation de dose peut nécessiter une plus grande précision. Cela nécessite en général l'application de techniques d'évaluation plus sophistiquées qui décrivent la puissance de la source de radiation, le transit des radiations dans l'air et les matériaux de protection, l'orientation du corps dans le champ de rayonnement ainsi que la durée d'exposition, afin de s'assurer que pour les travailleurs et le public, les doses sont inférieures aux limites réglementaires et sont maintenues aussi faibles que raisonnablement possible. Des dispositions sanitaires peuvent s'appliquer à des types de radiations autres que gamma, comme par exemple les radiations alpha, bêta et neutroniques. Des outils d'évaluation évolués qui peuvent parfois être utilisés pour les problèmes de radiation liés au transport, incluent, par exemple, le logiciel d'analyse du rayonnement "MicroShield" et pour les géométries complexes, les codes à trois dimensions MCNP, MERCURE ou TRIPOLI. Lorsque nécessaire, ces dispositions peuvent être complétées par le contrôle des données de radioactivité aérienne et de contamination de surface, afin de permettre l'évaluation de la dose interne potentielle. Néanmoins, les approches et modèles employés dans l'estimation de

l'exposition interne sont généralement plus complexes que celles utilisées pour l'exposition externe (voir l'Annexe 3).

Pour les opérations de transport pouvant provoquer un rayonnement ou des niveaux de contamination significatifs, les Règlements exigent un contrôle systématique du lieu de travail ou de la dose individuelle quand cela est nécessaire et réalisable, en fonction de la classification des travailleurs. Le but du contrôle systématique est de démontrer que les conditions de fonctionnement et d'opérations restent satisfaisantes et que l'ensemble des règlements applicables ont été respectés (cf. Document CIPR n°75, 1997 [25]). Les RPP sont donc plutôt de nature corroboratifs.

Le Tableau 7 propose une classification des contrôles de radioprotection à mettre en oeuvre et à appliquer dans le cadre d'un RPP, selon le type et la diversité des matières ainsi que des colis manipulés et transportés. La classification proposée définit trois catégories de programmes, ainsi que les obligations et dispositions associées de protection, à prendre en compte lors des opérations de transport, en fonction des doses de rayonnement prévisibles encourues par les travailleurs du transport.

La première catégorie de programmes de transport concernant les opérations de transport ayant trait essentiellement à des colis peu irradiant, c'est-à-dire pour les catégories "exemptées" et les colis I-blancs, ou à un nombre limité de colis avec un IT plus élevé, occasionnant des doses pour les travailleurs de transport vraisemblablement ne dépassant pas 1 mSv/an. Les mesures de protection applicables, ainsi que les contrôles pour limiter la dose de rayonnement aux travailleurs et au public pour cette catégorie de programmes de transport, sont représentatives des exigences de radioprotection rencontrées majoritairement dans les opérations de transport et les entreprises les plus petites. Compte tenu des risques très faibles d'irradiation, il n'existe aucun besoin particulier pour une optimisation formalisée, ni pour l'évaluation de l'exposition public ou potentielle, ni pour la surveillance de dose professionnelle.

Les deuxième et troisième catégories de programme de transport concernent les opérations de transport majeures, c'est-à-dire l'expédition et le maniement de grands nombres de colis ou de matières radioactives diverses, y compris des matières fissiles, occasionnant pour les travailleurs des expositions probablement supérieures à 1 mSv/an. Les mesures de protection opérationnelles ainsi que les procédures prises en compte dans cette catégorie de programme de transport doivent être proportionnelles aux dangers spécifiques et aux conditions de transport correspondantes (les dispositions de radioprotection d'un grand centre de redistribution de colis sont vraisemblablement très différentes de celles nécessaires à un laboratoire de radio-isotope pour la préparation, le chargement et l'envoi de colis de matières radioactives). Un tel programme doit inclure en particulier l'optimisation de la radioprotection, la surveillance des doses des travailleurs, la tenue de registres de doses, ainsi que des dispositions de surveillance de santé.

Dans la gamme des doses reçues par le personnel entre 1 et 6 mSv/an, l'évaluation de dose personnelle peut reposer sur la surveillance individuelle ou la surveillance du lieu de travail, c'est-à-dire sur une estimation de l'exposition professionnelle à partir des résultats du contrôle du lieu de travail et des informations concernant le lieu et la durée de l'exposition pour le travailleur individuel ou pour un groupe de travailleurs. Dans la catégorie des travailleurs pour lesquels la dose évaluée est censée dépasser les 6 mSv/an, le contrôle individuel du personnel de transport est obligatoire.

Le programme de contrôle d'un organisme de transport doit être conçu sur la base de l'évaluation radiologique antérieure et avec prise en compte des exigences réglementaires locales ou nationales. La fréquence et l'ampleur des mesures dépendent de plusieurs facteurs, y compris le type d'opérations, le niveau, la probabilité et la variation possible des niveaux d'exposition ou de contamination, et d'autres paramètres et exigences opérationnels. Les programmes de surveillance peuvent se référer à plusieurs paramètres radiologiquement pertinents, y compris l'exposition externe, l'exposition interne et la contamination de la peau. La surveillance individuelle est, sauf quelques rares exceptions, généralement limitée à l'exposition externe au rayonnement.

Pour les expositions non uniformes, il peut être nécessaire à de rares occasions de porter des dosimètres additionnels pour les parties critiques du corps (par exemple, les mains ou les doigts). L'équipement à utiliser dans le programme de surveillance individuelle doit être adapté aux types de rayonnements rencontrés pendant les opérations de transport, et étalonné afin de correspondre aux niveaux de performance appropriés.

Pour des renseignements complémentaires sur les concepts principaux d'évaluation de la dose ainsi que sur les listes des coefficients de conversion de dose correspondant aux expositions internes et externes des travailleurs et du public, il convient de se reporter aux documents suivants : CIPR Publication 68 (1994), CIPR Publication 72 (1996) [25], European Council Directive 96/29/Euratom (1996), Draft Advisory Material of the AIEA Transport Regulations, App. II (TS-G-1, 2000), et la AIEA Safety Guide N° RS-G-1.2 (1999) et N° RS-G-1.3 (1999).

Il est entendu qu'à l'exception de situations de transport très rares, l'évaluation des expositions "public" et potentielles n'est pas justifiée dans un programme de radioprotection pour le transport lorsque la sûreté et la radioprotection en matière de transport sont sujettes à optimisation et lorsque des dispositions appropriées visant les interventions d'urgence pour les incidents potentiels et les accidents sont en vigueur.

Il est aussi reconnu que les résultats d'évaluation de dose ayant trait aux opérations de transport de matières radioactives d'un seul opérateur peuvent être trompeurs quant à l'impact radiologique correspondant à la totalité des opérations de transport. La protection et le bien-être du public dans une région donnée ou sur un itinéraire de transport donné doivent être assurés pour la gamme entière des activités de transport dans une région ou sur un itinéraire de transport. Ces activités peuvent être le résultat d'un large éventail d'opérations impliquant une multitude de structures de transport différentes opérant dans cette localité ou région. Cependant, il serait hors des obligations et des possibilités d'une seule organisation d'expédition (en particulier lorsqu'il s'agit des opérateurs les plus petits) de démontrer que pour le public les doses dues à l'effet cumulé d'opérations de transport multiples impliquant de nombreux expéditeurs sur un itinéraire donné ou dans une région donnée, correspondent aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre. Faire une déclaration honnête et argumentée concernant l'impact radiologique global exigerait l'entière connaissance du type et du nombre des expéditions de l'ensemble des matières radioactives sur cet itinéraire ou dans cette région; or ce genre d'informations n'est pas habituellement disponible pour un seul organisme de transport, et plus difficile encore à acquérir. Devant une telle situation, et conformément aux dispositions des Règlements (para. 304 du TS-R-1) il serait possible d'exiger les autorités compétentes d'organiser une collecte périodique des données correspondantes en vue de l'évaluation des doses aux personnes, afin de s'assurer que l'impact radiologique global correspondant au transport, est conforme aux principes de sûreté indiqués dans les Règlements de transport.

Classification des travailleurs

Afin de conserver les doses en dessous des limites correspondantes, les Règlements (para. 305 du TS-R-1), définissent trois catégories d'exposition professionnelle, pour la surveillance et évaluation de dose :

- La première catégorie établit une gamme d'exposition où la dose efficace évaluée a peu de probabilité de dépasser 1 mSv/an. Très peu est à faire dans cette gamme de doses pour évaluer et contrôler la dose.
- La deuxième catégorie établit une gamme d'exposition où il est possible que la dose efficace évaluée soit entre 1 et 6 mSv/an. Dans cette gamme de doses, un programme d'évaluation de dose est préconisée, au moyen d'un contrôle du lieu de travail ou d'un contrôle de dose individuel.
- La troisième catégorie établit une gamme d'exposition où il est possible que la dose efficace évaluée dépasse 6 mSv/an. Dans cette catégorie de dose, le contrôle individuel du personnel de transport est obligatoire.

La classification des travailleurs individuels au sein du RPP sera basée généralement sur les résultats de l'évaluation de doses antérieures comme précisée précédemment.

Contrôle du lieu de travail, des colis, de la contamination et du personnel

- Contrôle du rayonnements des colis

Des mesures du rayonnement à la surface et à une certaine distance des colis et des moyens de transport sont nécessaires, et doivent être spécifiées dans le RPP, pour s'assurer que les limites réglementaires des intensités de rayonnement et de contamination sont respectées. Le RPP doit identifier les critères applicables pour le contrôle de la dose et de la contamination des colis, des moyens de transport et des matériels employés par un organisme intervenant dans le transport, et donner les grandes lignes concernant le type et l'ampleur du programme de contrôle du rayonnement et de la contamination. En particulier, la nature et la fréquence des mesures de rayonnement et de contamination doivent être précisées.

L'équipement à utiliser doit être adapté aux types de rayonnement rencontrés, et être étalonné pour satisfaire les normes de performance appropriées.

- Contrôle du lieu de travail

Le contrôle du lieu de travail consiste en des mesures prises dans l'environnement de travail et peut s'agir - selon le cas - du rayonnement externe, de la contamination de l'air ou de la contamination de surface. Le contrôle systématique peut être nécessaire dans les environnements de travail, à la fois pour démontrer que les conditions de travail restent satisfaisantes, et pour satisfaire aux exigences réglementaires. Ces mesures peuvent également - selon le cas - être prises dans les bâtiments de stockage et dans les camions, avions, navires etc. La nature et la fréquence du contrôle du lieu de travail doivent être basées sur le résultat de l'évaluation radiologique antérieure mentionnée précédemment, avec prise en compte de l'ensemble des exigences réglementaires.

Quatre types d'appareils de surveillance peuvent être employés sur le lieu de travail [21] :

- les débitmètres, pour mesurer le débit de dose externe,
- les dosimètres, qui indiquent l'exposition externe cumulative,
- les contrôleurs de la contamination atmosphérique, et les détecteurs de gaz, qui indiquent la présence d'aérosols radioactifs ou de gaz dans l'atmosphère,
- les contrôleurs de contamination de surface, qui indiquent la présence de substances radioactives sur les surfaces (voir le paragraphe spécifique ci-dessous).

L'équipement à utiliser doit s'adapter aux types de rayonnement rencontrés, et être étalonné pour satisfaire les normes de performance appropriées.

Pour le contrôle de la contamination en suspension dans l'air, il est important de sélectionner le meilleur emplacement pour l'échantillonneur fixe, afin de permettre la prise d'un échantillon représentatif de l'air auquel le travailleur est exposé.

- Contrôle du travailleur

Lorsqu'il est nécessaire (voir le paragraphe concernant la classification des travailleurs), un aperçu du programme de contrôle de la dose individuelle fera partie du RPP. Il permet l'attribution d'une valeur d'exposition externe ou interne, à un individu [22]. Celle-ci peut être basée soit sur des appareils de contrôle portés par les travailleurs individuels, tel que les dosimètres pour le rayonnement externe, ou sur des mesures de quantités de matières radioactives sur ou dans leurs corps, tel que la spectrométrie ou l'analyse biologique. Comme il a été noté ci-dessus, le contrôle de contamination de la peau peut aussi être exigée.

Les programmes de contrôle personnel peuvent être employés pour confirmer le classement des travailleurs, et pour démontrer la conformité avec les principes de radioprotection correspondants visant la limitation et l'optimisation de dose.

L'équipement à utiliser et - selon besoin - le type d'analyse biologique à exécuter, doivent être adaptés aux types de rayonnement rencontrés, et être étalonnés afin de satisfaire aux niveaux de performance appropriés.

- Documentation et archivage

Les dossiers d'évaluation de dose sont à fournir régulièrement, et peuvent servir pour vérifier que le contrôle a été exécuté correctement et à la fréquence exigée. Le type et l'ampleur des dossiers, ainsi que leur période de rétention, dépendent en large mesure des conditions locales et des exigences administratives et légales correspondantes. Ils doivent contenir des informations concernant la matière, les radionucléides ainsi que les colis concernés, le type de mesure et la méthode d'évaluation. Ils devraient permettre d'obtenir les doses annuelles externes et internes. Etablir des dossiers d'estimation de dose implique la nécessité d'établir les niveaux d'enregistrement au-delà desquels les valeurs de dose, d'exposition ou d'incorporation des travailleurs seront notées dans les dossiers d'exposition individuels.

4.4 Evaluation de la contamination de surface

La manutention et l'utilisation de matières radioactives, y compris leur transport, comporte des risques de contamination radioactive de surfaces dans les zones de travail, sur les colis, les équipements, les moyens de transport, ainsi que sur le personnel; cette contamination peut entraîner une dispersion incontrôlée de la radioactivité dans l'environnement de travail et le domaine public. Le type et la probabilité de la contamination de surface en matière de transport reflètent à la fois le degré de confinement et l'efficacité des contrôles opérationnels, et dépendent du type et du niveau des opérations de transport. On sait que les colis de transport de combustible irradiés chargés en piscine sont plus vulnérables à la présence de contaminants radioactifs sur les surfaces que, par exemple, les colis contenant des sources radioactives scellées, et par conséquent ils exigent une surveillance plus intensive de la contamination de surface.

La majorité des colis sont sujet à des contrôles afin de garantir l'absence totale de contamination de surface; de ce fait, le contrôle pendant le transport n'est pas nécessaire. Cependant, si la contamination de surface est probable, afin de prévenir la dispersion de contaminants radioactifs et de s'assurer que ladite contamination reste aussi faible que possible dans les conditions de transport courant, et en deçà des limites prescrites, le contrôle systématique ou périodique de la contamination est nécessaire sur les surfaces des colis, les composants, les équipements, les moyens de transport et le personnel. Donc les programmes de contrôle de la contamination de surface aident de cette façon (a) à détecter les défauts de confinement ou les non-conformités avec les règles de l'art, et (b) à fournir des informations permettant d'organiser des programmes pour les expositions internes potentielles, ainsi que les mesures correctives visant les procédures opérationnelles. La fréquence de contrôle doit être proportionnelle au potentiel de contamination de surface pendant les opérations de transport.

Le RPP doit identifier les critères nécessaires pour le contrôle de la contamination de surface dans les zones de travail, sur les colis, les moyens de transport et équipements au sein de l'organisme de transport, et fournir un aperçu du type et de l'ampleur du programme de contrôle de la contamination à mettre en œuvre. La méthode classique de contrôle systématique de la contamination de surface consiste à contrôler une fraction représentative des surfaces dans une zone ou sur un colis, à une périodicité dictée par l'expérience. Cependant, le contrôle systématique des lieux de travail et des équipements pour détecter une contamination de surface n'est pas normalement nécessaire lorsque les sources de rayonnement en question sont scellées; néanmoins, ces sources peuvent nécessiter le contrôle périodique d'étanchéité (para. 192 de l'CIPR Publ. 75 [25]).

Les détails des techniques de contrôle dépendent en grande mesure du type de matière radioactive en question, les produits de fission, les isotopes etc.; par conséquent les appareils de contrôle nécessite une

sélection adéquate pour s'adapter aux types de rayonnement rencontrés, et ils doivent être étalonnés pour satisfaire aux normes de performance appropriées.

Les contaminomètres de surface (ou moniteurs) sont employés pour détecter la présence de substances radioactives sur les surfaces accessibles. Les mesures doivent être faites avec un instrument étalonné ayant une efficacité de détection prédéterminée pour le contaminant. Les mesures, en coups par seconde sont ensuite converties en Bq/cm^2 . Des précautions sont nécessaires dans la conversion de taux de comptage en activité surfacique, puisque plusieurs facteurs sont à prendre en compte, par exemple, l'efficacité du comptage, l'efficacité géométrique, ou l'étalonnage du compteur. La fraction de contamination enlevée de la surface par le frottis influe également sur le résultat définitif. La pratique courante est de supposer que la fraction de contamination de surface enlevée est de 10 %. Pour éviter la sous-estimation, l'énergie bêta de la source d'étalonnage employée pour un compteur ne doit pas être supérieure à l'énergie bêta du contaminant mesuré. Des procédures pourraient être trouvées pour démontrer la validité du facteur de conversion utilisé.

Selon le cas, les surfaces dans les zones de travail (établis, sols ...), les vêtements de protection, le corps, les colis d'expédition, les moyens de transport etc. font partie des surfaces à contrôler systématiquement; les résultats doivent être enregistrés. Le niveau de contamination sur les surfaces externes des colis doit être gardé au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre. La façon la plus efficace pour assurer ceci est d'éviter la contamination des surfaces. A cette fin, les méthodes de chargement, déchargement et manipulation doivent être revues constamment. Notez bien que si tous les colis avaient une contamination près des limites, la manutention et le stockage courants des colis pourraient mener à une concentration de contamination dans les zones de travail. Des contrôles sont nécessaires pour éviter une telle contamination dans les zones où les colis sont maniés régulièrement (para. 512 du TS-R-1).

4.5 Limites de dose, contraintes de dose, optimisation,

Les exigences de radioprotection, contenues dans le BSS [26], sous-jacentes à la réglementation du transport, mettent une limite de dose efficace pour les membres du public de 1mSv/an et pour les travailleurs de 20 mSv/an , moyennée sur cinq années consécutives. Ceci afin de s'assurer qu'aucun individu n'est exposé à un risque inacceptable dû à une exposition au rayonnement. En outre, les limites de dose exprimées en doses équivalentes pour le cristallin des yeux, les extrémités (les mains et les pieds) ainsi que la peau, sont précisées dans les BSS [26] (se reporter au Tableau 4). Les limites de dose efficace s'appliquent à la somme des doses efficaces externes et des doses efficaces engagées obtenues par incorporation dans la même période. Cependant, des limites de dose distinctes sont précisées pour les apprentis et les étudiants recevant une formation ou employant des sources pendant leurs études.

De plus la contamination non fixée et fixe ainsi que l'intensité du rayonnement autour du colis ou du le moyen de transport ne doit pas dépasser les limites indiquées aux Tableaux 5 et 6.

Tableau 4 : Limites de dose pour les travailleurs et les personnes du public selon la Réglementation de Transport de l'AIEA pour la sûreté du transport de matières radioactives - TS-R-1 (ST-1, modifié), 2000

	Limites de dose pour les individus (mSv/an)	
	Travailleurs	Personnes du public
Dose efficace annuelle	20 ^{a)}	1 ^{b)}
Equivalent de dose annuelle pour le cristallin de l'œil	150	15
Equivalent de dose annuelle pour les extrémités (mains et pieds) et la peau	500	50

a) Il s'agit de la dose efficace annuelle, moyennée sur cinq années consécutives, mais pas plus de 50 mSv en une même année

b) Dans les circonstances spéciales, une dose efficace jusqu'à 5 mSv en une même année peut être autorisée à condition que la dose moyenne sur cinq années consécutives ne dépasse pas 1 mSv par an selon BSS 115 (AIEA Saf. Ser. N° 115) [26].

Tableau 5 : Intensité maximale de rayonnement admissible pour les emballages et moyens de transport recevant des matières radioactives

	Intensité maximale de rayonnement admissible(mSv/h)			
	Saf. Ser. N° 6, 1990		TS-R-1, 2000,	
<u>Pour les colis : ^{a)}</u>	<u>à la surface</u>	<u>à 1 m</u>	<u>à la surface</u>	<u>à 1 m</u>
- Colis "exceptés"	0,005	---	0,005	---
- Autres emballages ^{b)}	2,0	0,1	2,0	0,1
<u>Pour les moyens de transport :</u>				
- Surface externe	2,0		2,0	
- à 2 m de la surface externe	0,1		0,1	
- Siège conducteur	0,02 ^{c)}		non mentionné	

a) Pour les expéditions à usage exclusif, l'intensité maximale de rayonnement ne doit pas dépasser 10 mSv/h en tous points de la surface externe du colis.

b) limites de dose applicables aux suremballages et conteneurs

c) A moins que les personnes soient équipées d'appareils de contrôle individuel

Tableau 6 : Débit maximal admissible de contamination de surface sur emballages et moyens de transport

<u>Débit maximal admissible de contamination de surface</u>				
	Saf. Ser. N° 6, 1990		TS-R-1, 2000,	
<u>Contamination non fixée :</u>	<u>Alpha</u>	<u>Bêta/Gamma b)</u>	<u>Alpha</u>	<u>Bêta/Gamma b)</u>
<u>a)</u>				
	0,04	0,4	0,4	4,0
- Colis “exceptés”	0,4	4,0	0,4	4,0
- Autres colis				
- Moyens de transports, équipements, conteneurs de transport,	0,4	4,0	0,4	4,0
<u>Contamination fixe</u>				
- Colis	non mentionné		non mentionné	
- Moyens de transports, équipements, conteneurs de transport	5 µSv/h		5 µSv/h	
a) Valeurs données en Bq/cm² moyennées sur toute superficie égale à 300 cm2.				
b) Ainsi que les émetteurs alpha à faible toxicité				

- Contraintes de dose et limites opérationnelles

Les contraintes de dose sont un élément important de la procédure d'optimisation dans la mesure où les valeurs de dose individuelle ayant trait aux opérations, limitent l'étendue des options de manipulation et d'expédition ainsi que les dispositions employées pour le transfert d'une matière radioactive entre l'expéditeur et la destination finale. Les contraintes de dose sont établies pour représenter une fraction de la limite de dose.

Un niveau de dose individuelle pourrait aussi être basé sur les doses de transport vraisemblablement encourues par d'opérations si elles sont bien conçues et bien dirigées. Cependant, l'acceptation générale de valeurs de contraintes de dose lors des opérations de transport semble difficile actuellement. D'où le besoin d'établir des orientations sur le choix de contraintes de dose appropriées pour les opérations de transport types.

Les limites prescrites réglementairement ainsi que les restrictions appliquées par les directions pour des opérations spécifiques dans le cadre du contrôle journalier des expositions, ne doivent pas être confondues avec les contraintes de dose tel que définies ci-dessus. Néanmoins, pour les conditions de transport courantes, les limites opérationnelles peuvent se montrer très efficaces dans le contrôle de l'exposition au rayonnement du personnel.

Lorsqu'une contrainte de dose a été dépassée, une évaluation doit être effectuée. Cependant, le non respect d'une contrainte de dose (ou de risque) ne constitue pas une infraction à une exigence légale. Le RPP peut avoir besoin de révision si l'évaluation détermine que des procédures de contrôle sont obsolètes. Lorsqu'une contrainte de dose est toujours respectée, on pourrait imaginer qu'il y a moins besoin d'une réduction de dose, mais l'optimisation de la dose reste une exigence intrinsèque.

- Optimisation de la protection (ALARA) :

L'optimisation de la protection est basée sur le principe que l'exposition au rayonnement ionisant à tout niveau, peu importe l'importance, car elle présente un niveau associé de risques pour la santé. Les cancers radio-induits et les maladies héréditaires sont les formes dominantes d'effets sur la santé dans une population exposée. Cette supposition implique que, à part l'exposition nulle, il n'existe aucun niveau

d'exposition au rayonnement qui soit complètement "sans danger".

Pour garantir un haut niveau de protection contre l'exposition au rayonnement, la Réglementation de Transport de l'AIEA a adopté le principe de sûreté par lequel, en ce qui concerne les activités encourageant une exposition, la radioprotection doit être optimisée afin de maintenir les expositions "aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre", c'est-à-dire, le principe dit d'ALARA.

La mise en oeuvre et l'application du principe ALARA pour les problèmes pratiques de radioprotection signifient généralement l'équilibrage entre les dépenses pour l'ensemble des mesures de protection (c'est-à-dire, en termes d'effort, temps, argent, matériel et autres ressources) prises pour assurer la réduction des risques radiologiques et la protection. Le niveau de protection est dit "optimisé" lorsque des dépenses supplémentaires ou des ressources complémentaires pour réduire les risques de rayonnement (ou le préjudice) ne seraient pas justifiées par les risques écartés par cet effort additionnel. La procédure d'optimisation doit être limitée par les restrictions de dose individuelle ("contraintes de dose"), ou le risque individuel dans le cas d'expositions potentielles ("contrainte de risque"), afin de limiter l'inégalité possible due au jugement économique et social inhérent dans le processus d'optimisation (para. 112 de l'CIPR Publ. 60 [25]).

Malgré l'attraction conceptuelle du principe d'optimisation, la mise en oeuvre et l'application ne sont pas toujours simples, et le processus peut impliquer la prise en considération de plusieurs autres facteurs. En particulier, l'optimisation formalisée et simultanée de la protection contre les expositions courantes ("normales") et les expositions potentielles ("accidents") est considérée problématique et, par conséquent, peut ne pas être applicable et/ou utile dans tous les cas. L'CIPR (cf. CIPR Publ. 76, 1995, paragraphe 62 [25]) et d'autre organismes (par exemple, NEA/OCDE, 1995), ont conclu que l'optimisation formalisée de la protection contre les expositions potentielles, telles, par exemple, celles attribuables aux événements survenant d'accidents de transport, est encore une question en grande partie non résolue, particulièrement en ce qui concerne les expositions potentielles découlant d'événements de faible probabilité mais lourds de conséquences.

Néanmoins, il faut reconnaître que beaucoup peut être accompli en matière d'optimisation de la protection, en particulier en ce qui concerne le contrôle ordinaire, à travers l'utilisation du jugement professionnel de la part de personnel qualifié, expérimenté et compétent. Les facteurs suivants doivent contribuer à déterminer si l'ensemble des mesures pratiques en vigueur en matière de protection a été pris en compte au niveau opérationnel (para. 92 de l'CIPR Publ. 75 [25]) :

(a) Le sens commun : ceci reflète l'expérience, les connaissances ainsi que l'exercice du jugement professionnel. Par exemple, un changement pratique impliquant un coût très faible mais qui réduit toutefois la dose, devrait probablement être appliqué même si les doses sont déjà faibles au départ.

(b) Les règles de l'art : celles-ci offrent une comparaison entre ce qui reste à accomplir, et ce qui a été accompli pour des installations ou activités semblables ou associées. Des précautions doivent être prises pour maintenir une certaine modération et s'assurer que des dépenses injustifiées ne deviennent pas la norme.

Sur le plan pratique, les principales actions et dispositions de radioprotection concernant l'utilisation, le maniement, le transport et la distribution de colis de matières radioactives peuvent être de nature diverses; toutefois, elles peuvent, par exemple, comporter les considérations techniques et organisationnelles ainsi que les exigences administratives suivantes :

- révision périodique des profils de dose individuelle et/ou collective, et comparaison avec les profils de doses calculées, afin d'identifier les problèmes possibles,

- mise en vigueur de distances de ségrégation appropriées,
- dispositifs de protection adéquates,
- instructions spécifiques pour la mise en place, le chargement, le déchargement et l'arrimage pour les colis à IT élevé,
- disponibilité et application des limites de dose opérationnelles,
- restrictions d'accès pour les zones contrôlées,
- application de programmes de travail pour minimiser les doses pour le personnel, par exemple, dispositions de rotation du travail en fonction de la dose professionnelle encourue,
- utilisation courante de matériel de levage et de déplacement des colis à distance,
- préconisation de conduite et d'itinéraire en fonction de la route et des conditions climatiques (minimisation des expositions potentielles),
- analyse consciencieuse des incidents et accidents.

Se reporter à la note technique AIEA-TECDOC-374 (1986) pour des données complémentaires concernant l'optimisation de la radioprotection pour le transport de matières radioactives. Néanmoins, les structures ou programmes de transport présentant des expositions professionnelles de moins de 1 mSv/an, peuvent être exemptés de l'exigence explicite de la mise en oeuvre formalisée du principe d'optimisation.

- Structure et analyse de retour d'expérience

Les leçons tirées du retour d'expérience ainsi que l'exploitation des informations obtenues sont des notions très importantes en matière de gestion d'hygiène et sûreté du travail. Donc la collecte d'informations pertinentes associant les opérations de transport, les mesures de rayonnement ainsi que les évaluations de dose peut se faire de façon structurée et peut être documentée. Cette analyse sera utile à des fins d'optimisation. L'analyse de retour d'information peut inclure des exemples où les niveaux d'investigation des doses, d'incorporation ou de contamination de surface ont été dépassés. Dans ces cas, une révision des dispositions de protection doit être commencée pour prendre en compte la cause des niveaux excédentaires, ainsi que les actions correctives prises. L'évaluation périodique (sur une base annuelle, par exemple) est utile. Les expériences d'autres organismes entreprenant un travail semblable peuvent être particulièrement utiles et doivent être considérées lorsque les conditions le permettent.

Des études de conditions d'accident ainsi que les moyens pour prévenir la récurrence sont nécessaires en plus des conditions de transport habituelles. L'objectif de cet effort est non seulement de déterminer les causes immédiates, mais - plus important - d'en identifier les causes initiales, ainsi que les implications pour la conception et le fonctionnement du système de sûreté du transport pour ce qui concerne l'hygiène et le sûreté du travail.

4.6 Distances de ségrégation et autres mesures de protection associées

- Distances de ségrégation

Depuis de nombreuses années, les distances de ségrégation font partie des règlements modaux. Pour le calcul des distances de ségrégation ou des débits de dose dans les zones occupées régulièrement, un niveau de dose respectif de 5 mSv/an et de 1 mSv/an pour les travailleurs et membres du public, a été employé. L'utilisation des distances de ségrégation de lui-même ne supprime pas la nécessité de procéder à l'évaluation exigée au paragraphe 305 de la réglementation (catégorisation des travailleurs par dose). A des fins pratiques, il peut être utile de prévoir dans le RPP, les distances de ségrégation pour certaines activités, ou des opérations spécifiques sous forme de tableau. La référence [23] fournit un exemple montrant comment déterminer les distances de ségrégation.

- Les dispositions de radioprotection

Les dispositions préventives et opérationnelles doivent être prises pendant les opérations de transport, afin de limiter l'exposition aux rayonnements des travailleurs et du public si nécessaire. Ceci pourra comprendre :

- la mise en oeuvre de consignes de travail spécifiques,
- des dispositions de protection adéquates,
- des mesures de protection tel que le port de vêtements protecteurs personnels, gants etc.,
- l'utilisation courante de matériel de télémanutention.

Les dispositions de radioprotection adoptées dans le RPP doivent résulter de l'évaluation radiologique préalable décrite précédemment, et doivent à terme être modifiées en fonction des résultats de l'analyse du retour d'information. Les actions de protection prises permettent de diminuer le temps d'exposition et/ou de séparer physiquement la source de rayonnement du travailleur d'une distance aussi grande que possible, afin d'éviter ou de réduire l'exposition au rayonnement externe et à l'incorporation, à l'aide de dispositions de protection, vêtements protecteurs personnels, matériel de secours etc.

Il est, cependant, essentiel d'assurer que la confiance des contrôles structurés ainsi que la mise en oeuvre de procédures opérationnelles, ne mène pas à une complaisance auprès des travailleurs en ce qui concerne leur engagement de sûreté et de protection.

4.7 Information et formation en matière de radioprotection

Afin d'améliorer la sûreté et la radioprotection dans un environnement de travail, y compris le transport de matières radioactives, un objectif principal est de s'assurer que tous les acteurs sont tenus informés du danger radiologique, et sont engagés dans de bonnes pratiques de la radioprotection. Par conséquent, la présentation de l'information, ainsi que la formation et les cours de perfectionnement constituent un élément important du système de protection radiologique, avec l'ultime objectif de contrôler et maintenir les expositions normales et potentielles aux niveaux "les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre". Le niveau de formation doit être proportionnel au danger potentiel et aux responsabilités de l'individu. Des informations générales sur les sources de rayonnement, c'est-à-dire les colis de matière radioactive employés, et les dangers qu'ils présentent, doivent être communiquées à toute personne assurant des activités de manipulation, transfert, stockage etc. de colis de matières radioactives, depuis le management jusqu'aux travailleurs. Les travailleurs doivent aussi être informés de leur obligation de tenir leurs supérieurs immédiatement informés lors de tout événement imprévu impliquant un risque de rayonnement.

La formation peut être dispensée à trois niveaux :

- Formation générale de sensibilisation : Un cours de base concernant les règlements appropriés et les exigences réglementaires (documents de transport, étiquettes, marquages et affiches), les principes de base de la radioprotection, les dangers radiologiques, les mesures de protection, que faire en cas d'accident (premiers secours, mesures de protection, comment protéger les personnes contre l'exposition au rayonnement etc.). Un résultat important de cette formation serait de rendre des travailleurs conscients des actions et moyens simples qu'ils peuvent adopter dans un environnement de travail afin de minimiser leur propre exposition et celle des autres.
- Formation spécifique : Cette formation devrait être en rapport avec les travaux spécifiques et les devoirs, les mesures spécifiques à effectuer pendant les tâches de travail courant, ou lors d'un accident.
- Formation de sûreté, y compris la formation en interventions d'urgence : Une formation plus intensive sur les techniques d'évaluation d'accidents nécessitant l'emploi d'appareils de contrôle radiologique, la mise en oeuvre des mesures de protection, l'utilisation de vêtements et matériels protecteurs, la météorologie de base, ainsi que des instructions complémentaires détaillées concernant les Règlements de transport et l'emballage de matières radioactives.

En règle générale, les cours de formation initiaux et les cours de perfectionnement périodiques sont exigés ou dispensés. Le niveau d'information et de qualification fourni doit être proportionné à la nature et au type de travail à effectuer par la personne chargée des opérations de transport. Le développement de scénarios d'exercice d'accident peut être utile et employé pour tester les capacités d'intervention, les connaissances, l'efficacité des moyens de communication, la capacité du personnel à donner des informations sur les accidents, à alerter les divers organismes, et à appliquer les procédures de protection et de mesure.

Noter que, à la différence de la plupart des industries classiques, des exigences de formation bien établies ainsi que des programmes pour les travailleurs employés dans le transport de matières dangereuses, y compris des matières radioactives, existent pour la plupart des modes de transport. Les exemples notables sont les dispositions concrétisées dans l'ADR pour les conducteurs routiers (Marginals 10315, 71315, 240100), le document IATA-DGR pour personnel du transport aérien, y compris le personnel navigant technique (Chapitre 1.5), ainsi que le code IMDG.

Dans les états membres de l'UE, les dispositions de base sont complétées par les exigences du "Council Directive 96/35/EC du 3 juin 1996, concernant la nomination et la qualification professionnelle des conseillers de sûreté pour le transport des marchandises dangereuses par route, rail et voies navigables intérieures" (OJ N° L 145, 19.06.1996). Un des devoirs du conseiller de sûreté défini dans cette directive du Conseil est de fournir une formation adéquate aux employés de l'entreprise en rapport avec les activités propres à l'entreprise, ainsi que l'entretien de registres de formation correspondants.

D'ailleurs, les conditions et exigences réglementaires au niveau national doivent être prises en compte lors de l'établissement d'information en radioprotection et sur les normes de qualification et critères pour les expéditeurs, les transporteurs et les organismes destinataires intervenant dans le transport de matières radioactives. Par exemple, en Allemagne, la législation applicable en matière de radioprotection (§8 (4) StrlSchV) exige des travailleurs de transport routiers (c'est-à-dire, conducteur, accompagnateur) employés dans le transport de matières radioactives d'après l'appendice 513, de recevoir les instructions adéquates en matière de protection radiologiques et de suivre une formation semestrielle.

Il est entendu que les personnes ayant reçu une formation et une qualification sur les principes de protection radiologique pour des raisons autre que le transport de matières radioactives, par exemple, les travailleurs de centrales nucléaires ou le personnel de laboratoires d'isotopes, peuvent être exemptés de la formation formelle en protection radiologique ainsi que des exigences de qualification de la réglementation.

4.8 Préparation d'intervention en cas d'urgence

Malgré toutes les mesures prises pour assurer la sûreté du transport de matières radioactives il reste une probabilité limitée que des incidents ou accidents aient lieu dans le domaine public. De tels événements peuvent se produire pour diverses raisons, et avoir plusieurs effets. Il est reconnu que la planification préliminaire et la préparation sont une approche utile pour minimiser le risque associé aux incidents et accidents de transport, en fournissant une réponse suffisante et rapide à ce genre d'accidents. Les systèmes et dispositions conditionnant la préparation et l'intervention en cas d'urgence, peuvent dans une certaine mesure différer sur une base nationale, en fonction des dispositions institutionnelles et des ressources disponibles, mais généralement ils comportent plusieurs exigences et actions standards.

Le plan doit couvrir des urgences limitées mais, pour les grands opérateurs, il doit aussi comprendre des mesures à appliquer en cas d'accident à grande échelle. Le plan doit être clair et structuré.

L'expéditeur doit s'assurer que les divers transporteurs connaissent leurs devoirs et les procédures à suivre. En particulier, le transporteur doit prévenir immédiatement l'expéditeur et les agences nationales et autorités appropriées. Le transporteur et l'expéditeur doivent être prêts à réagir immédiatement. Le plan doit en particulier inclure :

- la liste des autorités et organisations à prévenir,
- une description détaillée des actions à effectuer pour éviter, réduire ou contrôler les rejets et réduire les conséquences d'un rejet, et pour préciser les distances de sûreté.

Des procédures doivent être développées pour répondre efficacement aux événements les plus probables (par exemple, la chute d'un conteneur pendant le chargement ou le déchargement, le déplacement du fût de sa place d'arrimage habituel, le rejet des liquides radioactifs, la contamination anormale de colis, de travailleurs ou de vêtements personnel etc.).

Des conseils complémentaires concernant les principes et critères à appliquer lors de la planification d'intervention d'urgence et de la préparation sont contenus dans deux documents AIEA : Recueil de sûreté / Safety Series N° 87 (1988) [33] et "Draft Safe Transport - Avant-projet pour le Transport en Sûreté", guide AIEA TS-G-1.1 (ST-3 révisé), 2000 [32].

Des considérations d'urgence visant les expéditions maritimes des matières dangereuses sous le Code IMDG sont contenues dans la publication IMO "Consignes d'Urgence pour les navires transportant des marchandises dangereuses", un supplément au Code IMDG.

4.9 L'assurance de la qualité (AQ)

Selon la norme DIN EN ISO 8402, l'assurance de la qualité comprend l'ensemble des méthodes systématiques et organisées nécessaires pour s'assurer d'une manière adéquate qu'un produit ou service, par exemple la norme de protection, satisfera toutes les exigences données. L'AQ d'un RPP commence avec l'étude et le contrôle des objectifs de radioprotection de l'organisme de transport, et la manière par laquelle ces objectifs sont typiquement accomplis. Un programme AQ pour un RPP peut faire partie du programme d'AQ général. Le degré et détail dans un programme AQ dépendra généralement de la phase et du type des opérations de transport. Les procédures AQ devraient également inclure des dispositions pour mesurer, contrôler et vérifier la performance en termes de santé / protection de façon régulière, par rapport à des niveaux de performance prédéterminés.

Les éléments essentiels d'un programme AQ sont identifiés par plusieurs normes d'AQ, y compris le Recueil AIEA de Sûreté, N° 113 [28], 1994; DIN EN ISO 8402, 1995; EN ISO 9002, 1994; et DIN EN 12798, 1999.

4.10 Synthèse

Le Tableau 7 définit une méthode progressive de contrôle, à inclure dans un programme de radioprotection (RPP) pour le transport de matières radioactives en fonction de l'importance de la dose reçue par les travailleurs du transport.

Tableau 7: Classification proposée à mettre en oeuvre pour l'établissement d'un Programme de Radioprotection (RPP) pour le transport des matières radioactives (tous les modes d'expédition)

<u>Éléments du RPP</u>	<u>Dose efficace pour les travailleurs ***</u>		
	< 1 mSv/an	1-6 mSv/an	> 6 mSv/an
La portée	Oui	Oui	Oui
Rôles/Responsabilités	Oui	Oui	Oui
Évaluation de dose	Aucune surveillance exigée	Surveillance du lieu de travail ou individuelle	Surveillance de dose individuelle obligatoire
Estimation de la contamination de surface		Dans certains cas **	
Limites de dose / contraintes de dose / Optimisation	Oui, mais de base	Oui	Oui
Séparation et autres mesures de protection *	Oui	Oui	Oui
Formation et information*	Oui	Oui	Oui
Préparation et intervention en cas d'urgence *	Exigé mais ne dépend pas de la catégorie de la dose		
Assurance de la qualité *	Comme requis		

**Non seulement un élément de RPP - des considérations plus générales sont impliquées. Un RPP peut, cependant, renvoyer à des éléments de programme qui existent ou qui sont traités ailleurs.*

***TS-R-1, paragraphes 508 à 514. Normalement s'applique seulement aux expéditeurs de colis. Cependant, les moyens de transport et équipements doivent être vérifiés périodiquement.*

**** Une méthode progressive doit être utilisée selon le cas pour chaque élément fonctionnel du RPP.*

Pour les opérations de transport mettant en oeuvre les colis exceptés et les colis avec étiquette catégorie "I-blanc", l'opérateur doit disposer d'un RPP relativement simple (voir l'Annexe 4), alors que pour l'expédition de grands volumes de colis contenant des activités importantes, le RPP sera plus conséquent. Le type et la nature du RPP doivent être en rapport avec les implications radiologiques réelles ou potentielles des opérations de transport. Le terme employé en matière de formulation de RPP est "méthode progressive" - se reporter au Tableau 7.

Cependant, cette méthode pour catégoriser les opérations de transport est seulement un guide initial, DSMR/05-2001 Rev. 0 F

puisque les doses professionnelles faibles ou le transport occasionnel n'implique pas qu'un RPP simple suffira. Par exemple, le transport d'activités importantes dans les colis lourdement protégés donne généralement des doses faibles, mais nécessite toujours la prise en compte consciencieuse des autres éléments de base telles que les procédures de préparation et d'intervention en cas d'urgence ainsi qu'une formation appropriée. Il peut y avoir également le besoin de prendre en compte le potentiel pour des expositions accidentelles considérables.

Plusieurs facteurs déterminent l'importance des expositions professionnelles dues aux opérations de transport; par exemple, si les colis sont manipulés à distance ou manuellement. Cependant, en général le nombre des IT manipulés dans une période donnée sera un indicateur. Quelques exemples indicatifs de RPP sont donnés en Annexe 4.

5. EVALUATION DE L'AUTORITÉ COMPÉTENTE

Selon l'expérience acquise dans la gestion de la sûreté dans d'autres domaines, certaines exigences vitales à la protection et la sûreté sont d'une telle importance que leur respect doit être vérifié indépendamment. Le rôle principal et la responsabilité essentielle de l'autorité compétente (CA) est d'assurer et faire observer l'ensemble des exigences et normes en vigueur, y compris l'optimisation de la protection et de la sûreté en matière de transport, par vérifications et évaluations indépendantes. Un principe important conditionnant le contrôle et l'évaluation des RPP par les autorités compétentes est le degré de formalité, ainsi que le niveau d'examen, qui doivent être associés au niveau des doses possibles.

Le but de ce chapitre est d'aider l'autorité compétente dans son rôle d'assurer et de faciliter le respect par les opérateurs, de la nouvelle exigence visant l'établissement et la mise en oeuvre d'un RPP pour le transport (" L'Autorité Compétente doit informer les opérateurs quant à la façon dont ils doivent se conformer aux règlements " - paragraphe 311 du TS-R-1 concernant l'assurance de conformité), afin de contrôler le RPP et d'évaluer son efficacité (para. 304 du TS-R-1). " Une importance particulière doit être portée à l'évaluation du degré d'optimisation de la protection, afin de s'assurer que les doses de rayonnement aux travailleurs et aux membres du public restent en deçà des limites réglementaires et aussi faibles que raisonnablement possible." Des renseignements complémentaires pour développer et mettre efficacement en oeuvre les programmes d'assurance de la conformité par les autorités compétentes, sont contenus dans le document Recueil AIEA de Sûreté N° 112 [35].

Les éléments pris en compte par l'autorité compétente pour l'examen des RPP peuvent inclure les points suivants, pour s'assurer que :

- le RPP est documenté, mis en oeuvre et proportionné aux dangers du programme de transport de l'organisme/opérateur,
- l'optimisation de la protection et de la sûreté est adéquate et efficacement mise en oeuvre, (c'est-à-dire que toutes les mesures raisonnables et pratiques ont été prises pour maintenir les expositions normales et potentielles aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, pour les travailleurs et le public),
- la formation et l'information aux travailleurs sont adéquates,
- les mécanismes de retour d'expérience sont en place,
- les dispositions formelles pour les examens périodiques du retour d'expérience et pour le programme de radioprotection, sont en place.

De plus, conformément au para. 304 du TS-R-1, l'Autorité Compétente peut faire procéder à l'évaluation périodique des doses aux personnes dues au transport de matières radioactives.

Les documents du programme doivent être présentés, à la demande, lors des inspections et évaluations par l'Autorité Compétente.

Pour vérifier l'adéquation du RPP avec les objectifs ci-dessus mentionnés, une brève liste de contrôle doit être établie, pour permettre à l'autorité compétente de choisir certains éléments afin de vérifier que les exigences des RPP soient remplies dans la pratique. Il incombe à chaque autorité compétente de choisir les éléments à contrôler. Certains aspects du RPP peuvent être plus ou moins adaptés en fonction de la nature exacte de l'opération de transport et le niveau de danger associé aux contenus, et en procédant à de tels contrôles, l'Autorité Compétente doit déterminer quels sont les éléments de sûreté. Il convient de noter l'importance d'une bonne communication entre l'opérateur de transport et l'Autorité Compétente.

5.1 Portée du programme

Une Autorité Compétente peut enquêter sur les activités (le volume annuel des opérations, c'est-à-dire le nombre d'expéditions prévues, le nombre des colis (type, catégorie, Indice de Transport) et les caractéristiques des matières radioactives (description, poids, activité, forme des radionucléides, type de rayonnement). Elle peut vérifier la conformité de la matière transportée avec sa description dans le RPP, ainsi que l'adéquation du RPP à la situation.

5.2 Rôles et responsabilités pour la mise en oeuvre du RPP au niveau opérateur

Une Autorité Compétente peut vérifier si les procédures de gestion du RPP sont disponibles et correctement suivies. Le but de cette partie est de décrire clairement les relations entre tous les acteurs - expéditeurs, transporteurs, destinataires et autres opérateurs intervenant dans les opérations de transport de la matière radioactive.

L'Autorité Compétente peut vérifier l'organigramme des opérations à assurer, ainsi que le descriptif des rôles, responsabilités et ressources disponibles (finance, personnel, matériel etc.). Les divers acteurs impliqués dans la mise en oeuvre du RPP, doivent être clairement identifiés et leur responsabilités décrites. Pour l'expert qualifié en radioprotection et le conseiller de sûreté, une copie de leur qualification peut être exigée (paragraphe 301 TS-R-1).

5.3 Evaluation de dose

L'Autorité Compétente peut examiner les méthodes dosimétriques employées pour l'évaluation et/ou le calcul des doses pour les travailleurs et le public, ainsi que la périodicité des évaluations, les données employées pour établir l'évaluation (bibliographie, retour d'information, lecture directe et indirecte de dosimètres ambiants ou personnels, résultats des mesures de débit des doses, calculs basés sur l'Indice de Transport, calculs employant les concentrations de radionucléides dans l'air, interprétation de biodosages etc.). En cas de risque d'expositions internes et externes, les doses de rayonnement internes et externes doivent toutes les deux être prises en considération afin de permettre l'évaluation des doses efficaces individuelles. Une Autorité Compétente peut vérifier la conformité avec les limites de dose réglementaires et - en cas de besoin - la conformité avec les contraintes de dose.

Classification des travailleurs

Une Autorité Compétente peut examiner la classification des travailleurs énoncée dans le RPP et peut vérifier l'adéquation entre le plan du RPP et la classification donnée. En fonction de cette classification, elle peut également déterminer si le RPP contient tous les éléments nécessaires, surtout en ce qui concerne le contrôle.

Contrôle du lieu de travail, individuelle du personnel et de la contamination

Avant d'entreprendre des mesures de rayonnement, il est essentiel que l'utilisateur soit familier avec l'appareil de contrôle. Des procédures décrivant son utilisation peuvent être disponibles (certificat de

test ou d'étalonnage, paramétrage de l'instrument, évaluation du rayonnement à mesurer pour déterminer l'adéquation de l'instrument, évaluation du résultat et application des facteurs de correction si nécessaire, mesure du bruit de fond et enregistrement du résultat etc.). Pour des informations complémentaires, se reporter aux références [21] et [22].

- Contrôle de l'intensité de rayonnement des colis

Une Autorité Compétente peut vérifier l'adéquation entre le plan du RPP et le type de contrôle des colis qui sera employé. Le matériel de contrôle doit être bien adapté au type et à l'énergie des rayonnements, et correctement choisi en fonction de la plage de mesure.

Des procédures pour vérifier le fonctionnement et l'étalonnage du matériel de contrôle doivent être disponibles; elles doivent être consistantes avec les normes nationales et internationales (ISO, par exemple). Les résultats des mesures doivent être cohérentes avec les limites réglementaires.

- Surveillance du lieu de travail

Une Autorité Compétente pourrait vérifier l'adéquation entre l'étendue du RPP et le type de surveillance du lieu de travail mise en application. Le matériel de contrôle doit être bien adapté au type et à l'énergie des rayonnements, et correctement choisi en fonction de l'étendue de la mesure, et correctement installé.

Quelques procédures pour vérifier le fonctionnement et l'étalonnage du matériel de surveillance doivent être disponibles. Ces procédures doivent être compatibles avec les normes nationales et internationales (ISO, par exemple). Les résultats des mesures doivent être compatibles avec les limites réglementaires.

- Contrôle du travailleur

Une Autorité Compétente peut vérifier la correspondance entre le plan du RPP, la classification du travailleur et le contrôle travailleur à mettre en oeuvre, y compris la correspondance entre le type de rayonnement, l'appareil de contrôle et/ou l'analyse biologique. Le matériel de contrôle doit être bien adapté au type et à l'énergie des rayonnements, et doit être choisi dans la plage de mesure correcte. La fréquence de surveillance doit également être spécifiée.

Des procédures pour vérifier le fonctionnement et l'étalonnage du matériel de contrôle doivent être établies. Ces procédures doivent être compatibles avec les normes nationales et internationales (ISO, par exemple). Les résultats des mesures doivent être compatibles avec les limites réglementaires.

- Documentation et archivage

L'Autorité Compétente peut demander des documents donnant des détails de l'archivage réalisé tels que la fréquence de l'enregistrement, des informations et données telles que la matière à transporter, les radionucléides impliqués, les types de colis, le type et méthode d'évaluation des doses, les niveaux d'enregistrement, les résultats des évaluations de dose individuelles, y compris les doses internes et externes efficaces et/ou les doses équivalentes, ainsi que la période de rétention des résultats. L'enregistrement des doses a pour but les points suivants : il démontre la conformité avec les exigences réglementaires; il indique des tendances telles que l'accroissement des doses, afin d'alerter les responsables lorsque les pratiques ou les équipements se dégradent; il permet aux travailleurs et employeurs de comparer des procédures et d'identifier les meilleures techniques; ils contribuent à l'évaluation du médecin du travail dans les cas de maladies associées aux rayonnements, et ils fournissent des données pour les études de doses collectives et d'épidémiologie. Chaque dossier doit contenir un résumé détaillé concernant le travailleur.

5.4 Estimation de la contamination surfacique

Une Autorité Compétente peut vérifier l'existence de procédures opérationnelles pour limiter la contamination de surface, et la correspondance entre le contenu du RPP et l'application du programme de contrôle de contamination de surface. Le matériel de contrôle doit être bien adapté au type et à l'énergie des rayonnements, et doit être choisi en fonction de la plage de mesure.

Des procédures pour vérifier le fonctionnement correct et l'étalonnage du matériel de contrôle doivent être disponibles. Ces procédures doivent être compatibles avec les normes nationales et internationales (ISO, par exemple). Les résultats des mesures doivent être cohérents avec les limites réglementaires.

5.5 Limites de dose, contraintes de dose et optimisation

Limites de dose

L'Autorité Compétente peut vérifier que les limites de doses mentionnées dans le RPP sont correctes. L'Autorité Compétente peut également contrôler que l'ensemble des limites réglementaires précisées, ou les limites dérivées sont respectées.

Contraintes de dose et limites opérationnelles

L'Autorité Compétente peut vérifier si les contraintes de dose et/ou les limites opérationnelles sont adéquates, comment elles sont mises en oeuvre, comment elles sont évaluées, et si cette évaluation a tenu compte des résultats de l'analyse du retour d'expérience et de l'évaluation de l'optimisation.

Optimisation

L'Autorité Compétente peut vérifier si le principe d'optimisation, les contraintes de dose et/ou les limites opérationnelles sont mises en place.

Retour d'expérience

L'Autorité Compétente peut vérifier si il existe des dispositions écrites concernant l'analyse du retour d'expérience; ceci comporte également la fréquence des examens et l'analyse de l'optimisation. L'Autorité Compétente peut vérifier si les niveaux d'analyse sont définis et comment ils sont mis en oeuvre et pris en considération.

5.6 Distance de ségrégation et autres mesures de protection associées

Généralement, les règlements modaux de transport exigent la mise en place de distances de ségrégation pour les fins de radioprotection, en établissant des tableaux de distances de sûreté minimales qui sont basées sur les valeurs de dose exigée par le para. 306 du TS-R-1. L'Autorité Compétente peut contrôler que le calcul des distances de sûreté est fait correctement et peut surveiller leur mise en oeuvre correcte.

L'Autorité Compétente peut vérifier la correspondance entre les procédures opérationnelles décrites dans le plan du RPP, ainsi que les dispositions de radioprotection à mettre en oeuvre, les procédures d'utilisation du matériel de protection, les vêtements protecteurs spéciaux y compris les gants, les chaussures etc., et les procédures pour vérifier la conformité de l'équipement de protection avec les normes nationales et internationales (ISO, par exemple).

5.7 Formation et information en matière de radioprotection

L'Autorité Compétente peut vérifier si il existe des procédures de diffusion des informations de radioprotection et pour la formation des travailleurs. Elle peut également contrôler le contenu des informations et de la formation, ainsi que la durée correspondante.

5.8 Préparation et intervention en cas d'urgence

L'Autorité Compétente peut vérifier si le RPP comporte la planification de la préparation des interventions en cas d'urgence et également si le Plan définit correctement qui contacte (l'expéditeur, le transporteur, le destinataire ...) quelle autorité (locale, nationale, internationale ...), et s'il précise les actions à effectuer pour éviter l'exposition des travailleurs et du public etc. Une attention particulière doit être portée aux actions à prendre en cas de surexposition dus à n'importe quel incident/accident.

5.9 Assurance de la qualité

L'Autorité Compétente peut vérifier si le programme général d'assurance de la qualité contient des dispositions traitant de la radioprotection; de sa préparation et de sa mise en oeuvre et – le cas échéant – l'existence de dispositions pour mesurer, contrôler et vérifier les performances par rapport aux normes prédéterminées.

6. CONCLUSION, QUESTIONS NON RÉSOLUES ET RECOMMANDATIONS

On comprend que la nouvelle exigence pour l'élaboration d'un RPP systématique et structuré pour le transport de matières radioactives est - bien que complexe - un outil utile pour promouvoir la sûreté et la sécurité lors des opérations de transport, tout en renforçant la culture de sûreté dans le transport des matières radioactives par quelque moyen que ce soit. Les efforts et les ressources nécessaires pour le développement et l'application d'un RPP dépendent de la nature, de la phase et de l'envergure des opérations de transport en question.

Plusieurs questions sont restées en suspend; elles sont reproduites ci-après aux fins d'études supplémentaires :

- Quantification de la dose par unité IT. Cette question nécessite l'examen des informations publiées dans ce domaine, ainsi que la pertinence de leurs applications dans les programmes de radioprotection. Un travail supplémentaire est nécessaire afin de garantir la cohérence des données disponibles.
- Exemples d'assurance qualité en matière de RPP. Il y a un besoin d'orientation concernant la documentation d'AQ en matière de RPP. Des exemples seraient utiles.
- La question de l'optimisation de la protection des travailleurs, du public et de l'environnement pour toutes les conditions de transport, y compris les incidents et les accidents, est cruciale. Toutefois, les méthodes formelles d'optimisation sont actuellement plutôt compliquées, excepté si l'on fait appel au bon sens.
- Le développement et l'utilisation des contraintes de dose en matière de transport serait utile. Quelle est la solution pour définir raisonnablement les contraintes pour les opérations de transport ?
- Il y a un manque de méthodes approuvées et conviviales pour l'évaluation de dose dans les opérations de transport. Davantage d'exemples doivent être publiés.

Comme il en est fait état au paragraphe 3, les enquêtes préliminaires ont déterminé que les Programmes de Radioprotection spécifiques au transport ne sont pas très bien développés. Quelques difficultés peuvent donc survenir lors de l'élaboration d'un RPP complet à court terme (avant le 1er juillet 2001 pour les transports par air ou avant le 1er janvier 2002 pour les autres modes). Certaines Autorités Compétentes - selon le cas - peuvent se mettre d'accord avec les opérateurs pour définir quels éléments d'un RPP sont prioritaires.

7. RÉFÉRENCES

- [1] Risk analysis of spent fuel transportation related to EIA for repository site evaluation. Nuclear Europe Worldscan, 05/06/1999
- [2] V. Tort, F. Rancillac, T.Schneider "Analysis of the transportation of low specific activity waste to the Aube storage area", report CEPN n°206 September 1992
- [3] Evaluation of the radiation protection options related to the transport of low weight packages category III yellow. CEPN/GRS/NRPB/IPSN, PATRAM 1998 Paris Volume 3.
- [4] F. Lange et al. "Assessment of the radiological risks of road transport accidents involving Type A package shipments", GRS/CEPN/NRPB/SSI/ECN, PATRAM 98 Paris Volume 2.

- [5] H.J. Fett et al, Transport risk assessment study for reprocessing waste materials to be returned from France to Germany, IPSN/CEPN/GRS Report GRS-141 September 1997 and PATRAM 1995
- [6] J.F.A. van Hienen et al., The evaluation of the situation in the European Community (EC) as regards safety in the transport of radioactive materials and the prospects for the development of such type of transport, Final draft report prepared under EC-DG XVII Contract 4.1020/D/97-003, NRG/GRS/NRPB/SSI, February 1999 (available from NRG, P.O. Box 25, NL-1755 ZG Petten, Netherlands).
- [7] Survey of RAM report in transport, Nukem nuclear survey report TR/04370000/001 issue A, March 1999.
- [8] R. Gelder and K.B. Shaw, Dose rate measurements around consignments of radioactive material, Pre-print of presentation in Blackpool 5th international conference on transportation for the nuclear industry, November 1999
- [9] J. Hamard, Survey of the radiological risks arising during shipment of radioactive material, IAEA/SR/10/34, 1976
- [10] Alain Rannou, Christian Itié, François Tromprier, Bruno Laurent, Jacqueline Herbelet, Laurent Lavergnas, Jean Claude Martin, Jean Pierre Démarest “Estimation of the external exposure of the SNCF workers”, IPSN/OPRI reports, October 1998, March and December 1999.
- [11] M. Juanola, “Estimation of the doses related to the spent fuel transportation with the help of the code INTERTRAN2”, IPSN/SEGR/SAER/99-106 and 1, October 1999.
- [12] M. Juanola, “Impact of new rules concerning surface contamination on conveyance on doses”, IPSN/SAER/98-71, July 1998.
- [13] C.K. Wilson et al., “Towards the implementation of Alara in transport”, PATRAM 92
- [14] European agreement concerning the international carriage of dangerous goods by road ADR 1997, edition marginals 10315, 71315 and Appendix B4.
- [15] K. Ridder, “ The training of dangerous goods drivers in Europe ”, PATRAM 1995.
- [16] "Safety analysis of a transport system "comparison of alternative strategies for the transport of LSA materials"", report CEPN n°211, November 1992
- [17] D. Raffestin, H. Margerie " Evaluation of the options of protection against radiation associated with transport of the small packages ", report CEPN N°250, June 1998.
- [18] P. Hubert, P. Pages "Evaluation of the RAM transportation safety. The case of small type A packages", report CEPN n°42, June 1982
- [19] J. Hamard, Estimation of the individual and collective dose received by workers and the public during the transport of radioactive materials in France between 1981 and 1990", PATRAM 92, 1992
- [20] International Atomic Energy Agency (IAEA), “Radiation protection programmes for transport of radioactive material”. 6th Meeting of the Transport Safety Standards Committee, IAEA TECDOC (Draft), February 2001.
- [21] Practical Radiation Technical Manual “Workplace monitoring for radiation and contamination”, IAEA, 1995
- [22] Practical Radiation Technical Manual “Personal monitoring”, IAEA, 1995
- [23] R. Gelder, Shaw, K. B., Schwarz, G. and Lange, F. Segregation of packages during transport and storage in transit. EC-DGXVII contract 4.1020/D/96-015 by NRPB and GRS (1998).
- [24] C.K. Wilson, Shaw K B and Gelder R. Radiation doses arising from the air transport of radioactive material, PATRAM 1989, Washington (USA)
- [25] International Commission on Radiological Protection (ICPR), ICPR Publications 60, 68, 72, 75 and 76.
- [26] International Atomic Energy Agency, International Basic Safety Standards for Protection against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources, IAEA n°115, 1996
- [27] International Atomic Energy Agency “Discussion of and Guidance on the Optimisation of Radiation Protection in the Transport of Radioactive Material”, IAEA TECDOC 374, Vienna
- [28] International Atomic Energy Agency, “Quality assurance for the safe transport of radioactive Material”, IAEA safety series n°113, Vienna, 1994
- [29] International Atomic Energy Agency, Regulations for the safe transport of radioactive material, 1985 Edition (as amended 1990), IAEA safety series n°6, IAEA Vienna, 1990

- [30] International Atomic Energy Agency, Regulations for the safe transport of radioactive material, IAEA safety standards series n° TS-R-1 (ST-1, revised), Vienna, 2000
- [31] International Atomic Energy Agency, Advisory material for the IAEA regulations for the safe transport of radioactive material, IAEA safety standards series n° TS-G-1, Vienna, 2000 (draft)
- [32] International Atomic Energy Agency, Planning and preparing for emergency response to transport accidents involving radioactive material, IAEA safety guide TS-G-1.1 (ST-3 revised), Vienna, 2000 (draft).
- [33] International Atomic Energy Agency (IAEA), “Emergency response planning and preparedness for transport accidents involving radioactive material” IAEA Safety Series n°87, Vienna, 1988
- [34] A.M. Ericson and C. Järnry, INTERTRAN2, Transportation risk assessment package, User’s Guide (Draft), AMC Konsult AB, Sweden, 2000 (Code available for downloading from <http://www.amckonsult.se>)
- [35] International Atomic Energy Agency (IAEA), “Compliance assurance for the safe transport of radioactive material ” IAEA safety series n° 112, Vienna, 1994

ANNEXE 1

EXEMPLES D'ÉVALUATION DE DOSES

1 Le combustible irradié

En France, les combustibles irradiés sont transportés principalement par le rail. Le transport routier est utilisé seulement entre quelques centrales nucléaires et la gare ferroviaire la plus proche, ainsi qu'entre le terminal ferroviaire de Valognes et l'usine de retraitement de La Hague.

Trois rapports ont été identifiés, avec des calculs et des résultats de contrôle des doses sur plusieurs groupes de populations.

Le premier rapport [11] concerne une évaluation de dose faite avec INTERTRAN2 [34], un logiciel informatique international développé et distribué par l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA) pour le calcul de doses collectives et individuelles sur plusieurs groupes de populations (les travailleurs et le public). Le public comprend des résidents et des spectateurs dans un couloir d'une largeur de 800 m des deux côtés de l'axe de transport, les personnes dans les trains croisant les chargements de déchets, aussi bien que les personnes exposées quand les cargaisons de déchets sont arrêtés. Le terme "travailleurs du transport" comprend le personnel employé dans les opérations de transport, tel que les conducteurs de camions ou de trains, les manutentionnaires, et les travailleurs de gare de triage.

Le deuxième rapport [10] concerne les mesures du débit de dose dû à l'exposition externe pour le personnel ferroviaire. Le troisième [12] concerne l'impact des nouvelles règles visant l'application des limites de contamination. Les résultats sont résumés dans le tableau suivant :

Tableau 1. Doses collectives totales et doses individuelles pour les fûts de combustible irradié (travailleurs du transport et public)

	Dose collective totale (μ Sv.homme/an)	Dose individuelle maximale (μ Sv/an)
Travailleurs		
personnel de centrales électriques (manutentionnaire, responsable de la radioprotection, grutier)	300 000 [11]*	
Personnel ferroviaire (conducteur de train, attaleur, inspecteur)	38 000 [11]	800 [10]
Personnel de Valognes (manutentionnaire)	20 000 [11]	4000 [11]
	20 000	0,8 [11]
Le public		

*La dose collective totale semble être sous-estimée par INTERTRAN2 puisque le dossier de dose d'EDF donne autour de 750 000 μ Sv.homme /an.

Le débit de dose à 1 mètre d'un colis de type TN12 est de 0,1 mSv/h (50 % gamma, 50 % neutron). Un trafic de 200 colis par an est utilisé pour l'évaluation de la dose. L'Indice de Transport total est égal à 2000. La moyenne du transport par chemin de fer annuel est d'environ 760 km.

Le personnel ferroviaire reçoit une dose en dessous de 1 mSv/an. L'OPRI (Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants) conclut dans son rapport que ce personnel n'a pas besoin d'être classé. Il

doit recevoir une formation afin de disposer des informations concernant la nature du risque radiologique, et d'assurer les bonnes mesures spécifiques en cas d'accident.

En Suède, le transport de combustible nucléaire irradié [6] s'effectue par la mer, au moyen d'un navire dédié unique. L'équipage comprend au total 24 personnes divisées en deux équipes travaillant pendant des périodes de temps égales. Aucun membre de l'équipage n'a reçu une exposition au-dessus de 1 mSv/an. Environ 80 colis comportant du combustible irradié ou des déchets sont transportés par an.

2 U3O8

Un des trois rapports cités en référence [10] concerne les doses reçues par le personnel ferroviaire concerné par le transport de l'U3O8 entre COGEMA Pierrelatte et l'établissement de stockage de Bessines. On suppose qu'une moyenne de 3800 colis de minerais, tel que le DV70, sont transportés entre Pierrelatte et Bessines par le rail chaque année. Cela correspond à un volume d'environ 50 expéditions de 11 wagons ferroviaires par an. Le débit de dose au contact est de 45 $\mu\text{Sv/h}$ et autour de 25 $\mu\text{Sv/h}$ à un mètre du colis DV70. L'exposition du conducteur du train est dans la plage moyenne de dose annuelle due aux sources naturelles. La dose maximale du travailleur ferroviaire est de 6 μSv par cargaison, ce qui se traduirait par environ 300 μSv par an pour des moyens de transport identiques.

3 UF6

Un des trois rapports cités en référence [10] concerne les doses reçues par le personnel ferroviaire employé sur le transport d'UF6 enrichi depuis Eurodif à Pierrelatte, vers Anvers. Le débit de dose au poste de travail est très faible (1 ou 2 $\mu\text{Sv/h}$). Les mesures indiquent que la dose reçue par le personnel ferroviaire ne doit pas dépasser 1 mSv/an.

4 Déchets radioactifs vitrifiés de hautes activités et déchets intermédiaire bitumés

Le rapport [5] concerne une estimation du risque lié aux retours de déchets radioactifs résultant du recyclage de combustible nucléaire irradié allemand en France, et couvre toutes les conditions de transport, c'est-à-dire le transport courant ainsi que les accidents de transport et de manutention. On suppose que le nombre d'expéditions est d'environ 15 colis HAW par an, ainsi que 50 expéditions de déchets bitumés par an. Le mode d'expédition primaire est le rail, au moyen de trains de marchandises normaux. Le transport routier sera limité à une petite fraction du voyage entre l'usine de retraitement de La Hague et le terminal de Valognes, et entre le terminal de Dannenberg et l'établissement de stockage intérimaire de Gorleben (Allemagne). Chaque expédition de déchets est limitée à un maximum de trois wagons de déchets par train. Le débit de dose moyenné estimé à 1 mètre de la surface est d'environ 0,11 mSv/h pour les colis de canisters comme le CASTOR, de 0,04 mSv/h pour le colis TN28, et de 0,2 mSv/h à 1 mètre de la surface externe du conteneur de déchets bitumés.

Tableau 2. Dose collective totale et dose individuelle pour les travailleurs et le public

	Dose collective totale ($\mu\text{Sv.homme/an}$)	Dose individuelle ($\mu\text{Sv/an}$)
Travailleurs		
Terminal de Valognes	13 000	
Manutentionnaire		1 700
Responsable de la		1 200
radioprotection		700
Grutier		
Personnel ferroviaire	16 000	< 200
Conducteur de train		< 100
Atteleur		< 200
Inspecteur		
Terminal de Dannenberg	13 000	1 000
Manutentionnaire		
Le public	25 000	20

L'analyse des résultats des causes et conséquences d'accidents potentiels de transport survenant de l'expédition de déchets vitrifiés et bitumés conclut que le transport des déchets ne représentent pas de risque considérable pour l'homme et son environnement. L'analyse du risque de transport utilise des techniques d'évaluation probabiliste visant à mesurer les conséquences radiologiques adverses des incidents et accidents potentiels de transport, en termes de dose résultante pour la population générale, ainsi que la probabilité d'occurrence de tels événements anormaux du transport.

L'estimation du risque de transport comprend une analyse complète du type, du volume, des caractéristiques radiologiques des déchets radioactifs renvoyés en Allemagne. L'étude identifie deux flux majeurs de déchets - à savoir, déchets vitrifiés, et déchets de niveau intermédiaire, bitumés (boues immobilisées etc.), résultant des opérations exécutées au titre des contrats de recyclage de la période 1985-1995 des déchets Allemands. La période de retour anticipée pour ces déchets radioactifs va de 1997 jusqu'en 2005 environ. Le nombre total des retours de déchets estimés est d'environ 120 châteaux de transport lourds protégés contenant des déchets vitrifiés, et 720 conteneurs VII cubiques en fonte avec déchets intermédiaires bitumés. Le mode primaire de transport est le rail, sur une distance d'environ 1400 km entre Valognes (France) et l'établissement de stockage intérimaire de Gorleben (TBL) en Allemagne. Neuf catégories de gravité d'accident sont considérées, représentant différents régimes accidentels (conditions thermiques et mécaniques). Pour le calcul du risque de transport radiologique, un taux d'accident de train de marchandises de 0,5 pour 1 million de km/train est adopté, et l'évaluation du risque de transport est basée sur un historique de 10 années d'incidents de train de marchandises et accidents sur le réseau ferroviaire allemand.

Les conséquences radiologiques potentielles en termes d'une dose engagée individuelle sur 50 ans pour la population et la dose collective sous un rayon de 25 km sous le régime d'absence de réaction de protection, sont calculées à l'aide du code probabiliste COSYMA.

5 Déchets de faibles et moyennes activités

Le rapport [2] concerne le transport des déchets radioactifs de faibles et moyennes activité dans des fûts ou conteneurs métalliques, ou en conteneurs en béton en provenance des producteurs (CEA, EDF, Eurodif, FBFC), vers établissement de stockage de l'Aube. On suppose qu'en moyenne, un total de 32 000 colis par an (colis industriels, Type A et B) seront expédiés par la route (30 %) et par le rail (70 %).

Par la route, la distance moyenne couverte est d'environ 350 km, 370 fois par an. Chaque camion contient deux conteneurs ISO de 20 pieds. L'Indice de Transport est de 35 pour chaque conteneur.

Par le train, la distance moyenne couverte est d'environ 500 km. Chaque wagon contient trois conteneurs ISO de 20 pieds. Le nombre de wagons arrivant chaque année à établissement de stockage de l'Aube est de 700.

Tableau 3. Résultats

	Dose collective totale (μSv.homme/an)
Travailleurs	
Train + Route *	148 000
Route	83 300
Le public	
Train + Route	1 000
Route	45 300
Les arrêts	
Train + Route	113 000
Route	52 400

* Route entre le terminal de déchargement de Brienne et l'établissement de stockage de l'Aube.

Pour un volume équivalent de déchets, le transport ferroviaire donne une dose collective très inférieure à celle résultant du transport routier.

Selon la référence [16], la dose collective moyenne maximale pour un itinéraire donné selon les diverses catégories d'accidents (en supposant qu'un accident se produise), est de 1500 homme.mSv (incendie et impact associés). La rupture du fût est supposée générer une dispersion de 1% de l'activité [contenue] dans le fût (782 mg de poussière de Pu).

6 Générateurs de Technétium 99 et produits radiopharmaceutiques

Les rapports [3] et [17] concernent les expositions dues au transport et le chargement / manipulation des colis de radionucléides à usage médical et industriel vendus par CIS BIO International. En 1995, 175 370 colis ont été transportés (53 565 colis "exceptés", 121 708 Colis Type A - parmi lesquels 36 230 générateurs de Technétium 99 - et 97 colis type B), principalement par la route (60 %) et par avion (env. 40 %). Une étude durant une semaine en 1998 montre la distribution suivante parmi 2899 colis :

- Etiquette de catégorie I : 3 %
- Etiquette de catégorie II : 64 %
- Etiquette de catégorie III : 33 %

Le nombre des TI manipulés en une semaine pourrait être estimé à 1882 par semaine, et 97.864 par an. Cis Bio commercialise trois types de produits : les générateurs de Technétium 99, les produits radiopharmaceutiques et les produits radiopharmaceutiques étrangers. Deux sociétés d'expédition sont employées - une pour le transport dans la banlieue de Paris (SITA) et une autre pour les provinces (SMMP). Pour ces activités, les doses collectives et individuelles "travailleur" sont résumées dans le tableau suivant :

Tableau 4. Résultats

Zone	Nombre de travailleurs	Dose individuelle moyenne (mSv/an)	Dose collective (µSv.homme/an)
Hall d'expédition des radiopharmaceutiques	3	5	15 000
Hall d'expédition des générateurs Tc99	5	8	40 000
Hall d'expédition tous produits	3	9,5	28 500
Conducteurs SITA/SMMP	47	18	806 800

Ce rapport démontre que certains groupes de travailleurs sont exposés à des doses de rayonnement qui sont proches - et quelquefois dépassent - les recommandations CIRP [25], qui devront bientôt prendre effet dans la totalité de l'UE. Un des objectifs des RPP est d'identifier ces groupes et de vérifier que leurs conditions de travail sont compatibles avec les limites préconisées.

L'étude conclut alors à la baisse possible de la dose pour les travailleurs due à une limitation du débit de dose à la surface du colis, à 0,5 mSv/h. Les résultats de l'étude indiquent que la mise en œuvre d'une réduction du débit de dose à la surface du colis pour les colis de faible poids en catégorie III-jaune, pourrait avoir un effet considérable sur les techniques de transport et de distribution des substances radioactives pour le diagnostic médical nucléaire dans les hôpitaux, où les colis de catégorie III-jaunes représentent généralement une fraction considérable des expéditions de matières radioactives. Un avantage radiologique considérable quant à la dose travailleur de transport, découlant d'une réduction des niveaux de rayonnement des colis (par exemple, mesure de réduction de la dose prévue pour les travailleurs de transport ...) n'est pas clairement démontré, et par conséquent, la réduction des niveaux de rayonnement de surface pour les colis III-jaunes ne représente peut-être pas le meilleur moyen d'améliorer le contrôle radiologique et de réduire les doses individuelles et collectives des travailleurs.

Les améliorations dans les procédures opérationnelles sont importantes et doivent, par conséquent, être considérées comme la première option pour maintenir des doses aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA).

Les rapports [4] et [18] concernent une étude probabiliste d'analyse de risque d'accident de transport s'appliquant aux produits radiopharmaceutiques en colis de Type A. On a trouvé que la majorité des expéditions routières de matières radioactives par colis de Type A concernent des applications de matières radioactives de forme non spéciale, c'est-à-dire les produits radiopharmaceutiques et radiochimiques, dans la médecine, la recherche, et l'industrie, ainsi que des matières de forme spéciale employées dans la radiographie et autres sources de rayonnement, par exemple, les instruments de jaugeage. Très peu de colis du modèle standard - pesant entre 1 et 25 kg environ - sont trouvés dans les expéditions de Type A dans l'ensemble des pays participants. Les colis de Type A contiennent typiquement une gamme de radioactivité allant de quelques Méga-Becquerels jusqu'à quelques dizaines de Giga-Becquerels, l'activité moyenne du contenu des colis en termes de fractions d'A2 est d'environ 0,01, c'est-à-dire d'environ un pour cent de la limite du contenu pour les colis de Type A. Les volumes annuels d'expédition de colis de Type A contenant des produits radiopharmaceutiques et produits radiochimiques (par la route) diffèrent considérablement dans les pays membres de l'UE, allant d'environ 12 000 Colis de Type A en Suède, jusqu'à environ 203 000 colis pour les Pays Bas. Pour l'essentiel, cette gamme prend en compte les fournitures de matières radioactives pour les populations nationales, ainsi que les opérations de production et de distribution qui prédominent dans les pays membres de l'UE (certains étant des pays producteurs, d'autres non).

En se basant sur une méthode d'évaluation de risque probabiliste, l'on peut conclure que les fréquences prévues d'accidents survenant aux véhicules de transport routier pouvant engendrer un rejet dans l'environnement - y compris des quantités radiologiquement insignifiantes – sont d'environ 0,002 par an pour la Suède et environ 0,08 par an pour l'Allemagne; en moyenne, ceci est compatible avec un risque d'accident sévère impliquant les expéditions de colis de Type A de 12 accidents en 500 ans sur les routes publiques dans les pays membres de l'UE. La probabilité prévue d'accidents, pour les véhicules de transport routier sur les routes publiques, suffisamment sévères pour induire un rejet considérable dans l'environnement, est estimée être radicalement inférieure.

Le rapport [18] donne la dose collective en fonction des moyens de transport en France.

Tableau 5. Résultats

	Dose collective (Sv.homme /an)
Route	1.10^{-4}
Train	$2,7.10^{-4}$
Avion	$9,3.10^{-5}$

7 Composés non irradiés de combustible et d'uranium

Le rapport [19] donne une dose maximale pour les travailleurs de 1,5 mSv/an. Pour les travailleurs du transport routier de combustible non-irradié du Royaume-Uni (UK)), le rapport [6] donne une dose individuelle supérieure de moins de 20 µSv/an.

8 Dose de rayonnement associée au transport aérien de RAM

D'après le rapport [24], les doses de rayonnement actuelles pour les équipages sont faibles puisque beaucoup des colis sont généralement entourés d'autre chargements qui agissent en tant que protection tant pour les passagers que pour les membres de l'équipage; d'où la faiblesse des doses estimées en comparaison aux doses reçues par le rayonnement naturel et cosmique (autour de 4 mSv/an). Néanmoins, des études supplémentaires sont nécessaires pour déterminer l'exposition externe des équipages provenant de l'expédition de RAM.

9 Etude des colis d'expédition RAM [7]

Des mesures ont été prises concernant les débits de dose ainsi que la contamination fixée et non fixée dans le cadre de 342 études de colis, de suremballages et de moyens de transport. Un seul colis a été identifié où la contamination non fixée était apparemment au-delà de la limite réglementaire. Ceci a été calculé sur la base de l'hypothèse standard d'un transfert d'activité de 10 % entre la surface et le tampon. Cependant, le travail apporté pendant ces études a indiqué que la fraction de transfert atteindrait vraisemblablement les 20 %, donc à un tel niveau, l'évaluation de la contamination non fixée sur ce colis n'aurait pas dépassé la limite. Le niveau moyen de contamination non fixée sur les châteaux de combustible nucléaire irradié a été déterminé à 0.55 Bq.cm⁻².

L'étude fournit une estimation très approximative, mais utile, de l'importance de l'exposition potentielle du personnel ferroviaire et des membres du public due à la resuspension aérienne de contamination non fixée de strontium-90. On suppose qu'une zone de 1000 cm² de la surface est contaminée au niveau moyen, et que 10 % de l'activité, c'est-à-dire 55 Bq, pourrait se trouver en resuspension. On suppose que le couvercle métal scellé du moyen de transport fournit un facteur de confinement de 10-2. Cela résulterait en un rejet de 0.6 Bq et on suppose que ce dernier crée une demi sphère de rayon 5 mètres, avec un volume de 260 m³. La concentration d'activité aérienne était donc 0.003 Bq m⁻³. Pour les buts de l'évaluation, on suppose que ce rejet a duré pendant 0.5 h, pendant que le moyen de transport était stationnaire. Ceci produirait une dose de 0.63 nSv au personnel à proximité du moyen de transport. Pendant l'année 1998 1999, un total de 1580 châteaux de transport ont été déplacés, laissant supposer une dose maximale annuelle pour le personnel ferroviaire en proximité de la voie, de 1 µSv. Pour les membres du public occupant en permanence une position située à une distance de 20 mètres de la voie, un calcul simple de la dispersion atmosphérique a été utilisé pour estimer l'exposition par inhalation de ladite activité. En supposant que 1580 châteaux de transport passent devant cette position pendant une année, une dose annuelle maximale de 7.6 nSv a été calculée.

10 Mesure du débit de dose dans le voisinage d'envois de matière radioactive [8]

Cet article résume l'utilisation de l'Indice de Transport (IT) pour l'évaluation des expositions pour les travailleurs et le public découlant de ce genre d'opérations. L'IT est dérivé de la plus haute dose mesurée sur la surface du colis. Ces surfaces peuvent ne pas être orientées vers des zones occupées; par exemple les plus hautes valeurs peuvent être sur la surface inférieure d'un colis. Par conséquent, dans la plupart des cas l'IT est peu utile lorsque l'on veut déterminer l'exposition des travailleurs et du public, puisqu'il donnera des surestimations irréalistes des expositions. Pour les estimations exactes, les mesures du débit de dose doivent être faites dans les régions occupées, et avec les durées d'exposition appropriés pour ces individus. Au Royaume Uni on a trouvé que seulement un vingtaine de travailleurs du transport dépassent une dose annuelle de 5mSv, et la majorité reçoivent moins de 1 mSv per an. Ces expositions plus élevées sont associées au transport de radionucléides pour l'usage médical et général dans l'industrie. Les évaluations types d'expositions annuelles pour les membres du public sont inférieures à 5 µSv, avec un maximum de 50 µSv.

11 Evaluation de la situation dans la Communauté Européenne (CE) concernant la sûreté du transport de matières radioactives, et perspectives pour le développement de ce type de transport [6]

Ce document résume les observations principales et les conclusions d'une étude multinationale entreprise dans quatre états membres de l'UE - l'Allemagne, les Pays Bas, la Suède et le Royaume Uni - avec l'objectif principal d'analyser et d'évaluer la sûreté des techniques de transport du point de vue de la protection radiologique pour le transport de routine (sans incidents) de matières radioactives. L'étude a inclus en particulier la collecte et l'analyse d'informations concrètes et actuelles sur les expositions professionnelles et publiques au rayonnement reçu pendant le transport de matières radioactives. Ce type d'information est fondamental pour juger l'efficacité des Règlements de transport et il satisfait les Exigences des normes de Sûreté de base de l'Euratom, Article 14, qui requièrent des démarches raisonnables de la part des états membres de l'UE afin d'assurer et prouver que la contribution à l'exposition d'activité comme le transport de substances radioactives, est maintenue aux

niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre. Deux catégories générales de matières radioactives sont couvertes : (1) les radio-isotopes pour l'utilisation dans les applications médicales, scientifiques et générales dans l'industrie et (2) les matières non irradiées et irradiées ayant trait au cycle des combustibles nucléaires.

Sur la base d'informations recueillies dans quatre états membres de l'UE, on a trouvé que les opérations de transport associées à l'approvisionnement et la distribution d'expéditions de matières radioactives par la route (à savoir, les radio-isotopes pour utilisation dans des applications médicales, scientifiques et générales dans l'industrie) engendrent des doses efficaces pour les travailleurs de transport, allant de valeurs très faibles jusqu'aux expositions professionnelles maximales dans une étendue de 10 à 14 mSv/an. Il est évident que l'importance des doses individuelles reçues au cours des opérations est d'une façon générale en rapport avec le volume (ainsi que le IT associée) des colis de matières radioactives manipulées.

Des doses considérablement inférieures pour les travailleurs du transport ont été observées dans les opérations de transport traitant des matières non irradiées en vrac (minerai concentré d'uranium, et hexafluorure d'uranium), des assemblages de combustible neuf, ainsi que des techniques de transport associées au cycle de combustible nucléaire irradié en Suède et au Royaume Uni. Les doses individuelles enregistrées pour les travailleurs du transport résultant de ces expéditions par voie routière et ferroviaire étaient généralement inférieures à 2 mSv/an, avec la plupart des doses efficaces individuelles annuelles inférieures à 1 mSv/an.

La dose prévue pour le public pourra varier dans une plage d'environ 2 à 20 μ Sv/an pour les expéditions de matière radioactive par la route et le rail dans les quatre pays entreprenant l'étude. La dose supérieure annuelle prévue pour la population va jusqu'à 20 μ Sv/an et concerne le transport par la route, de grands volumes d'expédition de colis de radio-isotopes pour les applications médicales, scientifiques et générales dans l'industrie, dans l'ensemble des quatre pays, tandis que les doses prévues inférieures sont typiques pour les expéditions de matières du cycle de combustible nucléaire, par voie routière, ferroviaire ou maritime. Les doses pour la population - prévues de manière conservatrice - relevant des activités de transport représentent seulement une infime fraction de la limite de dose réglementaire concernée, qui est de 1000 μ Sv/an (1 mSv/an) pour les membres du public.

D'après l'examen exhaustif et l'analyse des données de sûreté de transport concernant la protection radiologique en matière de transport de routine des matières radioactives dans quatre états membres de l'UE, il a été conclu que les activités de transport sélectionnées considérées dans cette analyse satisfont au principe de la sûreté fondamentale du transport, par lequel "la protection et la sûreté seront optimisées afin que l'importance des doses individuelles, le nombre des personnes exposées, et la probabilité de subir une exposition seront maintenus aussi faibles que raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux, et les doses aux personnes seront en dessous des limites de dose correspondantes" (para. 302, TS-R-1 (ST1 révisé), 2000). Cependant, il convient de noter la nécessité d'écarter la complaisance, ainsi que le besoin d'évaluations périodiques afin d'établir la confiance et la pérennité des règles de l'art.

12 Association internationale pour la coordination de la manutention des marchandises (ICHCA) (cette estimation concerne un document qui n'a pas encore été publié; toutefois, l'édition est attendue après avril 2001)

Une procédure d'évaluation pour déterminer l'impact radiologique survenant lors de la manutention de chargements contenant des matières radioactives est définie ci-après. Il s'agit d'un exemple extrait d'un document plus volumineux de conseils de sûreté demandé par l'Association internationale pour la coordination de la manutention des marchandises (site Web ICHCA :<http://www.ichca.org.uk>) à utiliser

lorsque des cargaisons de matières radioactives peuvent être chargées et/ou déchargées de navires entrant, quittant ou passant par des ports dans le monde entier.

Ces ports et installations comprenant ceux soumis aux directives de la CE sur la sûreté en matière de transport.

Le travail entrepris pour le compte de l'autorité compétente du Royaume Uni ["Radiological Impact of the Normal Transport of Radioactive Material by Sea", NRPB-M749, 1996], des mesures de débits de dose autour des cargaisons et des doses reçues par l'équipage du navire et les dockers avaient été obtenues pour une gamme complète de matières radioactives. Ces dernières comportaient des colis de radionucléides pour la médecine, l'industrie et la recherche; des matières non irradiées du cycle de combustible nucléaire; ainsi que des matières irradiées du cycle de combustible nucléaire, rencontrées dans des ports et installations de grande, moyenne et petite importance.

Bien que beaucoup de cargaisons étaient manipulés à distance, les faits ont clairement démontré que lorsque la manutention manuelle était employée avec une main d'oeuvre importante, la méthode aléatoire d'allocation de manutentions des cargaisons permet de limiter les doses annuelles individuelles des dockers à environ 100 µSv, avec une limite supérieure de 1 mSv.

Pour limiter l'exposition, l'accent est placé sur l'utilisation d'une "dose cible" de 1 mSv pour ces travailleurs, équivalent à celle pour un membre du public recevant une limite de dose annuelle de 1 mSv.

Conformément au paragraphe 305(a) du Recueil AIEA TS-R-1 (ST-1, modifié), 2000, (Règlements de transport des matières radioactives), la procédure décrite, afin de limiter à moins de 1 mSv les doses annuelles engendrées par les activités de transport, permettrait l'exécution du travail sans "modèles spéciaux, ni contrôle détaillé, ni programme d'évaluation des doses; ni archives individuelles".

Le but de la classification explicitée ci-dessous est de permettre à un expert qualifié en Radioprotection (RPS) de confirmer qu'une telle technique de travail est généralement appliquée dans le port ou les installations concernées et que le RPS ainsi que le Conseiller en Radioprotection (RPA) peuvent examiner les techniques de travail pour confirmer un résultat radiologique satisfaisant. Il est recommandé aux RPS et RPA de faire des enquêtes lorsque des techniques différentes sont identifiées.

A Objectif et Plan des Normes de Sûreté de base (BSS) [26]

A1.1 Les Règlements de transport internationaux (AIEA) établissent des normes de sûreté permettant un niveau acceptable de contrôle du rayonnement des individus, des biens et de l'environnement, lors du transport de matières radioactives.

A1.2 Deux conditions d'exposition sont reconnues par les BSS :

- (a) celles qui sont prévisibles et qui peuvent être limitées par le contrôle, en appliquant un système de limitation de dose, y compris le développement des procédures de fonctionnement satisfaisantes; et
- (b) des conditions où la source de l'exposition n'est pas soumise au contrôle, de telle façon que toute exposition ultérieure ne peut être limitée que par des mesures correctives.

A1.3 Le système pour limiter la dose exige la justification de la technique, l'optimisation de la protection, ainsi que des limites de dose annuelles spécifiées. La justification exige que la technique produise un avantage positif net. L'optimisation exige que les procédures et activités

assurent que les doses sont "aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre" [ALARA], en prenant en compte les facteurs économiques et sociaux.

Limites de dose, extraites des Normes de Sûreté de base de l'IAEA

	Dose effective, par an, moyennée sur 5 années consécutives	Dose effective, en une seule année
Travailleurs	20 mSv	50 mSv
Membres du public	---	1 mSv

Contrainte de dose, prise comme valeur de travail pour les conditions d'exposition des travailleurs dans les ports et installations

Valeur de la dose cible pour les dockers (n'est pas prévue être dépassée)	
	Valeur maximale en une année seule.
Dockers	1 mSv

- A2.1 La valeur pour les dockers n'est pas une limite de dose. Il s'agit plutôt d'une valeur cible, prévue. La valeur de 1mSv définit pour un membre du public a peu de probabilité d'être dépassé par les dockers. La dose du docker type est inférieure à 20 % de 1 mSv.
- A2.2 Dans toutes les zones du port ou des installations portuaires, les valeurs de la dose cible devraient être respectées, à condition que la manutention manuelle des cargaisons de matières radioactives soit :
- (a) allouée aléatoirement, comme cela semble être la pratique courante, ou
 - (b) distribuée de façon égale pour la totalité du personnel.
- A2.3 Si le Superviseur en Radioprotection a des doutes quant aux durées d'exposition annuelles mentionnées dans ce document, donc sur la possibilité de respecter les doses proposées, une étude locale visant la fréquence d'exposition, le niveau d'exposition ainsi que l'étendue des débits de dose associés aux CTU (unités de transport en container) manipulées, doit confirmer que la dose de rayonnement reçue par les travailleurs est faible. Lorsque les doutes persistent, le Conseiller de Radioprotection doit être consulté et une enquête doit être menée sur les circonstances concernées. Cette enquête peut exiger que les travailleurs portent des dosimètres individuels.
- A2.4 Les circonstances peuvent différer de celles décrites dans ledit rapport de recherche ICHCA, et il faudrait anticiper des doses plus élevées que les valeurs cibles, en dépit des efforts pour obtenir des réductions. Dans ces circonstances, le Conseiller en Radioprotection doit enregistrer les plus fortes doses, produire un rapport écrit donnant les raisons pour les niveaux plus élevés et donner une justification de l'opération dans son rapport aux autorités du port. Son rapport doit inclure des détails des mesures prises ou à prendre, afin d'atteindre des taux d'exposition inférieurs.
- A2.5 Un exemple d'un port du Royaume Uni qui exige la surveillance radiologique intégrale.
- A2.5.1 Au Royaume Uni, il existe un terminal consacré au chargement et déchargement de châteaux contenant du combustible nucléaire irradié. Un seul groupe de huit dockers est employé à cette fin. Des dosimètres individuels sont employés par ce seul petit groupe de dockers, parce que les débits de dose externes des colis dépassent ceux normalement rencontrés dans d'autres ports d'un facteur de 15 à 20.

A2.5.2 Ce groupe de dockers reçoit environ dix expéditions par an, comportant au total moins de 100 châteaux contenant du combustible nucléaire irradié, chaque château pesant entre 40 et 90 tonnes. Le gros du travail consiste à la manutention rapprochée des châteaux, à libérer les retenues et à fixer les ferrures de hissage. Une fois sorti du navire, chaque château est chargé sur un wagon de chemin de fer où un travail semblable est exigé pour verrouiller solidement le château sur le wagon. Pour chaque château manipulé, ces dockers passent au moins trois fois plus de temps que celui nécessaire pour un CTU moyen, et la charge de travail annuelle est plus de cinq fois supérieure à celle des travailleurs semblables manipulant des matières radioactives dans les ports ou installations portuaires non spécialisés.

A2.5.3 Les dossiers ont montré que les doses annuelles reçues par ces dockers correspondaient approximativement à la dose cible. Puisqu'il s'agit du seul groupe connu de dockers contrôlés, leurs niveaux d'exposition au rayonnement soutiennent les hypothèses faites pour tous les autres groupes de dockers travaillant sur les colis moins fréquemment, avec moins de temps passé par unité de cargaison manipulée, et travaillant avec des débits de dose inférieurs.

B Mesures de débit de dose et évaluation de dose basées sur les cargaisons antérieures de matières radioactives

B1 Matières non irradiées du cycle de combustible nucléaire

B1.1 Selon des données venant du Royaume Uni, un port très fréquenté pourrait traiter environ 200 cargaisons de matières radioactives en une année, 20 % duquel (c'est-à-dire 40 navires) peut nécessiter l'intervention de dockers pour un travail manuel de proximité - enlever ou attacher les arrimages et/ou les verrous rotatifs retenant les conteneurs de fret ISO. Les autres navires (80 %) utilisent des glissières cellulaires ainsi qu'une manutention automatique. Les chargements en vrac les plus communs consistent en des matières destinées au transport de combustible neuf pour les centrales nucléaires et sont détaillés dans le tableau ci-après :

Matières radioactives régulièrement rencontrées

Type de matière	Cargaison moyenne	Cargaison moyenne	débit de dose à une distance de 1 mètre
Minerai d'uranium concentré [UOC]	5 conteneurs	50 conteneurs	20 μ Sv.h ⁻¹
Hexafluorure d'uranium [HEX]	5 conteneurs	25 conteneurs	10 μ Sv.h ⁻¹
HEX enrichi	2 conteneurs	5 conteneurs	< 2 μ Sv.h ⁻¹
Dioxyde d'uranium [UO ₂]	2 conteneurs	4 conteneurs	10 μ Sv.h ⁻¹
Source majeure pour thérapie médicale #	1 conteneur	1 conteneur	10 à 30 μ Sv.h ⁻¹

#Cette source dépasse rarement 1 mètre cube, mais elle est transportée dans un CTU standard de 6 mètres de bng. Les débits de dose (colonne 4) à 1 m sont fort réduits sur l'extérieur de ce conteneur.

B1.2 Concentré de minerai d'uranium [UOC]

Cette matière se compose du minerai extrait et chimiquement purifié, chargé dans des fûts de 200 litres, portés dans des CTU pouvant contenir entre 36 et 54 fûts, en rangées simples ou doubles, avec les cadres internes pour retenir les mouvements des fûts pendant le transport.

Cette matière peut être une poudre jaune, verte, brune olive ou noire, aussi fine que du sable ou en pastilles grossières, longues de 10 à 20 mm.

B1.3 Hexafluorure d'uranium [HEX]

Cette matière est produite à partir du concentré de minerai d'uranium, à une phase antérieure à la production du bioxyde d'uranium. Dans sa forme "naturelle" d'hexafluorure d'uranium, le composant générant la puissance (l'uranium-235) est relativement faible, ne représentant que 0,7 % du poids; ceci doit être augmenté à jusqu'à 2 % ou 4 % pour les centrales électriques modernes. Ceci se fait en extrayant l'uranium 235 de l'hexafluorure d'uranium "naturel" et en concentrant (enrichissant) une partie de l'hexafluorure, qui devient ensuite "fissile" (voir ci-dessous). L'hexafluorure restant est alors connue comme de "l'hexafluorure d'uranium épuisé". L'hexafluorure d'uranium, dans toutes ses différentes formes, est un solide BLANC cristallin à température ambiante; elle est transportée soit dans de grands réservoirs en acier de 1.2 mètres de diamètre par 4.8 mètres de long, soit dans des réservoirs plus petits, de 0.2 m de diamètre par 3 m de long. Les grands réservoirs sont transportés dans des CTU consistant en des wagons découverts sans parois ("flatracks"); les plus petits réservoirs sont transportés par cinq dans une CTU standard. Un réservoir désigné comme étant "vide" 'peut toujours contenir des restes de matière radioactive, moyennant une procédure de nettoyage. Les réservoirs sont prévus d'être solidement verrouillés sur des cadres au moyen d'arrimages, puis montés à l'intérieur des CTU.

B1.4 Dioxyde d'uranium [UO2]

Le dioxyde d'uranium est la matière transformée dérivée de l'hexafluorure d'uranium enrichie. Initialement, il consiste en une poudre NOIRE qui peut être frittée en petites pastilles cylindriques. Plusieurs centaines de ces pastilles sont chargées dans des tubes en acier inoxydable, puis sont constitués en assemblages, formant de nouveaux éléments combustibles pour utilisation dans les centrales nucléaires.

B1.5 Matière fissile

Les HEX (B1.3) et bioxyde d'uranium (B1.4) enrichis sont désignés comme étant "fissiles", et des précautions complémentaires sont nécessaires pour la manutention sans danger de ces matières. Parmi les précautions complémentaires il existe une exigence concernant les 'distances de séparation', semblable à celles employées à bord les navires, mais en rapport avec la quantité fissile. Ces matières ne présentent aucun danger supplémentaire de rayonnement par rapport à toute autre cargaison de matière radioactive.

B1.6 Caractéristiques radiologiques communes

Toutes les matières précitées entraînent des doses externes relativement faibles autour de leurs conteneurs, comme le montre le tableau ci-dessus. Ils constituent la majorité des expéditions rencontrées dans les ports et installations les plus fréquentés, c'est-à-dire, traitant plus de 200 expéditions de matières radioactives dans une année, avec une exception quant aux mouvements de colis de radionucléides, qui peuvent être plus importants si le transport est régulier.

B 2 Colis de radionucléides

B2.1 La fréquence de chargement de ces colis dans les ports ou zones portuaires est associée au statut du pays en question en termes de producteur majeur de radionucléides ou non.

B2.2 Il est possible qu'un pays non producteur assure la manutention de moins de dix ou vingt expéditions dans une année. Les colis sont sous forme d'unité unique, normalement grande et lourd (de 100 kg jusqu'à 1 tonne), dans un conteneur de transport, et destinée pour l'utilisation d'un hôpital local, ou une installation d'exploration pétrolière ou gazière, ou pour des

applications industrielles. Ou bien, plusieurs colis plus petits - de 5 à 50 kg - également destinés à des applications industrielles, peuvent être traités en une année. Il est peu probable que la plupart de ces colis aient un IT dépassant 3 (30 Sv/h à 1 m), semblable aux autres colis décrits ci-dessus.

- B2.3 Un pays producteur de radionucléides, ayant des exportations locales vers les pays contigus, pourrait traiter plusieurs expéditions par semaine (chacune comportant entre quelques dizaines jusqu'à quelques centaines de colis), normalement transportés par véhicules routiers sur des navires transrouliers, pour entreprendre des voyages de courte durée. Ces colis sont destinés pour utilisation des hôpitaux, et contiennent beaucoup de matières différentes, la plupart desquelles sont de période courte, nécessitant donc une distribution rapide.

Ces expéditions peuvent engendrer des débits de dose externes parmi les plus élevés possibles, avec des IT véhicule allant de 10 jusqu'à 200. Les durées de chargement et de déchargement sont très réduites, généralement sans la participation des dockers, bien qu'une exposition transitoire lors des passages des véhicules puisse atteindre une ou deux dizaines de micro-Sieverts par an.

B3 Matières irradiées du cycle de combustible nucléaire

- B3.1 Ces articles consistent normalement en de grands châteaux de 100 tonnes contenant du combustible épuisé, transportés soit sur des wagons de chemin de fer, soit des véhicules routiers spécialement conçus, embarqués sur des navires transrouliers ou à manutention verticale. Parfois, du combustible de réacteur de recherche est transporté dans des châteaux beaucoup plus petits de 10 à 20 tonnes, verrouillés dans des CTU spécialement renforcées. A cause de la nature spécifique de ces expéditions, elles sont traitées dans des terminaux spécialisés, les dockers étant surveillés de près pendant la durée des opérations. Les durées normales d'accès autour de ces expéditions dans les ports et zones portuaires non spécialisés, sont comptabilisées en termes de minutes de temps d'accès pour un château seul, les doses engendrées par ce travail étant négligeables.

B4 Doses mesurées et évaluées survenant pendant la manutention de cargaisons

- B4.1 En une année, trois navires transportant du minerai d'uranium concentré dans des CTU, ont pris le même poste à quai sur trois mois consécutifs. Toutes les opérations de déchargement ont nécessité une manutention manuelle pour ôter les arrimages et ouvrir les verrous rotatifs des conteneurs. Les expéditions ont comporté un total de 25, 27 et 29 CTU, avec des débits de dose allant de 10 à 20 $\mu\text{Sv.h}^{-1}$ à une distance de 1 mètre. Des dosimètres électroniques individuels ont été remis aux conducteurs sélectionnés de tracteurs, de chariots cavaliers ainsi qu'aux groupes à bord des navires pour la durée de chaque déchargement de cargaison. Trois autres navires transrouliers, transportant des véhicules chargés de différents types de matières radioactives, ont également été étudiés, et des évaluations de dose ont été effectuées sur les dockers ou membres de l'équipage employés à l'arrimage des véhicules.

Doses reçues par les travailleurs à bord des navires pendant le chargement et déchargement

Navires A, B et C : doses mesurées Navires D, E et F : doses évaluées	Cargaison	Temps passé	Dockers à bord	Dockers sur le quai
A [transroulier moderne]	29 conteneurs	4 h	10 et 12 μSv	5 μSv conducteur tracteur
B [manutention verticale moderne]	27 conteneurs	8 h *	~20 μSv	
C manutention verticale [plus ancienne] Moitié de la cargaison enlevée avant panne de grue. les Dockers restés à bord, ont reçu un supplément ~10 μSv	13 conteneurs (~50 %) Panne de grue # 21 conteneurs 25 conteneurs	2 h 4 h 6 h	11 et 12 μSv 20 et 22 μSv 28 et 38 μSv	2 μSv , sur le quai
D [Transroulier moderne]	6 réservoirs sur camions	1 h	~1 μSv	
E [transroulier passager]	1 véhicule, radionucléides,	5 min	~10 μSv	
F [transroulier ferroviaire]	2 châteaux, (combustible irradié.)	5 min	< 5 μSv	

* CTU endommagé, cadre déformé - nécessite des élingues pour sortir le conteneur du navire.

panne de grue pendant le déchargement; les travailleurs sont restés à bord, recevant ainsi entre 8 et 16 μSv supplémentaires pendant l'attente.

Les doses enregistrées en colonne 4 pour le navire C montrent une augmentation progressive de dose due à l'attente.

B4.2 Les navires A, B et C étaient les seuls navires transportant des matières radioactives traitées dans ce port dans l'année. Les trois groupes de travailleurs étaient différents à chaque occasion. Les trois expéditions ont représenté 25 % de l'ensemble du minerai d'uranium concentré importé pendant l'année, le restant entrant dans le pays par trois autres ports. Pour les autres navires à manutention verticale, la manutention a été faite sans dose pour les travailleurs à bord.

B5 Conclusion

B5.1 Un docker en train de décharger une grande cargaison de matière radioactive (20 - 30 CTU) nécessitant la manipulation manuelle des verrous tournants ou des arrimages, recevrait entre 10 et 30 μSv sur une période de 4 à 6 heures. Pendant une grande partie de ce temps, il y aurait également manutention de la cargaison des matières non radioactives. Les expéditions moyennes comporteraient cinq CTU, et la dose pour un travailleur individuel ne serait pas prévu de dépasser les 5 μSv .

B5.2 Les mesures contenues dans le tableau sont typiques des chargements de matières radioactives fréquemment rencontrés dans la plupart des ports et installations. Les mesures relevées à une distance de 1 mètre de CTU au moyen de tout contrôleur à main, montreront l'équivalent de la valeur maximale par rapport à la valeur IT indiquée sur le panneau. Ce débit de dose maximal mesuré est habituellement rencontré dans la longueur partielle des deux côtés latéraux d'un conteneur, mais est rarement trouvé sur le périmètre entier du conteneur. Les débits de dose aux extrémités et aux coins seront réduits à environ la moitié de la valeur maximale. (C'est aux coins d'une CTU que les verrous tournants sont normalement positionnés).

B6 Les situations mobiles

- B6.1 Les débits de dose indiqués dans le tableau supposent que pour une période de déchargement typique de 4 à 8 heures, des doses journalières théoriques de 40 à 160 μSv pourraient être reçues par un docker. Dans la pratique, personne ne travaillant dans la zone se tient à la même position pour la totalité de la période de déchargement de quatre à huit heures. Pour une cargaison contenant jusqu'à 30 conteneurs, le temps réel passé près de chaque conteneur est moins de 5 à 6 minutes. Avec le travail partagé entre deux groupes de six personnes, travaillant en paires à tour de rôle sur chaque CTU, ceci donnerait – généralement- un total de cinq conteneurs traités par chaque paire, chacun intervenant pendant 1/10 d'heure. L'exposition pour chaque cargaison ne durerait généralement pas plus d'une heure, traduisant une dose allant jusqu'à 20 μSv (se reporter au tableau en Annexe C ci-après).
- B6.2 Les expéditions importantes sont habituellement rangées en un groupe de CTU, deux de haut, quatre à huit conteneurs de large, en deux lignes ou plus. Une telle disposition rend difficile pour un travailleur de se déplacer sur un autre ensemble de CTU, donc de s'éloigner de celles contenant les matières radioactives. Il est important pour un chef de groupe de prendre note des périodes creuses et de déplacer les travailleurs loin des zones de cargaison radioactive, dans la mesure du possible.
- B6.3 Sans une telle surveillance, il est facile de dépasser les valeurs de dose préconisées. L'Annexe C montre un exemple d'une panne de grue où les membres des deux groupes de dockers sont restés assis sur des conteneurs de cargaison de Classe 7 pour une heure supplémentaire, recevant donc un supplément de 10 à 20 μSv .
- B6.4 Des mesures sont à prendre afin de confirmer que les valeurs IT des cargaisons sont celles prévues, et telles que précisées sur les panneaux. Le temps passé près de ce genre de chargements est un facteur plus important pour le contrôle de la dose que le débit de dose lui-même, d'où la nécessité de vigilance des superviseurs.
- B7 Les situations statiques
- B7.1 Lorsque des expéditions de plusieurs CTU doivent rester sur le dock ou les installations portuaires pour des périodes supérieures à quelques heures, des précautions complémentaires sont nécessaires dans le voisinage de l'empilement. Il est coutumier de stocker de tels chargements au centre de l'empilement d'un CTU, puis d'exclure toutes les personnes sauf celles impliquées dans la livraison des unités. Ceci éviterait au personnel de stationner près de l'empilement. Les vitesses de livraison sont telles qu'un chariot élévateur, semi-remorque ou chariot cavalier passerait à côté d'une telle pile en moins d'une minute. Ceci pourrait être répété à plusieurs reprises pendant la journée, avant qu'un itinéraire différent ne soit exigé. De telles périodes d'exposition sont courtes, engendrant des doses journalières de moins de 1 ou 2 μSv .
- B7.2 Si les travailleurs à pied doivent être dans la zone d'entreposage, une séparation de quelques 5 à 10 m entre le travailleur et la zone serait exigée si les périodes accumulées de travail pouvaient atteindre 24 heures pendant la période du stockage. Ceci limiterait les doses reçues pendant 24 heures, entre 5 et 10 μSv .
- B7.3 Les membres du public et les employés ne dépendant pas du port, doivent être exclus de la zone d'entreposage et doivent être séparés de cette dernière par une barrière (physique, théorique ou par consignes), placée à une distance minimale de 10 à 20 m de l'empilement. Les personnes ayant besoin de pénétrer dans la zone doivent être correctement autorisées, surveillées et accompagnées, leur temps de présence étant limité, de sorte qu'ils n'aient qu'une très faible probabilité de dépasser une dose de 10 μSv dans la semaine de travail.

entière. Si de telles personnes sont déjà soumises à un contrôle individuel de rayonnement, les contraintes peuvent ne pas s'appliquer. Dans ces cas, consulter le RPS.

=====

C Une évaluation de dose dans les ports et les zones portuaires

C1 Un examen avec visites dans les ports et zones portuaires du Royaume Uni laisse supposer qu'il existe deux cas extrêmes :

- (a) les grands ports, employant entre 300 et 2000 dockers, avec plus de 2 000 navires annuellement, et
 - (b) les ports plus petits, employant moins de 20 ou 30 dockers, avec entre 200 et 300 navires par an,
- et une diversité de ports entre ces cas.

Modèle de base pour l'évaluation de dose

Nombres de travailleurs dans les docks et installations portuaires

Beaucoup de porte-conteneurs modernes sont complètement automatisés, n'ayant aucune contrainte concernant le déserrage des retenues, tandis que les navires et ferries plus anciens exigent la manutention manuelle des retenues pendant le chargement et déchargement de la cargaison. La manutention manuelle prédomine dans les petits ports, et la manutention automatique dans les terminaux à conteneurs. Les exigences des ports varient, mais les nombres de travailleurs sont les suivants :

Port principal = > 1200 (souvent plusieurs milliers)

Petit port = ~ 300

Très petit port = 10 à 30

Ce sont les personnes maniant les chargements manuellement comme travail principal dans le port; les autres travailleurs non participants sont exclus de cette estimation. A bord des navires, un ou deux groupes de dockers (en fonction des dimensions du navire) sont employés au déserrage des retenues. Un tel groupe compte environ six personnes.

Mouvements de cargaisons de matières radioactives

Le trafic radioactif = Nombre de chargements de matière radioactive = 1 sur 10

Facteur (RTF) - Nombre global de chargements entrant dans le port 1 sur 20

Port très fréquenté = 200 sur 4000 chargements par an

Petit port = 50 sur 1000 chargements par an

Très petit port = 12 sur 250 chargements par an

Sélection aléatoire des dockers et manutention de cargaisons

Pour un porte-conteneurs moyen (150 mètres de long) il y aurait deux groupes de dockers pour déserrer les verrous rotatifs ou attacher ou choquer les arrimages. Ceci concernerait donc 12 travailleurs sur le total d'environ 1200, soit 1 sur 100 (ou plus).

Pour 200 chargements par an, cela suggère qu'une sélection aléatoire des tâches attribuées engendrerait un risque d'exposition de deux chargements par an pour chaque groupe de dockers

Dose engendrée par une cargaison seule [Annexe C, Tableau]

Pour une cargaison type de cinq CTU de matière radioactive, la dose reçue = 10 μ Sv pour moins d'une heure

Pour une cargaison type de 25 CTU de matière radioactive, la dose reçue = 30 μ Sv pour environ 4 heures. Les doses et les temps représentent des valeurs types observées.

Exemple d'évaluation - dose annuelle survenant de la manutention de cargaisons

Supposons un groupe de dockers ayant une charge de travail équivalant à une cargaison de matière radioactive par mois.

Généralement, il s'agirait de 11 chargements de cinq CTU, et une grande cargaison de 25 CTU, donnant des valeurs de 10 et de 30 μ Sv respectivement :

La dose annuelle = (11 chargements avec 10 μ Sv et un chargement avec 30 μ Sv) : total pour année = 140 μ Sv

Cette évaluation est fournie comme exemple pour servir de base à d'autres évaluations pour des situations différentes. A condition que les tâches de manutention manuelles soient partagées équitablement parmi les groupes de dockers, que ce soit par sélection aléatoire pour une main-d'oeuvre plus importante, ou par allocation depuis une liste de service partagée pour les groupes plus réduits, il y a peu de probabilité qu'un travailleur dans un port dépassera de façon significative la valeur proposée ci-dessus, et il serait très improbable qu'il dépasserait la cible des 1000 μ Sv [1 mSv] proposée pour les fins de contrôle de la dose.

- C2 Remarques à l'attention des agents de sûreté mettant en vigueur les procédures d'évaluation
- C2.1 Le modèle décrit ci-dessus est considéré comme étant robuste et, pour la majorité des ports, il est peu probable qu'il s'écarte par plus d'un facteur deux de l'exemple d'évaluation cité. De plus, d'après le modèle, il est très improbable qu'un docker employé dans un port général (à l'opposé d'un port dit "spécialisé"), dépasse la "dose cible" de 1000 μSv [1 mSv] - qui correspond à la limite de dose courante pour un membre du public [1 mSv].
- C2.2 Les ports spécialisés sont normalement situés près de sites nucléaires. Les sites nucléaires opèrent une surveillance radiologique des chargements, des travailleurs et de l'environnement dans un tel port. Les doses enregistrées dans le seul port spécialisé du Royaume Uni étaient autour de la dose cible de 1000 μSv en 1997. Les dockers en question étaient sujets au contrôle et à la surveillance intégrale puisque toutes leurs activités de manutention des cargaisons concernaient les chargements de matières radioactives.
- C2.3 Cependant, l'importance de la main-d'oeuvre, les nombres de navires, l'allocation du travail et les doses résultant des différents chargements sont des variables. Les exemples cités sont basés sur l'expérience acquise au Royaume Uni dans les petits et grands ports ayant des chargements de matières radioactives entrants et sortants; certaines des installations utilisent la manutention automatique à une hauteur de 80 %, tandis que dans d'autres, utilisent la manutention manuelle à 100 %. Les doses précisées à l'annexe C ont été mesurées dans la mesure du possible, ou estimées lorsque il manquait suffisamment de temps pour le contrôle.
- C2.4 Il n'existait pas deux ports ayant des opérations identiques, mais tous les ports étaient très semblables dans la pratique.
- C2.5 Le RSP, avec le conseil du Conseiller en Radioprotection, doit être capable de confirmer si les activités et opérations dans son port varient de façon significative de celles décrites ci-dessus, ou si elles exigent une étude détaillée.
- C2.6 Le point de départ de toute évaluation est une étude des nombres d'expéditions d'une année antérieure, donnant les nombres de chargements de matières radioactives manutentionnés. Un soin particulier sera nécessaire afin de distinguer entre importations et exportations, ainsi que les expéditions avec escale ("transit"), restant à bord. Ces dernières sont rangées fréquemment en cale, et peuvent n'avoir qu'un effet réduit sur les travailleurs.
- C2.7 Pour un port très fréquenté avec de grands nombres de dockers employés à la manutention manuelle de ces chargements, il peut être difficile de déterminer le nombre réel de fois qu'un groupe donné de travailleurs est affecté à ce travail, à moins de tenir un dossier des allocations couvrant une période de quelques semaines ou mois.
- C2.8 Les petits ports, ayant moins de dockers, peuvent être placés de telle façon que leurs facteurs de charge de travail soient plus importants. Un exemple d'un port présentant la possibilité de facteurs plus élevés, serait celui fournissant des prestations vers des installations d'exploration gazières ou pétrolières en mer, vers lesquelles les sources de rayonnement industrielles pour la radiographie des puits sont transportées régulièrement par de petits unités de service chargées par les mêmes équipes réduites de dockers.
- C2.9 Les émissions de rayonnement engendrées par différentes expéditions sont limitées par les règlements internationaux, qui gouvernent les doses externes évaluées autour des colis (conteneurs et réservoirs). Des études de tels colis ont montré que les matières radioactives

rencontrées le plus fréquemment dans les ports ont donné les valeurs reproduites en Annexe C.

- C2.10 Les durées d'exposition à bord les navires ont été observés. Les expéditions comportant des quantités réduites de CTU sont généralement rangées ensemble, soit dans une même cale, soit sur un seul panneau de cale, de façon à ce que l'arrimage ou le déménagement puisse s'effectuer en une opération continue et unique, de durée relativement courte. Lorsqu'une expédition plus importante est divisée en plusieurs groupes, il faut que l'autre partie de la cargaison soit déchargée ou rangée dans les emplacements entre les composants du chargement radioactif. Si les dockers restent à proximité desdites parties de la cargaison de matières radioactives, durant la présence de la cargaison non radioactive, alors les durées d'exposition peuvent augmenter si les manutentionnaires ne s'écartent pas de la zone d'exposition.
- =====

ANNEXE 2

EXEMPLES DE CONTENUS DE RPP EXISTANTS

1. Les RPP existants au Royaume-Uni

A titre d'exemple, au Royaume Uni, un des opérateurs nucléaires principaux a récemment entrepris le développement d'un tel programme spécifiquement pour le transport. Cependant, il est à noter que les opérations de transport de cet opérateur sont conduites en appliquant des procédures de travail existantes, comportant l'exposition au rayonnement des travailleurs, les procédures d'urgence ainsi que d'autres aspects de la protection radiologique et de la sûreté. Au Royaume Uni, les opérations en présence de rayonnements ionisants sont soumises à la Réglementation sur les Rayonnements Ionisants (1999). Cette réglementation exige des dispositions en ce qui concerne :

- Les principes généraux et procédures, y compris l'évaluation du risque, la limitation de la dose et les plans d'urgence.
- Les dispositions pour la gestion de la radioprotection, y compris la nomination de conseillers de radioprotection, et la formation du personnel.
- La désignation des zones, y compris le contrôle des zones.
- La classification et le contrôle de personnes, y compris les évaluations de dose.
- Les dispositions pour le contrôle de substances, articles et matériels radioactifs.
- Les devoirs etc. des employés, y compris l'exigence d'exercer un soin raisonnable lors du travail en présence de rayonnements ionisants.

2. Les RPP existants en Allemagne

En vue du présent Projet de recherche, les dispositions et procédures de radioprotection existantes qui sont en place depuis plusieurs années auprès de deux structures principales assurant le transport, ont été rendues disponibles pour étude et analyse. Ces dispositions s'appliquent à des opérations de transport (par tous les modes) de matières appartenant au cycle combustible, y compris, par exemple, le combustible irradié, le déchet vitrifié fortement radioactif, les déchets de faible et moyenne activité, la poudre de dioxyde d'uranium non irradiée, des éléments combustibles neufs etc. Les opérations sont majoritairement exécutées par deux structures de transport, à savoir :

- Les chemins de fer allemands (Deutsche Bahn AG - DB AG), et
- Nuclear Cargo & Service GmbH (une succursale à part entière de Deutsche Bahn AG).

L'aide fournie par ces organisations de transport, sous forme de support et d'assistance, mérite la reconnaissance. Cependant, il faut admettre que certains matériels fournis sont d'ordre privé et par conséquent l'information disponible est présentée et décrite en des termes généraux.

2.1 Description générale des dispositions de radioprotection existantes

Les dispositions et procédures existantes en termes de programmes de radioprotection, telles que définies au paragraphe 301 des Règlements de transport (N° TS-R-1) ainsi que la documentation associée - "TS.G.1 (avant-projet du 7 juillet 2000)". Les programmes de [radioprotection] devraient inclure, selon besoin, les éléments fonctionnels suivants :

- définition de l'étendue du programme de radioprotection,
- le rôle et les responsabilités pour la mise en oeuvre du RPP,
- l'évaluation de doses et de la contamination de surface,
- les limites de dose, les contraintes de dose et optimisations,
- les distances de séparation,
- les interventions d'urgence et leur préparation,
- la formation,
- l'assurance de la qualité.

2.1.1 Chemins de fer allemands - DB AG

a Etendue des opérations

Les opérations de transport de DB AG comportent essentiellement l'expédition nationale et internationale d'uranium naturel et enrichi sous forme d'hexafluorure d'uranium; le combustible épuisé des centrales électriques vers les spécialistes de retraitement étrangers; les retours de déchets vitrifiés en provenance de la France vers les installations nationales de stockage temporaires; et les déchets de faible ou moyenne activité revenant d'opérations en réacteur en direction des installations de conditionnement ou de stockage temporaires ainsi que les dépôts finaux. Le mode de transport primaire est par le chemin de fer, et en cas de besoin, par la route pour les expéditions entre le terminal le plus proche.

b Rôles et responsabilités

DB AG est un transporteur tel que défini au paragraphe 206 du TS-R-1. DB AG prend en charge des matières radioactives encolisées intégralement préparées pour le transport et ayant une déclaration valide d'expéditeur. De plus, ce transporteur remplit un certain nombre de fonctions de surveillance visant plusieurs sources de rayonnement et des équipements de radiographie en fonctionnement, dans le domaine des essais non destructifs et aux fins de contrôle.

Pour lesdites opérations, une infrastructure de radioprotection complètement développée a été établie, en conformité avec les dispositions et les exigences des règlements nationaux pertinents ayant trait à la radioprotection des personnes, des objets de propriété ainsi que du milieu.

Les fonctions de l'organisation centralisée de radioprotection ("Konzernstrahlenschutz") comportent en particulier les tâches suivantes :

- le développement des objectifs,
- la préparation et la présentation des approbations d'expédition,
- les exigences de notification, par exemple, aux autorités compétentes et autres organismes de réglementation,
- la nomination d'agents de radioprotection (tel qu'exigé par ordonnance de la radioprotection

allemande),

- des services de consultation traitant de la mise en oeuvre de mesures de radioprotection et des conseils pratiques sur site et à l'extérieur,
- la préparation et la distribution de matière de référence dans le domaine de la radioprotection
- la formation et l'information

Chaque société dans le holding DBAG désigne un membre attitré pour le comité directeur chargé de la radioprotection. En dessous de ce niveau "organisationnel" sont nommés des Agents de radioprotection, responsables de la mise en oeuvre et le suivi des mesures nécessaires pour la radioprotection opérationnelle. Au total, environ 150 de ces délégués (agents de radioprotection) sont nommés au sein du holding.

c Evaluation de doses

Les doses professionnelles de rayonnement dans une année pour les personnel ferroviaire sont basées sur des données d'évaluation et de surveillance largement en dessous de la limite de dose courante, qui est de 5 mSv, et également en dessous de la prochaine limite réglementaire de 1 mSv/an.

La dose professionnelle moyenne engendrée par les opérations ayant trait aux expéditions de cargaisons radioactives est d'environ 0,3 mSv par an. Les évaluations de la dose maximale professionnelle annuelle sont basées sur des mesures, et atteignent environ 0,5 mSv par an.

d Limites de dose, optimisation

La prise en compte du principe d'ALARA s'effectue par la mise en oeuvre de consignes de travail détaillées, et des procédures pour les diverses opérations telles que la conduite de locomotives, l'escorte, ou personnel de sûreté.

e La séparation

A part les exigences de séparation réglementaires, des directives détaillées de stockage sont prévues pour les différentes opérations et catégories de transport.

f Dispositions pour les interventions d'urgence

Les dispositions du DB AG en matière d'interventions d'urgence sont recueillies dans un document structuré et modulaire nommé "Directive 423 : Gestion des Urgences". Ce document traite tous les aspects de la planification des urgences, ainsi que la réponse aux situations - incidents et/ou accidents associés aux matières dangereuses, radioactives ou autres. Le document modulaire fournit en particulier des conseils et des consignes de sûreté ayant trait :

- à l'organisation et aux responsabilités,
- aux matériels,
- aux procédures,
- à la coopération avec les organisations d'intervention d'urgence externes et les équipes de secours,
- à la formation et les exercices,
- aux exigences de notification,
- à la documentation ainsi que les exigences d'information.

g Formation et éducation

Les exigences de radioprotection pour les travailleurs de transport, ainsi que l'information de ces derniers, sont définies dans un système de formation comportant des modules structurés connus sous la dénomination "Directives de radioprotection". Les modules adressent les sujets suivants :

- les propriétés des rayonnements,
- les principes de la radioprotection,
- les types de colis,
- les procédures de séparation, en fonction du type de travail à exécuter.

Les modules suivants s'appliquent au transport de matières radioactives :

- 0 094 0001 Principes
- 0 094 0101 Exigences concernant l'utilisation et le transport
- 0 094 0151 Travailleurs occupés à la préparation des trains et les opérations de manoeuvre
- 0 094 0152 Conducteurs de locomotives
- 0 094 0153 Aiguilleurs
- 0 094 0154 Agents de sûreté

2.1.2 Nuclear Cargo & Service GmbH (NCS)

a Etendue des opérations

NCS est une société de transport opérant exclusivement dans le domaine du cycle du combustible nucléaire. Les matières transportées comportent la quasi totalité des produits du cycle du combustible nucléaire : le minerai concentré d'uranium; l'UF₆, l'UO₂; les assemblages combustibles d'uranium neufs et irradiés; le plutonium sous forme d'oxyde et d'assemblages de combustible neufs; et l'uranium très enrichi. Les prestations fournies comportent en particulier :

- l'expédition (organisation du transport par divers modes, y compris les transferts dans les ports, les demandes d'approbations...),
- les prestations de transport routier,
- le chargement et la préparation pour l'envoi de matières radioactives dans des colis appartenant à NCS, par le personnel NCS, et par conséquent l'acceptation - en certains cas - du rôle d'expéditeur,
- le stockage temporaire d'expéditions radioactives dans une installation de stockage temporaire autorisée, parfois en acceptant le rôle d'expéditeur et de consignateur pour les expéditions sortantes et/ou rentrantes,
- des combinaisons desdites prestations.

b Rôles et responsabilités

Un membre du comité directeur de NCS est nommé en conformité avec les lois en vigueur en Allemagne, et sera responsable pour toute question ayant trait à la radioprotection. De plus, ce comité contient un poste de "délégué à la radioprotection" (ou "Radioprotection Officer" au Royaume Uni), lequel, avec son adjoint, est responsable de l'ensemble des aspects opérationnels de la radioprotection, tel que les évaluations de dose, la surveillance de doses et de la contamination, la formation etc. Ce délégué est également chargé de la mise en oeuvre et

la mise en vigueur de l'ensemble des règlements et dispositions concernés, y compris les relations avec les autorités.

c Evaluation de dose

Les conducteurs NCS sont employés dans les opérations de transport (camionnage et expéditions) ayant trait exclusivement aux matières radioactives. De ce fait, depuis plusieurs années les conducteurs de camions de la société subissent une surveillance régulière des rayonnements par le port systématique [de dosimètres individuels]. Les dosimètres photographiques sont analysés tout les mois, les résultats de surveillance étant systématiquement documentés en conformité avec les dispositions de la loi allemande.

Les résultats de la surveillance professionnelle des conducteurs sont indiqués ci-après en termes de la dose annuelle professionnelle moyennée sur une période de 10 ans entre 1990 et 1999 :

Conducteur	A	B	C	D	E	F	G	H
Moyenne annuelle de la dose (mSv)	0,24	0,04	0,24	0,24	0,08	0,26	0,2	0,2

La dose maximale professionnelle enregistrée pour un conducteur sur une année était d'environ 1,8 mSv.

d Evaluation de la contamination de surface

Le niveau de contamination de surface dans les compartiments de charge des véhicules NCS est vérifié régulièrement pour toute expédition ayant le potentiel de générer une contamination de surface sur les colis et matériels. Les résultats de contrôle de la contamination et - si nécessaire - les travaux de décontamination nécessaires - sont documentés.

e Optimisation

Les principes ALARA sont mis en oeuvre principalement par la formation intensive et périodique du personnel. La dose annuelle faible des conducteurs NCS est attribuable principalement à cette formation périodique intensive, ainsi qu'à l'information.

Les précautions essentiels prises pour contrer la contamination potentielle des surfaces des compartiments de charges des véhicules ainsi que les équipements de transport, sont des mesures techniques tel que l'utilisation de bâches, de feuilles de plastique etc.

f Ségrégation

Les conducteurs sont formés pour minimiser la dose encourue pendant les opérations de transport, en se tenant à l'écart du véhicule pendant le chargement, les arrêts et les opérations de déchargement (d'habitude, les conducteurs n'interviennent pas directement dans les opérations de chargement ou de déchargement).

g Intervention d'urgence et préparation

La préparation d'intervention en cas d'urgence pendant le transport passe par les moyens suivants :

- la mise à disposition du conducteur de cartes d'urgence, accompagné des explications correspondantes,
- la disponibilité de systèmes de communication par radiotéléphone entre les véhicules et le centre d'assistance transport de NCS,
 - l'emploi d'un poste de commande de transport, avec des moyens de communication entre les véhicules et la police (en cas de transport de matières fissiles),
- la présence d'un spécialiste de la radioprotection, en service dans le poste de commande (en cas d'expéditions ayant la catégorie de sûreté "I")

De plus, des marchés ont été conclus avec KHG mbH, une organisation d'interventions d'urgence, fondée par les services publics et les sociétés intervenant dans le cycle du combustible nucléaire, pour la fourniture d'une assistance opérationnelle en cas d'urgences radiologiques, y compris les incidents ou accidents.

KHG dispose des matériels de secours appropriés, tels les véhicules télécommandés, les équipements de surveillance et de décontamination, les matières de protection, ainsi, qu'un poste de commande mobile.

h Formation

L'ensemble du personnel de NCS (excepté le personnel administratif) reçoit une instruction et une formation de base à intervalles appropriées. Le niveau et l'étendue de la formation et des informations sont adaptés aux responsabilités de chaque individu.

Les transitaires reçoivent une formation de base de deux semaines à l'extérieur. Les conducteurs reçoivent la formation prescrite par les règlements pour le transport des marchandises dangereuses.

Les conducteurs de transport convoyant des matières fissiles, ainsi que le personnel du poste de commande, reçoivent une formation spéciale complémentaire telle que préconisée par la réglementation allemande pour le transport de matières fissiles.

Le recyclage de base périodique ainsi que l'information représentent une partie considérable du temps de travail, atteignant 20 % environ du temps de travail normal des membres du personnel employés sur les expéditions de classe I.

La formation est organisée à l'avance et est documentée avec attention.

i L'assurance de la qualité

Les activités d'assurance de la qualité sont habituelles et représentent une partie intégrante du programme d'assurance qualité de NCS.

2.2 Précisions sur les éléments du RPP existant

Ce chapitre présente quelques éléments du programme de radioprotection existant, et donne des précisions sur les dispositions présentées dans le chapitre précédent du document,

concernant :

- DB AG (Deutsche Bahn AG), Gestion des Urgences, description des modules,
- DB AG (Deutsche Bahn AG), Module N° 094 0151 - "Directive de la Radioprotection / Transport des matières radioactives / Personnels employés dans la préparation du transport et les opérations de manoeuvre"
- NCS GmbH, Documentation pour le transport routier : Annexe à la lettre de transport, selon ADR élargement 2709.

2.2.1 Description des modules de gestion urgence chez DB AG

Module 423.0101 : Principes

Ce module décrit l'origine de la réglementation ayant trait aux interventions d'urgence. Il contient également le texte d'un accord entre DB AG et les Etats allemands concernant la coopération en matière d'interventions d'urgence.

Module 423.0110 : Préparation des interventions d'urgence

Ce module traite de l'organisation visant la gestion des urgences, la préparation des documents, les outils employés par le Directeur de Secours, et décrit la coordination entre les différentes Divisions de DB AG entre elles aussi bien qu'avec les organismes externes.

Module 423.0120 : Matériel de secours.

Ce module décrit les responsabilités pour l'utilisation des véhicules de secours. Les annexes décrivent les différents types de véhicules d'intervention.

Module 423.0130 : plan d'urgence pour les trains de passagers

Ce module décrit le nombre minimal des membres du personnel ayant une formation en intervention d'urgence à bord d'un train de passagers, ainsi que les actions nécessaires en cas d'incendie à bord d'un train.

Module 423.0140 : actions d'intervention d'urgence sur le lieu d'un accident

Ce module décrit les tâches du Directeur des interventions d'urgence sur le lieu de l'accident, et préconise les premiers moyens d'intervention. Il contient également des conseils concernant l'information des autorités, la presse et les autres médias.

Module 423.0150 : services d'urgence externes

Ce module [décrit] les services fournis par les corps de pompiers, les organismes de secours et les autres intervenants externes, afin de limiter les conséquences d'un accident. L'Annexe 1-3 décrit les trains d'interventions d'urgence, ainsi que leur utilisation.

Module 423.0160 : Formation et exercices

Ce module précise qui doit recevoir une formation, et laquelle. L'importance des exercices est signalée. Les exercices doivent être tenues annuellement.

Module 423.0170 : Appels de secours; avis

Ce module décrit l'ensemble des mesures pour demander le secours et signaler les événements d'urgence. Des exigences complémentaires sont décrites en matière d'avertissement en cas d'accidents présentant des dangers associés aux matières radioactives.

Module 423.0180 : Enquête après événements dangereux

Ce module renseigne sur la tenue d'enquêtes, la collecte de données ainsi que l'enregistrement des incidents et accidents.

Module 423.0190 : Statistiques

Ce module précise quels types d'événements seront inclus dans les statistiques, ainsi que les informations et données à rapporter.

2.2.2 DB AG Module 094.0151 : Directive de la Radioprotection / Transport des matières radioactives / Personnels employés dans la préparation des trains et les opérations de manoeuvre

Plan du document

Le but de la Directive est de donner des conseils concernant les opérations de travail à proximité de wagons de chemin de fer portant l'emblème du rayonnement ("trèfle"), et de renseigner au sujet de l'effet sanitaire potentiel des rayonnements ionisants, ainsi que les mesures de protection concernées raisonnablement à mettre en oeuvre. Le module s'applique aux travailleurs employés sur la préparation de trains et les opérations de manoeuvre. La radioprotection des conducteurs de locomotives est traitée dans le module 094.0152.

Notes aux travailleurs

Dans les conditions routinières de transport, il n'y a pas de risque de contamination, ni de risque d'approcher les limites de dose. Par conséquent, les mesures de contamination ou de contrôle de dose individuelle ne sont pas nécessaires.

Le nombre total d'expéditions, ainsi que la concentration locale de cargaisons nucléaires, sont contrôlés par l'unité centrale de l'organisation de la radioprotection ("Konzernstrahlenschutz"). Selon besoin, ce service donnera des directives complémentaires concernant le contrôle des rayonnements.

La préparation de trains, ainsi que les opérations de manoeuvre ne constituent pas la "manutention de matières radioactives" selon les sens de l'Ordonnance de la Radioprotection allemande. Les matières radioactives ne sont ni chargées, ni déchargées. Il s'agit d'opérations ferroviaires normales, se faisant parfois dans le champ de rayonnement faible d'une cargaison radioactive correctement conditionnée. Par conséquent, une qualification spéciale en matière de radioprotection n'est pas nécessaire.

Ci-après, nous décrivons sept cas ainsi que les consignes correspondantes concernant le respect des distances, avec les périodes limites à ne pas dépasser à proximité des wagons de chemin de fer contenant une cargaison nucléaire.

Exemple : Parking de wagons de chemin de fer pendant les opérations de manoeuvre. Si un temps de stationnement de plus de 15 minutes est prévu, la distance minimale suivante sera observée : 15 mètres des cabines d'aiguillage et des bâtiments DB AG régulièrement occupés, et 50 mètres des zones d'habitation.

Le module a également une annexe, dont voici la table des matières :

- Forme / Origine / Justification de la présente consigne de radioprotection.

- Information concernant les risques potentiels d'exposition et les mesures de protection; description du système de protection donnée par les règlements de transport.
- Conditions pour l'acceptation de cargaison radioactives par DB AG, ainsi que les procédures de contrôle correspondantes.
- Produits radioactifs transportés par DB AG
- Définitions et nomenclature

2.2.3 Document NCS GmbH pour le transport routier : Annexe au Lettre de transport N° xxx, d'après ADR émargement 2709

La présente partie inclut des informations fournies par l'expéditeur, la déclaration de ce dernier, les débits de dose et les mesures de contamination à effectuer par l'expéditeur et le destinataire. Le document accompagne l'expédition et sera renvoyé à NCS après achèvement de l'expédition. Des exemplaires sont également classés par l'expéditeur et le destinataire.

- Désignation de l'expédition :
- Forme physico-chimique :
- Désignation spécifique d'expédition : Classe 7
- Horaire/programme:
- S'agit-il d'une cargaison exclusive ? - Oui/non
- Matière radioactive : Nucléides, quantité, masse des matières fissiles ?
- Activité :
- Matière fissile exceptée: Oui/non
- Nombre de colis et Type :
- Marque d'identification :
- Catégorie :
- Indice de Transport :
- Déclaration de l'expéditeur : “La nature des marchandises ainsi que le colisage est en conformité avec les Dispositions de l'ADR”
- Lieu, date, signature de l'expéditeur
- Directives pour le transporteur : Aucune disposition spéciale / Dispositions spéciales (+ détails)
- En cas d'incidents de tout genre, NCS doit être tenu informé. Numéro de téléphone xxx pendant / yyy en dehors l'horaires de service normal.
- Données concernant le débit de dose / la contamination.
- Données à compléter par l'expéditeur :
- Débit de dose : Surface du colis / à 1 mètre du colis / En dehors du véhicule / à une distance de 2 mètres du véhicule / dans le siège conducteur
- Contamination à la surface externe du colis (contamination non fixée) :

- Contamination sur la plate-forme du véhicule (avant de charger) :
- Lieu, date, signature du service de radioprotection de l'expéditeur :
- Données à compléter par le service de radioprotection du destinataire:
- Expédition reçue en bonne condition :
- Contamination de surface sur plate-forme du véhicule après déchargement :
- Les limites admissibles conformément à ADR ont été remplies :
- Lieu, date, signature du service de radioprotection du destinataire :

ANNEXE 3

METHODE POUR EVALUER LA DOSE EFFICACE INDIVIDUELLE

1. Estimation de la dose efficace

Pour l'estimation de la dose efficace, l'article 16 de la directive Euratom 96/29 propose d'utiliser les valeurs et corrélations indiquées dans les annexes II et III.

Comme l'indique l'annexe III de la directive, dans le cas d'une exposition externe et interne à un mélange d'isotopes, la dose efficace reçue par un individu du groupe d'âge (g) est déterminée par la formule suivante :

$$E = E_{\text{externe}} + \sum_j h(g)_{j,\text{ing}} J_{j,\text{ing}} + \sum_j h(g)_{j,\text{inh}} J_{j,\text{inh}} \quad (1)$$

où :

E_{externe}	est la dose efficace résultant de l'irradiation externe, exprimée en Sv,
j	est le radionucléide ingéré ou inhalé,
$h(g)_{j,\text{inh}}$ et $h(g)_{j,\text{ing}}$	sont les coefficients de dose (doses efficaces engagées par unité d'incorporation d'un radionucléide j , ingéré ou inhalé par un individu du groupe d'âge g), exprimés en Sv.Bq^{-1} ,
$J_{j,\text{inh}}$ et $J_{j,\text{ing}}$	représentent respectivement les activités incorporées par inhalation ou ingestion du radionucléide j , exprimées en Bq.

Pour les travailleurs exposés, en situation normale, on néglige habituellement l'ingestion pour ne prendre en compte que l'inhalation.

2. Estimation de la dose interne

Comme l'indique la formule (1), l'estimation de la dose efficace nécessite donc, outre l'estimation de la dose externe, la connaissance des paramètres et des données permettant d'estimer la dose interne, à savoir l'activité incorporée et la dose efficace engagée par unité d'incorporation traditionnellement appelée le coefficient de dose interne.

Le coefficient de dose interne peut être calculé au moyen de différents modèles utilisant soit des paramètres de référence, soit des paramètres spécifiques mesurés au moyen de techniques appropriées.

On peut estimer l'activité incorporée, soit à partir de mesures physiques de la contamination atmosphérique effectuées sur le lieu de travail, soit en utilisant des modèles qui permettent d'interpréter les résultats de mesures *in vivo* (anthroporadiamétrie) ou d'analyses biologiques effectuées sur le travailleur exposé.

Dans la suite, on s'attachera plus particulièrement à l'évaluation de ces deux paramètres pour laquelle on dispose de modèles conceptuels, d'outils de calculs et de techniques de mesures.

2.1 MODELES CONCEPTUELS

2.1.1 Modèle dosimétrique

La Publication CIPR 30, complétée et modifiée par les Publications CIPR 56 et CIPR 60, décrit un modèle dosimétrique qui permet de calculer les débits de doses délivrés à un moment donné par un radionucléide, à chaque tissu ou organe, en supposant connue la distribution du radionucléide dans chaque tissu ou organe.

La dose équivalente engagée dans un tissu ou un organe cible par le rayonnement émis par un radionucléide présent dans un tissu ou un organe source est le produit de deux facteurs :

- le nombre total de désintégrations qui vont se produire pendant la période prise en compte après l'incorporation,
- l'énergie absorbée par unité de masse, pondérée par le facteur de qualité de chaque rayonnement émis par la désintégration du radionucléide.

Pour un tissu ou un organe cible, le calcul tiendra compte de la contribution de tous les tissus ou organes dans lequel se trouve le radionucléide incorporé, ainsi que de la contribution des descendants éventuels du radionucléide incorporé.

On obtient la dose efficace en sommant les doses équivalentes aux tissus ou aux organes, pondérées par les facteurs de pondération pour chaque tissu ou organe.

Les facteurs de pondération pour les rayonnements et ceux pour les tissus ou organes sont donnés dans la Publication CIPR 60.

2.1.2 Modèles biocinétiques

On dispose de différents modèles biocinétiques, publiés par la CIPR, qui décrivent le comportement des radionucléides après leur incorporation dans l'organisme humain et qui permettent d'en déduire soit l'activité incorporée par l'individu, soit la dose efficace engagée par l'incorporation de ces radionucléides, sur une durée donnée.

Ces modèles sont le modèle pulmonaire, le modèle digestif et les modèles du métabolisme systémique.

2.1.2.1 Modèle pulmonaire

Le modèle pulmonaire, décrit dans la Publication CIPR 66, permet de simuler, au cours du temps, le dépôt dans les différentes parties du système respiratoire, la clairance mécanique et l'absorption dans le sang des particules ou des gaz inhalés par un individu.

Le système respiratoire est modélisé par une suite de cinq régions composées chacune d'un tissu spécifique. Chaque compartiment se comporte comme un filtre sur lequel les aérosols se déposent avec une efficacité qui dépend à la fois du diamètre aérodynamique des particules, du débit de passage de l'air inspiré et expiré, et donc de l'activité exercée par l'individu, et de ses dimensions anatomiques. Une fois déposées dans un des compartiments du système, les particules sont éliminées à une certaine vitesse soit par transport mécanique vers un autre compartiment ou un autre organe, du système digestif par exemple, soit par absorption dans le sang. L'absorption dans le sang se fait par dissolution du matériau d'abord, puis incorporation dans le sang, et elle dépend de la forme physique et de la forme chimique du radionucléide.

Les paramètres intervenant dans le modèle pulmonaire sont les suivants :

- les paramètres liés à l'individu, à savoir sa taille, son âge, son volume et sa capacité respiratoires, son taux d'inhalation, les affections respiratoires dont il souffre, sa façon de respirer par le nez ou la bouche, son statut de fumeur ou de non fumeur, le type d'activité qu'il exerce. Ces paramètres vont influencer à la fois l'inhalation, le dépôt et

la clairance mécanique des aérosols,

- les paramètres physiques liés au radionucléide, à savoir gaz ou aérosol, et pour les aérosols, la taille des particules, ainsi que leur forme et leur densité. Ces paramètres vont influencer le dépôt et la clairance des particules inhalées,
- la composition chimique du radionucléide, qui va influencer la dissolution et l'absorption du radionucléide dans le sang et les organes.

Associé au modèle digestif, au modèle du métabolisme systémique de l'élément et au modèle dosimétrique, le modèle pulmonaire permet de calculer les doses individuelles équivalentes aux organes et efficaces, engagées sur une durée donnée, par unité d'incorporation.

2.1.2.2 Modèle digestif

Le modèle digestif, décrit dans la Publication CIPR 30, permet de simuler le comportement au cours du temps des radionucléides incorporés au tractus gastro-intestinal humain, à savoir leur rétention et leur excrétion.

Le radionucléide arrive dans le système digestif soit par ingestion directe, soit indirectement par un transfert depuis l'appareil respiratoire.

L'appareil digestif est schématisé par une suite de quatre compartiments considérés comme quatre organes différents qui se déversent successivement l'un dans l'autre, avec pour chacun un temps de résidence moyen. In fine, une partie de l'activité incorporée est absorbée à un certain taux dans le compartiment systémique, pour ensuite suivre le métabolisme de l'élément concerné, le reste étant excrété.

Le facteur d'absorption, égal à la fraction de l'activité ingérée qui est absorbée, dépend de la nature et de la composition chimique du radionucléide incorporé.

Associé au modèle du métabolisme systémique de l'élément, le modèle digestif permet de calculer, au cours du temps, la fraction de l'élément retenue dans les différents organes, ainsi que les fractions éliminées dans les excréta.

Associé au modèle du métabolisme systémique de l'élément et au modèle dosimétrique, le modèle digestif permet également de calculer les doses individuelles équivalentes aux organes et efficaces, engagées sur une durée donnée, par unité d'incorporation.

2.1.3. Modèles du métabolisme systémique

2.1.3.1. Modèles de distribution et de rétention

La Publication CIPR 54, réactualisée par la Publication CIPR 78, fournit un modèle du métabolisme systémique, propre à chaque élément, qui décrit la façon dont l'élément incorporé est distribué et retenu dans les différents organes au cours du temps, après son passage dans le sang.

Associés au modèle dosimétrique du radionucléide, les modèles systémiques de distribution et de rétention permettent d'estimer la fraction d'activité incorporée.

2.1.3.2. Modèle d'excrétion

La Publication CIPR 54, réactualisée par la Publication CIPR 78, fournit également un modèle d'excrétion, propre à chaque élément, qui décrit la façon dont l'élément incorporé est éliminé par voie urinaire et fécale.

Associé au modèle dosimétrique du radionucléide, le modèle d'excrétion permet d'estimer la fraction d'activité incorporée.

Les paramètres intervenant dans les différents modèles sont synthétisés dans le tableau 1.

Tableau 1 - Paramètres intervenant dans les différents modèles

<u>Modèles</u>	<u>Paramètres</u>
<u>Modèle dosimétrique</u>	• période du radionucléide • type et énergie du rayonnement • facteur de pondération du rayonnement
<u>Modèle pulmonaire</u>	• liés à l'individu exposé : * âge, taille, volume respiratoire, taux d'inhalation, affections respiratoires, respiration par le nez ou la bouche, statut fumeur ou non, activité exercée • liés au radionucléide : * forme physique : gaz ou aérosol * pour les aérosols : diamètre des particules, densité, facteur de forme * taux de dissolution et d'absorption dans le sang, dépendant de la forme chimique
<u>Modèle digestif</u>	• liés à l'individu exposé : * âge * temps de résidence dans l'appareil digestif • liés au radionucléide : * taux de dissolution et d'absorption dans le sang
<u>Modèles de distribution et de rétention</u>	• élément
<u>Modèle d'excrétion</u>	• élément

2.2 OUTILS DISPONIBLES POUR CALCULER UN COEFFICIENT DE DOSE INTERNE

2.2.1 Calcul du coefficient de dose par inhalation

L'association :

- du modèle pulmonaire
- du modèle digestif
- du modèles de distribution et rétention
- et du modèle dosimétrique

permet de calculer les coefficients de dose, équivalente et efficace, engagée sur une période donnée par l'inhalation d'un radionucléide.

On a vu dans le tableau 1 que différents paramètres interviennent dans les modèles cités. Pour ces paramètres, on peut soit utiliser des valeurs de référence, ce qui conduira à calculer des valeurs par défaut des coefficients de dose, soit utiliser des valeurs spécifiques et calculer des coefficients de dose spécifiques à une situation donnée.

2.2.1.1. Valeurs de coefficients de dose par défaut

Les publications de la CIPR associées (Publications CIPR 30, CIPR 54, réactualisée par la Publication CIPR 78, CIPR 66) fournissent, pour ces paramètres, des valeurs numériques de référence issues des connaissances actuelles et représentatives des situations les plus fréquemment rencontrées.

On applique le modèle pulmonaire en considérant un travailleur ayant des paramètres morphologiques et physiologiques standard (« reference man ») décrit dans la Publication CIPR 23), respirant par le nez et exerçant sur son lieu de travail une activité de 8 heures par jour, dont 5,5 heures d'exercice à un débit respiratoire de $1,5 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ et 2,5 heures en position assise à un débit respiratoire de $0,54 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$, soit un débit respiratoire moyen de $1,2 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$. On considère que les particules inhalées ont une densité de $3 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$ et sont distribuées avec un écart-type de 2,5 autour d'un diamètre aérodynamique médian en activité égal à $5 \mu\text{m}$, diamètre le plus fréquemment mesuré en milieu industriel. Enfin, les composés inhalés sont classés en trois types correspondant à trois taux d'absorption dans le sang : rapide (F), modéré (M) et lent (S).

Les calculs effectués avec ces valeurs de référence conduisent à des valeurs de coefficients de dose par inhalation applicables au travailleur par défaut (Publication CIPR 68).

Ces valeurs par défaut sont reprises dans les tableaux C1 et C2 de l'annexe III de la directive européenne et leur emploi est recommandé lorsque les radionucléides en présence sont insuffisamment renseignés ou que l'on ne souhaite pas engager de calculs spécifiques de coefficients de dose.

Le tableau C1 indique, pour les travailleurs ainsi que pour les apprentis et les étudiants âgés de 18 ans ou plus, les valeurs de dose efficace engagée par unité d'incorporation pour les radionucléides inhalés sous forme d'aérosols.

Ce tableau comporte, pour chaque radionucléide, des valeurs correspondant respectivement à un diamètre aérodynamique d'aérosol de $1 \mu\text{m}$ et de $5 \mu\text{m}$. Dans le cas où on ne dispose pas d'informations spécifiques sur ce diamètre, la directive ne conseille pas de choisir plus particulièrement l'une ou l'autre des deux valeurs. On peut alors se référer à la Publication CIPR 66 ou au document de base de l'AIEA qui recommandent dans ce cas de choisir la valeur par défaut de $5 \mu\text{m}$.

Le tableau C1 comprend également, pour certains radionucléides, des valeurs correspondant à différents types d'absorption pulmonaire (types F, M, S) avec des valeurs appropriées du facteur de transfert intestinal f_1 . Le tableau E complète ces informations en présentant le type d'absorption à retenir, et donc le coefficient de dose associé, en fonction de la forme chimique sous laquelle peut se présenter, sur le lieu de travail, l'élément considéré. Dans le cas où, pour un élément donné, la forme chimique n'est pas répertoriée dans le tableau E, on choisira le taux d'absorption correspondant à la ligne « composés non spécifiés ».

Le tableau C2 indique les valeurs de dose efficace engagée par unité d'incorporation de gaz solubles ou réactifs, sans préciser à quel type d'individu il s'adresse (travailleurs exposés, personne du public, de quelle classe d'âge ?). Comme le tableau C2 est identique au tableau C1 de la Publication CIPR 68 qui concerne les travailleurs, on peut prendre en compte les valeurs de ce tableau pour les travailleurs exposés ainsi que pour les apprentis et les étudiants âgés de 18 ans ou plus.

On attire par ailleurs l'attention sur le fait que les tableaux C1, C2 et E de la directive européenne, relatifs au travailleur, prennent en compte à la fois la spécificité physiologique du travailleur (activité physique plus intense que celle d'un adulte du public par exemple et donc débits respiratoires spécifiques, budget-temps particulier) et la spécificité de l'ambiance de travail (les formes chimiques renseignées sont celles le plus fréquemment rencontrées en ambiance de travail, et non pas dans l'environnement).

2.2.1.2. Valeurs de coefficients de dose spécifiques

Comme on l'a vu au paragraphe 1.2, la directive européenne laisse aussi la possibilité de recourir «à des méthodes équivalentes». On peut interpréter ceci comme la possibilité de calculer et d'utiliser une valeur de coefficient de dose spécifique lorsque, sur la base d'études expérimentales, on dispose d'informations assez précises sur les différents paramètres intervenant dans les modèles décrits précédemment, et en particulier le modèle pulmonaire.

Il s'agit alors d'utiliser ce modèle, en prenant en compte dans le calcul les caractéristiques spécifiques de l'individu exposé, telles que son âge, sa taille, son volume et sa capacité respiratoires, ses affections respiratoires, sa façon de respirer par le nez ou la bouche, son statut de fumeur ou de non fumeur, le type d'activité exercée (exercice plus ou moins intense pendant une période plus ou moins longue).

On peut également faire les calculs en utilisant des informations spécifiques au radionucléide, telles que le diamètre des aérosols inhalés, leur densité ou leur facteur de forme ou encore leur taux de dissolution et d'absorption dans le sang, directement lié à leur forme chimique.

Des valeurs de taux de dissolution spécifiques à la composition chimique du radionucléide peuvent être obtenues par des expériences menées *in vivo* ou *in vitro*.

On notera que le logiciel LUDEP (Lung Deposition), qui reprend toutes les équations développées dans la Publication CIPR 66, permet d'attribuer des valeurs numériques spécifiques aux paramètres du modèle pulmonaire et ainsi de calculer des valeurs spécifiques de coefficients de dose interne par inhalation.

Par ailleurs, la CIPR est sur le point de publier un CD-ROM contenant des valeurs de coefficients de dose précalculées pour 10 valeurs de diamètres aérodynamiques médians en activité : dans le futur, on pourra aussi utiliser ces valeurs.

2.2.2. Calcul du coefficient de dose par ingestion

L'association :

- du modèle digestif
- des modèles de distribution et rétention
- et du modèle dosimétrique

permet de calculer les coefficients de dose, équivalente et efficace, engagée sur une période donnée par l'ingestion d'un radionucléide.

On a vu dans le tableau 1 que différents paramètres interviennent dans les modèles cités. Pour ces paramètres, on peut soit utiliser des valeurs de référence, ce qui conduira à calculer des valeurs par défaut des coefficients de dose, soit utiliser des valeurs spécifiques et calculer des coefficients de dose spécifiques à une situation donnée.

2.2.2.1. Valeurs de coefficients de dose par défaut

On a vu précédemment que différents paramètres interviennent dans les modèles cités ci-dessus. Les publications de la CIPR associées (Publications CIPR 30 [3], CIPR 54 [4], réactualisée par la Publication CIPR 78 [5], CIPR 56 [6]) fournissent, pour ces paramètres, des valeurs numériques de référence issues des connaissances actuelles ou représentatives des situations les plus fréquemment rencontrées. Les calculs effectués avec ces valeurs de référence conduisent à des valeurs de coefficients de dose par ingestion applicables par défaut au travailleur (Publication CIPR 68 [12]).

Ces valeurs par défaut sont reprises dans des tableaux de l'annexe III de la directive européenne et leur emploi est recommandé lorsque les radionucléides en présence sont insuffisamment renseignés ou que l'on ne souhaite pas engager de calculs spécifiques de coefficients de dose.

Le tableau C1 indique, pour les travailleurs ainsi que pour les apprentis et les étudiants âgés de 18 ans ou plus, les valeurs de dose efficace engagée par unité d'incorporation de radionucléides ingérés.

Le tableau C1 comprend, pour chaque radionucléide, des coefficients de dose correspondant à différentes valeurs du facteur de transfert intestinal f_1 . Pour guider le choix du lecteur, le tableau D complète ces informations en présentant le facteur de transit intestinal à retenir, et donc le coefficient de dose associé, en fonction de la forme chimique sous laquelle se présente l'élément considéré.

2.2.2.2. Valeurs de coefficients de dose spécifiques

La directive européenne laisse aussi la possibilité de calculer et d'utiliser une valeur de coefficient de dose spécifique lorsque, sur la base d'études expérimentales, on dispose d'informations assez précises sur les différents paramètres intervenant dans les modèles décrits précédemment.

On peut utiliser le modèle digestif en prenant en compte dans le calcul des valeurs spécifiques au radionucléide, tel que le facteur de transfert intestinal.

On notera que le logiciel LUDEP [15] permet de calculer des valeurs spécifiques de coefficients de dose interne par ingestion.

2.3.3. Commentaires sur l'estimation des coefficients de dose spécifiques

Pour calculer des valeurs spécifiques de coefficients de dose, on a recommandé l'emploi du logiciel LUDEP parce qu'il reprend les modèles conceptuels de la CIPR décrits précédemment et que de plus, ayant fait l'objet de publications scientifiques et d'intercomparaisons, on peut considérer que son utilisation est validée au niveau international.

Cependant, le texte de la directive européenne autorise des interprétations plus larges de cette notion de « méthodes équivalentes » qui pourraient être comprises comme :

- une utilisation des modèles conceptuels de la CIPR à travers des codes de calcul différents de LUDEP qui devraient alors être validés au niveau international,
- une utilisation de modèles conceptuels différents de ceux de la CIPR qui nécessiteraient eux aussi une validation internationale. Il ne nous paraît cependant pas

souhaitable de mettre en concurrence des modèles conceptuels différents.

La transposition de la directive européenne en texte réglementaire français devra préciser ces points.

2.3 TECHNIQUES DISPONIBLES POUR ESTIMER L'ACTIVITE INCORPOREE

L'activité incorporée par le travailleur peut être estimée soit en associant des mesures physiques (charge corporelle) ou biologiques (analyses d'excréta) aux différents modèles biocinétiques décrits au paragraphe 2, soit, pour l'inhalation, en mesurant la contamination de l'air que le travailleur exposé respire.

2.3.1 Mesure de la charge corporelle

Un comptage effectué *in vivo* sur le corps entier du travailleur ou au niveau d'un organe particulier tel que la thyroïde ou les poumons, permet de mesurer la radioactivité retenue dans l'organisme ou dans l'organe.

A condition d'avoir des points de mesure antérieurs obtenus par une surveillance individuelle continue, un résultat significatif de cette mesure, associé aux modèles de distribution et de rétention du radionucléide considéré, permet de calculer l'activité incorporée par l'individu exposé.

Ces mesures ne s'appliquent qu'aux radionucléides émetteurs de rayonnements détectables à l'extérieur de l'organisme par un (ou des) détecteur(s) appropriés.

Pour chaque radionucléide, la Publication CIPR 54, réactualisée par la Publication CIPR 78, recommande la méthode de mesure la plus appropriée, assortie de sa limite de détection et d'un programme de surveillance du travailleur.

On trouvera par ailleurs dans la référence une description complète des méthodes de mesure directe de l'activité dans le corps humain.

2.3.2. Analyses biologiques

L'analyse radiochimique d'échantillons d'urines ou de matières fécales excrétées par le travailleur permet de mesurer l'activité éliminée par l'organisme.

Le résultat de ces mesures, associé au modèle d'excrétion (urine ou fèces) du radionucléide considéré, permet de calculer l'activité incorporée.

Pour chaque radionucléide, la Publication CIPR 54, réactualisée par la Publication CIPR 78, recommande la méthode d'analyse des échantillons biologiques la plus appropriée, assortie de sa limite de détection et d'un programme de surveillance du travailleur.

On trouvera par ailleurs une description complète des méthodes d'analyses biologiques dans la référence.

Des prélèvements de mucus nasal sont souvent effectués *in situ* : ils sont un signe d'exposition du sujet, mais ne peuvent pas être utilisés pour estimer l'activité incorporée, aucun modèle ne décrivant actuellement les mécanismes liés à ce type de prélèvement.

2.3.3. Mesure physique de la contamination atmosphérique

L'activité volumique de l'air des locaux de travail peut être mesurée sur des échantillons prélevés *in situ* dans l'ambiance de l'atelier, au poste de travail ou dans la zone de respiration

du travailleur. Multipliés par le débit respiratoire, les résultats de cette mesure permettent d'estimer l'activité inhalée par le travailleur.

On peut utiliser des préleveurs statiques [cf annexe D du présent document] qui, placés en des endroits adéquats, fourniront une valeur moyenne de la contamination atmosphérique du lieu de travail. Une étude spécifique des transferts de l'air et des aérosols de la source à l'air ambiant permet d'optimiser la disposition de ces préleveurs [18].

Cependant, les préleveurs statiques ne représentent pas toujours l'ambiance réelle d'exposition du travailleur et l'emploi d'un préleveur personnel porté par le travailleur permet une estimation de l'activité inhalée plus proche de la réalité.

2.3.4. Commentaires sur l'estimation de l'activité incorporée

Différentes études comparatives mettant en oeuvre les trois approches, mesure de la charge corporelle, analyses biologiques et mesure de la contamination atmosphérique, montrent qu'aucune de ces méthodes prise isolément n'est idéale pour estimer l'activité incorporée; dans la plupart des cas, ces trois méthodes sont complémentaires, et le choix dépendra de l'objectif visé. La mesure de contamination atmosphérique d'ambiance effectuée en continu et réglée sur un seuil d'alarme opérationnel permet non seulement de vérifier in situ les hypothèses faites sur la forme physico-chimique des radionucléides manipulés mais aussi de signaler rapidement un incident et de déclencher éventuellement une demande de mesures particulières d'analyses biologiques. Le port d'un échantillonneur personnel permet une étude plus fine d'un poste de travail, une meilleure connaissance des risques de ce poste et son optimisation éventuelle. Les analyses biologiques s'intègrent dans un programme plus général de surveillance médicale dont la définition et la fréquence peuvent être affinées par les résultats de la surveillance de la contamination de l'air.

3. EVALUATION DE LA DOSE EXTERNE

Comme le montre la formule (1), la dose efficace résultant de l'exposition externe pendant une durée donnée doit être évaluée.

Les grandeurs de base utilisées pour mesurer l'exposition externe aux rayonnements sont la fluence, le kerma et la dose absorbée.

La nécessité de disposer de grandeurs directement mesurables qui puissent être reliées à la dose efficace a conduit au développement de grandeurs opérationnelles permettant d'estimer l'exposition externe (cf AIEA Safety Guide n° RS-G-1.3). Les grandeurs opérationnelles à utiliser sont respectivement, pour la surveillance de la zone, l'équivalent de dose ambiant $H^*(d)$, où d représente la profondeur dans la sphère de l'ICRU (Commission Internationale des Unités et Mesures de Radiations), exprimée en mm, et pour la surveillance individuelle, l'équivalent de dose individuel $H_p(d)$ à une profondeur appropriée d dans les tissus mous.

Toutes ces grandeurs sont définies dans la directive EURATOM/96/29, et une évaluation détaillée des relations numériques entre les grandeurs physiques, opérationnelles et de radioprotection a été menée par la CIPR (Commission Internationale de Protection Radiologique) et l'ICRU.

L'utilisation des quantités opérationnelles $H^*(10)$, équivalent de dose ambiant à une profondeur de 10 mm, ou de $H_p(10)$, équivalent de dose individuel, fournit des valeurs approximatives de la dose efficace. L'utilisation de $H_p(0,07)$ fournit la dose équivalente à la peau.

L'estimation de la dose externe peut se faire soit par estimation de la dose individuelle, soit par une surveillance du lieu de travail.

3.1 Estimation par la surveillance du lieu de travail

Les appareils de surveillance des lieux de travail étant faits pour fournir des débits de dose dans la zone de travail, on peut donc les utiliser pour mesurer l'exposition externe individuelle potentielle. Dans le cas où les doses sont estimées à partir d'une surveillance de routine du

lieu de travail, cette surveillance devra être représentative de toutes les zones du lieu de travail.

En pratique, les appareils de surveillance de zone peuvent être séparés en plusieurs catégories :

- des appareils pour les photons ;
- des appareils pour les particules beta et les photons de basse énergie ;
- des appareils pour les neutrons ;
- des appareils passifs pour les rayonnements gamma ;
- des appareils passifs en réseau pour les neutrons ;
- des systèmes de spectrométrie.

Un seul appareil peut être utilisé dans la mesure où il est capable de mesurer l'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$.

En utilisant des instruments appropriés et étalonnés, on peut supposer qu'une grandeur mesurée au poste de travail, associée au temps passé, fournira les éléments nécessaires à une estimation correcte de la dose efficace ou de la dose équivalente aux organes du travailleur exposé.

La grandeur opérationnelle $H^*(10)$ définie pour la surveillance de zone fournira une bonne estimation de la dose efficace.

3.2. Estimation par la surveillance individuelle

Dans la plupart des cas, les doses dues à une irradiation externe peuvent être estimées directement par le port systématique d'un dosimètre individuel. En fonction du type de rayonnement, les dosimètres suivants peuvent être utilisés en surveillance de routine :

- des dosimètres photons, fournissant des informations uniquement sur l'équivalent de dose individuel $H_p(10)$;
- les dosimètres beta-photons, fournissant des indications sur les équivalents de dose individuels $H_p(0,07)$ et $H_p(10)$;
- des dosimètres photons de type discriminatif fournissant, outre le $H_p(10)$, des indications sur le type et l'énergie des rayonnements et la détection d'électrons de haute énergie ;
- des dosimètres pour les extrémités, fournissant des informations sur $H_p(0,07)$ pour les rayonnements beta et photons ;
- des dosimètres neutrons, fournissant des informations sur $H_p(10)$.

Pour des besoins de radioprotection, les grandeurs opérationnelles mesurées $H_p(10)$ et $H_p(0,07)$ sont ensuite interprétées en terme de grandeurs de radioprotection, à savoir dose efficace et dose équivalente à la peau et aux extrémités. Pour ce faire, il faut faire des hypothèses sur le type et l'uniformité du champ de rayonnement, ainsi que sur la position du travailleur dans ce champ. Sous ces conditions, la lecture du dosimètre donne une bonne estimation de l'exposition du travailleur sans sous-estimer ou sévèrement surestimer la grandeur de radioprotection concernée.

4. PRATIQUES DE RADIOPROTECTION OPERATIONNELLE

D'un point de vue opérationnel, la dose efficace totale, somme de la dose efficace externe et de la dose efficace interne, s'estime différemment selon que l'on est dans une logique prévisionnelle (conception d'une installation, planification d'une opération, optimisation d'une installation existante) ou dans une logique de bilan (surveillance dosimétrique, retour d'expérience).

Dans une logique de prévision dosimétrique :

- la dose efficace externe sera prise égale au produit du débit de dose externe prévu et du temps qu'il est prévu de passer au poste de travail,
- l'activité incorporée par inhalation sera prise égale au produit de la concentration

atmosphérique prévue à la conception du poste de travail par le débit respiratoire du travailleur (en général pris égal à $1,2 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$) et le temps qu'il est prévu de passer à ce poste de travail,

- le coefficient de dose engagée sera pris égal, soit à la valeur par défaut fournie par l'annexe III de la directive et qui correspond le mieux aux paramètres dont on dispose à la conception, soit à une valeur spécifique calculée en utilisant les informations dont on dispose.

En négligeant l'ingestion, la formule (1) s'exprime alors de la façon suivante :

$$E = DDE \times T + \sum_j h(g)_{j,inh} C_j \times Q \times T \quad (2)$$

où :

DDE	est le débit de dose externe prévu à la conception, exprimé en $\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$,
$h(g)_{j,inh}$	est le coefficient de dose engagée par unité d'incorporation d'un radionucléide j, exprimé en $\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1}$, qui est soit extrait de tableaux de valeurs par défaut, soit calculé spécifiquement,
C_j	représente la concentration atmosphérique du radionucléide j, exprimée en $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$, prévue à la conception,
Q	est le débit respiratoire de l'individu, en général pris égal à $1,2 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour un travailleur exposé,
T	est le temps qu'il est prévu de passer au poste de travail, exprimé en h.

Dans une logique de bilan dosimétrique, la dose efficace totale sera fournie par le retour d'expérience :

- la dose efficace externe sera estimée par la lecture des dosimètres portés par les travailleurs,
- pour estimer la dose efficace interne :
 - * le coefficient de dose engagée sera pris égal, soit à la valeur par défaut fournie par l'annexe III de la directive et qui correspond le mieux aux paramètres d'exploitation, soit à une valeur spécifique basée sur des études expérimentales menées au poste de travail en exploitation,
 - * l'activité incorporée par inhalation sera :
 - soit déduite des résultats des mesures de charge corporelle effectuées par anthroporadiamétrie, ou des analyses biologiques des excréta,
 - soit prise égale au produit de la concentration atmosphérique ambiante mesurée dans l'atelier ou au poste de travail en exploitation, par le débit respiratoire du travailleur (en général pris égal à $1,2 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$) et le temps réellement passé à ce poste de travail,
 - soit prise égale au produit de la concentration atmosphérique mesurée sur un échantillonneur d'air porté par le travailleur, par le débit respiratoire du travailleur (en général pris égal à $1,2 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$) et le temps réellement passé à ce poste de travail,
 - * l'activité incorporée par ingestion sera déduite des résultats des mesures de charge corporelle effectuées par anthroporadiamétrie, ou des analyses biologiques des excréta.

La formule (1) s'exprime alors de deux façons :

soit
$$E = E_{\text{externe}} + \sum_j h(g)_{j,\text{ing}} J_{j,\text{ing}} + \sum_j h(g)_{j,\text{inh}} J_{j,\text{inh}} \quad (3)$$

où :

E_{externe}	est la dose externe estimée par la lecture des dosimètres portés par les travailleurs, exprimée en Sv,
j	est le radionucléide ingéré ou inhalé
$h(g)_{j,\text{inh}}$ et $h(g)_{j,\text{ing}}$	sont les coefficients de dose (doses efficaces engagées par unité d'incorporation d'un radionucléide j , ingéré ou inhalé par un individu du groupe d'âge g), exprimés en Sv.Bq^{-1} , et qui sont soit extraits de tableaux de valeurs par défaut, soit calculés spécifiquement,
$J_{j,\text{inh}}$ et $J_{j,\text{ing}}$	représentent respectivement les activités incorporées par inhalation et ingestion du radionucléide j , exprimées en Bq et déduites des mesures de charge corporelle ou des analyses biologiques,

soit
$$E = E_{\text{externe}} + \sum_j h(g)_{j,\text{ing}} J_{j,\text{ing}} + \sum_j h(g)_{j,\text{inh}} \times C_j \times Q \times T \quad (4)$$

ou encore, lorsqu'on peut supposer que la composition en radionucléides de l'aérosol dans l'air ambiant est identique à la composition du mélange manipulé au poste de travail,

$$E = E_{\text{externe}} + \sum_j h(g)_{j,\text{ing}} J_{j,\text{ing}} + C \times Q \times T \times \sum_j h(g)_{j,\text{inh}} \times p_j \quad (5)$$

où :

E_{externe}	est la dose externe estimée par la lecture des dosimètres portés par les travailleurs, exprimée en Sv,
j	est le radionucléide ingéré ou inhalé,
$h(g)_{j,\text{inh}}$ et $h(g)_{j,\text{ing}}$	sont les coefficients de dose (doses efficaces engagées par unité d'incorporation d'un radionucléide j , ingéré ou inhalé par un individu du groupe d'âge g), exprimés en Sv.Bq^{-1} , et qui sont soit extraits de tableaux de valeurs par défaut, soit calculés spécifiquement,
$J_{j,\text{ing}}$	représente l'activité incorporée par ingestion du radionucléide j , exprimée en Bq et déduite des mesures de charge corporelle ou des analyses biologiques,
C_j	représente la concentration atmosphérique du radionucléide j , exprimée en Bq.m^{-3} , mesurée au poste de travail avec un échantillonneur statique ou un échantillonneur personnel porté par le travailleur,
p_j	est la proportion d'activité du radionucléide j par rapport à l'activité volumique globale du mélange,
C	est l'activité volumique globale, exprimée en Bq.m^{-3} , mesurée au poste de travail avec un échantillonneur statique ou un échantillonneur personnel porté par le travailleur,

- Q est le débit respiratoire de l'individu, en général pris égal à 1,2 m³.h⁻¹ pour un travailleur,
- T est le temps passé au poste de travail fourni par le retour d'expérience, exprimé en h.

On notera que, dans la réalité, il y a souvent un écart entre les valeurs de dose prévues à la conception pour un fonctionnement idéal et ensuite celles obtenues en fonctionnement réel. Cette différence provient souvent de l'estimation de la dose interne, l'essentiel de la contamination étant souvent liée à des aléas ou incidents difficiles à prévoir à la conception, contrairement au risque d'irradiation externe mieux maîtrisé dès la conception.

ANNEXE 4

EXEMPLES DE RPP
(issu partiellement de la réf. [20])**RPP POUR LE TRANSPORT AERIEN****1. Plan du programme**

Manutention du fret pour le transport aérien (lignes nationales et internationales) de matières radioactives.

2. Rôles et responsabilités

La compagnie doit désigner des responsables ayant en charge :

- le RPP global
- le stockage en transit et le chargement,
- la formation du personnel
- les contrôles d'accès et les interventions d'urgence pendant le stockage en transit, le chargement et le vol.

Les ressources nécessaires sont à prévoir.

3. L'évaluation et l'optimisation de dose

L'évaluation de dose est exigée afin d'identifier le niveau d'exposition individuelle potentielle, pour déterminer les exigences de contrôle.

4. La contamination surfacique

Les vérifications de la contamination de surface ne sont pas du ressort des manutentionnaires des compagnies aériennes, mais sont à vérifier par l'expéditeur et peut-être par le destinataire.

Au cas où un opérateur a un doute quant à l'intégrité d'un colis, les procédures décrites dans les Directives Techniques de l'OACI doivent être suivies.

5. Ségrégation et autres mesures de protection

Si le stockage en transit a lieu pour une période appréciable, des mesures peuvent être nécessaires afin d'assurer une ségrégation adéquate.

Afin de s'assurer qu'aucune limite de dose n'est dépassée, des distances de séparation minimales pendant le transport, doivent être fixées selon les Directives Techniques de l'OACI, avant le chargement. Pour s'assurer que les doses reçues par le public et l'équipage respectent les principes ALARA, les distances de ségrégation doivent être augmentées lorsque les conditions le permettent, et les accès aux zones de fret doivent être limités.

6. Interventions d'urgence

Les exigences des interventions d'urgence doivent être précisées pour une utilisation au sol. Pendant le vol, elles doivent être conformes au "Emergency Response Guide - Recueil des Actions de Secours", publié par l'OACI.

7. Formation

Une formation spécifique visant l'élaboration de RPP doit être donnée au personnel, dans le même esprit que les exigences des Directives Techniques de l'OACI.

8. Assurance de la qualité

Un RPP doit faire partie intégrante du Programme d'Assurance de la Qualité de la compagnie.

8. EXEMPLE DE RPP POUR UN TRANSPORTEUR ROUTIER

1. Etendue du Programme

Ce RPP couvre l'expédition de sources encapsulées et non encapsulées, d'échantillons de combustibles nucléaires, de matières contaminées et activées, ainsi que de déchets conditionnés ou non conditionnés. La matière radioactive peut être emballée dans des colis du type "excepté", "industriel", "Type A" ou "Type B". Les expéditions peuvent être effectuées si besoin est sous dispositions spéciales. Normalement, les expéditions se font en "usage exclusif", au moyen de matériel de transport employé exclusivement pour ce type de transport. Tous les opérateurs et conducteurs sont des travailleurs classés, subissant un contrôle de dose individuelle sur une base mensuelle.

2. Rôles et Responsabilités

La responsabilité générale pour l'ensemble des éléments concernant la radioprotection est du ressort d'une seule personne, le responsable de la radioprotection qui est, - selon besoin - qualifié vis-à-vis des exigences réglementaires et légales. La vérification administrative de l'information ayant trait à l'expédition est du ressort du personnel administratif du transporteur, par le moyen d'une liste de contrôle* indiquant les différents éléments, par exemple :

- les informations sur les RAM,
- la description des matières,
- les types de colis à transporter,
- le niveau d'activité, les isotopes, la quantité de matière fissile,
- l'étiquetage des colis (niveaux de dose prévus - au contact et à une distance de 1 mètre),
- le certificat d'absence de contamination

Le chargement, l'arrimage des colis sur le véhicule selon les consignes ou procédures en vigueur, ainsi que les contrôles pour assurer que les étiquettes sur les colis correspondent aux documents de transport etc., sont à la charge du conducteur. Le conducteur utilise une liste de contrôle*.

*La préparation et la mise à jour de ces listes de contrôle doit être surveillées de près par les responsables de la radioprotection et la sûreté.

3. Evaluation et optimisation de dose

La dosimétrie concernant le personnel de l'opérateur s'effectue à l'aide de dosimètres individuels sur une base mensuelle. En cas de lectures de dosimètre au dessus du niveau naturel (ou au-dessus de la valeur "normale"), il faut en rendre compte au responsable de la radioprotection. Dans certains cas, l'analyse de valeurs anormalement hautes devraient être effectuée pour éviter la régression à l'avenir (actions correctives et préventives).

Si de nouveaux types de transport sont envisagés et s'il existe une possibilité que ces pratiques puissent engendrer des dose professionnelles ou pour le public, une étude préliminaire doit être effectuée. Cette étude peut aboutir à la création de consignes ou procédures spécifiques appropriées. Ces dernières doivent être publiées sous le contrôle du responsable de la radioprotection.

Avant le transport, les mesures du débit de dose sont à effectuer par le conducteur selon une consigne existante. Ces mesures (au contact du véhicule, à une distance de deux mètres du véhicule, siège du conducteur et si besoin, en contact et à 1m des colis, sont à reporter sur une liste de contrôle existante*. Les valeurs sont à comparer aux limites réglementaires et - si besoin est - avec les valeurs prévues ou estimées. Si des valeurs inattendues ou non conformes sont relevées, les contre-mesures appropriées doivent être appliquées.

NOTA : Si la dose découle non seulement du rayonnement gamma mais reflète une autre contribution substantielle, par exemple, présence d'une dose neutronique, ceci est à prendre en compte.

4. La Contamination surfacique

En cas d'utilisation de matériel de transport (véhicules, wagons, conteneurs de transport) appartenant à une tierce partie, ce matériel n'étant pas employé exclusivement pour le transport de matières

radioactives, il doit être contrôlé pour absence de toute contamination interne et externe avant utilisation ultérieure.

Les autres véhicules ou matériels utilisés exclusivement pour le transport de matières radioactives par le même transporteur ou société doivent être contrôlés pour leur niveau de contamination de surface, sur une base régulière ou en cas d'incidents ayant des conséquences potentielles de contamination. La contamination doit être enlevée selon les procédures ou consignes existantes, approuvées par l'agent de radioprotection. Lesdites consignes doivent aussi prendre en considération l'évacuation sans danger de déchets potentiellement contaminés, produits pendant cette opération.

5. Ségrégation et autres mesures de protection

Si des colis étiquetés II-jaune ou III-jaune sont chargés sur un véhicule, le chargement, le déchargement et l'arrimage peuvent faire l'objet de procédures spécifiques ou spéciales. Lesdites consignes ou procédures doivent être publiées sous la responsabilité d'une personne qualifiée.

6. Les interventions d'urgence

Une procédure ou instruction visant les interventions d'urgence est nécessaire.

Cette procédure doit faire une distinction nette entre :

- les actions à effectuer par le conducteur,
- les actions à effectuer par le transporteur (bureau)

Les consignes pour le conducteur doivent être très claires et limitées, par exemple :

1. S'occuper en priorité des personnes en danger (premiers secours, soins médicaux d'urgence).
2. Risque ou existence d'incendie.
3. Informations concernant le bureau du transporteur.
4. Maintien de lignes de communication ouvertes (téléphone, radio).

Il faut tenir compte du fait que le conducteur pourrait être blessé ou dans l'incapacité d'agir. Une carte montrant des pictogrammes peut être utile.

7. Formation

La formation correspond au niveau de responsabilité des différentes personnes (conducteurs, agents de la RP, personnels administratifs, secrétariats ...) et doit être prévue sous le contrôle du responsable de la RP.

La formation doit être en conformité avec les exigences réglementaires et légales et doit prendre en compte les dangers du rayonnement en question, ainsi que les précautions à observer afin d'assurer la limitation du niveau d'exposition des employés et celle d'autres personnes pouvant être affectées par les opérations.

8. L'Assurance de la qualité

La maîtrise de la documentation, l'examen des documents, la circulation et révision des consignes et procédures, le suivi des non-conformités etc. doivent s'effectuer conformément au système d'AQ existant.

EXEMPLE D'UN RPP POUR UN EXPEDITEUR**1. Plan du programme**

Expédition d'assemblages combustible UO₂ neufs, transportés par tous modes de transport.

Type de colis : AF.

Ce RPP couvre la préparation de colis chargés pour le transport.

Les travailleurs sont contrôlés individuellement tel qu'indiqué dans le système de radioprotection approuvé de l'établissement.

2. Rôles et responsabilités

- Responsabilité totale pour le RPP
- Responsabilité pour le contrôle des débits de dose des colis et de la contamination
- Responsabilité pour conformité avec les devoirs d'un expéditeur (paragraphe 548-555 TS-R-1) et pour signer la déclaration de l'expéditeur.

3. L'évaluation et l'optimisation de dose

Si l'évaluation et l'optimisation de dose pour le transport sont couvertes par le système de radioprotection de l'établissement, alors le RPP identifie les documents contenant ces informations. Quand il n'y a aucune étude, une évaluation de dose est nécessaire pour identifier le niveau d'exposition individuelle potentielle, afin de déterminer les besoins de contrôle ainsi que les actions potentielles nécessaires pour minimiser la dose opérationnelle prévue (par exemple, pour les opérations de manutention, les doses travailleur dépendent des moyens de manutention, la distance, ainsi que la durée des opérations).

4. La contamination de surface

Les procédures de décontamination et de contrôle seront mises en référence ou seront décrites en détail.

5. Ségrégation et autres mesures de protection

Si le stockage a lieu pour une durée conséquente, les mesures peuvent être nécessaires pour assurer la ségrégation adéquate.

6. Interventions d'urgence

- Fiches et autres informations à remettre aux transporteurs.
- Assurer une préparation d'intervention en cas d'urgence, en mettant à disposition une liaison entre le transporteur et l'équipe d'urgence de l'établissement.

Se reporter au TS-G-1.2 (ST-3, modifié) pour connaître les responsabilités des expéditeurs en matière de planification de secours, de préparation, ainsi que de formation.

7. Formation

- D'après le plan de formation de l'usine.
- Formation spécifique des personnels ayant des responsabilités d'expéditeur, en matière de transport des RAM.

8. L'Assurance de la qualité

Ce RPP fait partie du Système d'AQ de l'établissement.

EXEMPLE D'UN RPP POUR UN TRANSPORTEUR MARITIME**1. Plan du programme**

Transport international par navires appartenant à la compagnie de navigation XX.

Ce RPP concerne les vaisseaux non spécialisés; il est établi pour - et se limite aux - cargaisons indiquées ci-après :

matières :	produits non irradiés d'uranium sous forme d'U308, UO2 et UF6,
colis :	en conformité avec le code IMDG. Colis de type IP-1, IP-2, AF, H(M)

D'après une estimation antérieure (peut être documentée séparément) le personnel à bord le navire est classé en Catégorie 1 (< 1 mSv/an).

Le transport de matières autre que celles précisées ci-dessus nécessite l'évaluation de la dose ainsi que les modifications correspondantes au RPP.

2. Rôles et responsabilités

- responsabilité totale pour mise en oeuvre de RPP
- organisation du planning de ségrégation
- responsabilité pour la formation
- à bord : responsabilité pour limiter l'accès à la cargaison radioactive
- responsabilité pour les interventions d'urgence a) à bord; b) à terre

3. L'évaluation et l'optimisation de dose

L'évaluation de dose ainsi que le contrôle ne sont pas exigées. La dose pour les membres de l'équipage est limitée par la ségrégation préétablie ainsi que le contrôle d'accès à la cargaison radioactive.

Les principes ALARA sont remplis par le biais de :

- l'augmentation des distances de ségrégation au-delà des exigences minimales lorsque les conditions le permettent, et
- les restrictions d'accès visant la zone contenant la cargaison

NOTA : Des exigences complémentaires s'appliquent aux vaisseaux spécialisés pour le transport de RAM lors du port de certains colis à haut rayonnement, ainsi que pour les vaisseaux classifiés INF.

4. L'estimation de la contamination de surface

Inspection périodique pour déceler la contamination, ainsi que des procédures de contrôle, à préciser ci-après :

5. Ségrégation et autres mesures de protection

Des distances de séparation minimales selon le code IMDG, multipliées par la racine carrée de 5 sont prévues avant le chargement, pour répondre à la classification en Catégorie 1.

6. Interventions d'urgence

La préparation d'intervention en cas d'urgence est en conformité avec le code IMDG.

7. Formation

Les exigences de formation du code IMDG ont été satisfaites.

8. L'Assurance de la qualité

Ce RPP est mis en application comme faisant partie du système d'AQ de la compagnie.

**EXEMPLE DE RPP POUR UN TRANSPORTEUR DE COLIS DE CATEGORIE
"EXCEPTE" ET ETIQUETTES CATEGORIE 1 BLANCHE**

Un programme de base serait nécessaire pour les transporteurs ne transportant que des colis exceptés et / ou ayant l'étiquette 1 Blanche. Les éléments principaux d'un tel programme sont :

1. Etendue du programme

Tenue de registres indiquant le nombre et le type de colis transportés, ainsi que l'Indice de Transport total par an.

2. Rôles et responsabilités

Responsabilité pour mise en oeuvre du RPP, pour la formation et pour le plan d'urgence.

3. Evaluation de dose

L'évaluation de dose n'est pas exigée.

4. L'estimation de la contamination de surface

Procédures de contrôle à spécifier ci-après :

5. Limites de dose, contraintes de dose et optimisations

Les considérations visant les limites, les contraintes et l'optimisation de doses, peuvent être limitées au maintien des durées de manutention dans les limites les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre.

6. Ségrégation et autres mesures de protection

La ségrégation peut être respectée en évitant le contact direct prolongé des colis avec les personnes et les autres marchandises pendant le transport.

7. Les interventions d'urgence

Un plan des interventions d'urgence, y compris en actions initiales de limitation de risques est nécessaires. Les conséquences radiologiques de détériorations sévères aux colis dans ces catégories peuvent être considérables.

8. Formation

Formation de base et information concernant les matières de classe 7.

9. L'Assurance de la qualité

Ce RPP est mis en application comme partie intégrante du Système d'AQ de la société.