

La gestion des radionucléides contenus dans les effluents gazeux des usines de retraitement

par Y.V. Zabaluev

INTRODUCTION

En septembre 1976, l'AIEA a organisé une réunion de comité technique sur l'extraction, l'entreposage et l'élimination des radionucléides gazeux contenus dans les rejets d'aérosols. Les membres de ce comité ont examiné les techniques et les pratiques actuelles de contrôle des rejets gazeux provenant des opérations de retraitement du combustible; leur rapport a été publié sous la cote IAEA-209. Le comité a constaté la nécessité d'une coopération dans le domaine de la gestion des déchets gazeux et recommandé l'étude approfondie de tous les procédés et techniques permettant d'extraire et d'entreposer tous les isotopes de période longue, et principalement l'iode, les gaz nobles et le tritium.

L'AIEA, afin de donner suite à cette recommandation, a convoqué des réunions d'experts chargés d'examiner les problèmes en question. Le présent article traite essentiellement des résultats et des conclusions de ces discussions.

LA PRODUCTION DES RADIONUCLEIDES ET LEUR REJET DANS L'ENVIRONNEMENT

Les pratiques actuelles de retraitement du combustible nucléaire irradié comportent le rejet dans l'environnement de la presque totalité du krypton 85, du carbone 14, du tritium ainsi que d'une fraction de l'iode 129 produits par fission dans le combustible. A mesure que les programmes nucléo-énergétiques se développent, la quantité totale de ces nucléides de longue période augmente. On a estimé que les productions annuelles de ces trois nucléides, krypton 85, tritium et iode 129, seront en l'an 2000 de 500×10^6 , 75×10^6 et 6000 Ci respectivement, et que, si l'on continue à les rejeter, les quantités cumulées seront à la même date de 5500×10^6 , 400×10^6 et $40\,000$ Ci respectivement. Dans ces conditions, le rejet de radionucléides gazeux de période longue risque de constituer une source importante et durable de radioactivité.

Dans le cycle du combustible nucléaire, c'est l'usine de retraitement qui est la principale source des rejets de krypton 85 et d'iode 129. Des quantités appréciables de carbone 14 et de tritium peuvent être rejetées tant par les réacteurs que par les usines de retraitement.

Le mode de rejet, de dilution et d'élimination du tritium, du krypton 85 et du carbone 14 actuellement en usage entraîne des expositions du public très voisines de celles qui sont dues au rayonnement naturel et ne dépassant pas les normes de protection radiologique internationalement admises.

M. Zabaluev fait partie de la Section de la gestion des déchets à la Division de la sûreté nucléaire et de la protection de l'environnement de l'AIEA.

Tableau 1. Production par fission dans le combustible, en Ci/GW(e)an

Référence	Iode 129					Krypton 85					Tritium				
	LWR	HTGR	FBR	AGR	HWR	LWR	HTGR ^{b)}	FBR	AGR	HWR	LWR	HTGR ^{b)}	FBR	AGR	HWR
Commission des Communautés européennes ^{a)}	1,2	1,0	1,0	0,95	1,4	$3,3 \times 10^5$	$2,7 \times 10^5$	$2,1 \times 10^5$	$2,6 \times 10^5$	$3,8 \times 10^5$	$2,1 \times 10^4$	$1,75 \times 10^4$	$2,5 \times 10^4$	$1,7 \times 10^4$	$2,4 \times 10^4$
Etats-Unis	1,2	1,0	0,8	—	—	$3,3 \times 10^5$	$5,8 \times 10^5$	$1,6 \times 10^5$	—	—	$2,4 \times 10^4$	$\sim 1,7 \times 10^4$ (c)	$2,4 \times 10^4$ (d)	—	—
France	1	—	1,25	—	—	4×10^5	—	$1,2 \times 10^5$	—	—	$1,7 \times 10^4$	—	$2,7 \times 10^4$	—	—

a) Valeur dérivée des rendements du réacteur et des valeurs de Ci/GW(th)an citées dans KELLY & autres (Cf. Bibliographie).

b) Les valeurs indiquées pour le Kr-85 dépendent du cycle du combustible adopté.

c) ANL-8102 (Cf. Bibliographie) donne une valeur de $2,06 \times 10^4$ pour la fission et l'activation des neutrons dans le combustible (U-235) et les composants du cœur.

d) ANL-8102 (Cf. Bibliographie) donne une gamme de $2,4 \times 10^4$.

Abréviations

LWR Light Water Reactor

HTGR High Temperature Gas Reactor

FBR Fast Breeder Reactor

AGR Advanced Gas Reactor

HWR Heavy Water Reactor

Réacteur à eau légère

Réacteur à haute température refroidi par gaz

Réacteur surgénérateur rapide

Réacteur de pointe refroidi par gaz.

Réacteur à eau lourde.

Le krypton 85 (période = 10,76 années) est un produit de fission direct. Une faible partie (moins de 1%) du krypton 85 s'échappe des éléments combustibles défectueux en cours d'irradiation, mais il en reste plus de 99% dans les éléments jusqu'à ce qu'ils soient sectionnés et dissous lors du retraitement. Le krypton est alors entièrement rejeté avec les effluents gazeux. La radioactivité du krypton 85 rejetée se monte à environ 330 000 Ci par gigawatt électrique par an (GW(e)a) pour les combustibles des réacteurs à eau légère et à 580 000 Ci pour ceux des réacteurs à haute température refroidis par un gaz. La différence entre les rejets correspond à celle des quantités de krypton 85 produites par la fission de l'uranium 235 et de l'uranium 233 utilisés respectivement dans ces deux types de réacteurs. Pour les réacteurs surgénérateurs rapides refroidis par un métal liquide, la quantité de radioactivité rejetée est estimée à $1,2 \text{ à } 2,1 \times 10^5 \text{ Ci/GW(e)a}$ environ. A l'heure qu'il est, pratiquement tout le krypton 85 provenant du retraitement du combustible a été rejeté dans l'atmosphère.

L'iode 129 (période = $1,7 \times 10^7$ années) est en totalité un produit de fission direct, et il reste presque entièrement dans le combustible jusqu'à sa dissolution. La production est d'environ 1,0 Ci/GW(e)a pour tous les types de réacteurs (tableau 1). La dissolution du combustible envoie plus de 98% de l'iode aux effluents gazeux desquels on essaie de l'extraire afin de limiter les rejets d'iode 131.

Le tritium (période = 12,3 années) est produit dans les combustibles, principalement par fission ternaire, à raison de 200 000 à 400 000 Ci/GW(e)a (tableau 1). Il peut également provenir de l'activation des neutrons d'un certain nombre d'éléments légers qui sont des impuretés ou des composants du combustible, du fluide de refroidissement, du modérateur, des gaines ou d'autres matières du réacteur.

Dans les usines de retraitement, tout le tritium présent dans les combustibles gainés de zirconium est rejeté au moment où les éléments sont sectionnés et se dissolvent. 1 à 2% du tritium présent passent dans les effluents gazeux sous forme de molécules hydrogène-tritium (HT) et sont rejetés avec ces effluents. La plus grande partie de ce qui reste est rejetée avec les effluents aqueux, ou bien évaporée, et la vapeur d'eau est rejetée dans l'atmosphère par de hautes cheminées. La dissolution du combustible ne rejette qu'une faible fraction du tritium capté par les gaines en zircaloy des réacteurs à eau légère ou lourde.

Dans le cas des éléments combustibles des réacteurs à haute température refroidis par gaz, on peut s'attendre à ce que de 50 à 90% du tritium présent soient envoyés aux effluents gazeux pendant la combustion du graphite et le broyage qui ont lieu avant la dissolution du combustible.

Le carbone 14 (période = 5730 ans) se forme pendant le fonctionnement du réacteur par activation neutronique à partir du carbone, de l'azote et de l'oxygène qui sont des composants ou des impuretés du combustible, du modérateur, du fluide de refroidissement, des gaines et des divers ouvrages du réacteur.

On a calculé que, pour le carbone 14, les quantités rejetées lors du retraitement sont de 10 à 50, 35 à 200 et 2 à 18 Ci/GW(e)a respectivement avec les combustibles des réacteurs à eau légère, à haute température refroidis par gaz et surgénérateurs rapides.

La plupart des pays ont prescrit des limites de rejet de radioisotopes gazeux conformes aux recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR). Ces limites varient en fonction de la nature de l'effluent et de l'environnement dans lequel ont lieu les rejets. Souvent elles dépendent aussi de l'importance qu'on attribue aux très faibles niveaux d'exposition.

Tableau 2. Comparaison des procédés de séparation du krypton 85 dans les installations nucléaires

Procédé	Etat d'avancement	Avantages	Inconvénients
Distillation cryogénique	Mis au point et utilisé en grand; installations dans des réacteurs, à l'usine de retraitement DOE et dans une usine japonaise	— Investissement modéré — Sépare le krypton du xénon — Base technologique solide — Possibilité de haute fiabilité	— Risque d'explosion de l'ozone — Important traitement préalable du gaz
Absorption par fluorocarbure	Mis au point et essayé dans une installation pilote non radioactive	— Réfrigération peu coûteuse — Solvants peu coûteux — Faibles risques d'explosion — Léger traitement préalable du gaz	— Forte pression (300 à 400 PSIG) — Gros risques de fuites — Ne sépare pas le krypton du xénon — Risques de corrosion — Rejets de fluorocarbure
Adsorption sur charbon de bois (à température ambiante ou basse)	Mis au point et utilisé en grand	— Simplicité de fonctionnement — Base technique solide — Haute fiabilité — Faible volume des lits à basse température	— Risques d'incendie et d'explosion — Ne sépare pas le krypton du xénon — Réfrigération coûteuse pour le fonctionnement à basse température
Perméation sélective (membranes)	Epreuves au banc d'essais	— Fonctionnement à la température ambiante	— Investissement élevé — Fortes pressions — Sensibilité de la membrane inconnue

LES METHODES D'EXTRACTION DES RADIONUCLEIDES DES EFFLUENTS GAZEUX DES USINES DE RETRAITEMENT

Extraction du krypton 85

On a proposé plusieurs procédés d'extraction du krypton 85, dont la distillation cryogénique, l'absorption par fluorocarbure, l'adsorption, la diffusion et l'emploi d'une membrane filtrante. Le tableau 2 donne une comparaison entre les divers procédés de séparation et indique brièvement l'état d'avancement de chacun d'entre eux. N'importe lequel de ces procédés peut probablement convenir à l'extraction du krypton 85 des effluents du retraitement des combustibles de réacteurs à eau légère ou à haute température refroidis par un gaz.

La plupart des pays sont favorables aux procédés cryogéniques parce qu'il s'agit d'une technique bien connue qui a fait ses preuves dans l'industrie de liquéfaction de l'air. Elle peut facilement être adaptée à l'extraction du krypton 85 à l'échelle industrielle, mais quelques perfectionnements seront nécessaires pour répondre aux conditions particulières de l'industrie nucléaire.

L'expérience des usines de séparation de produits gazeux a montré qu'en présence de l'oxygène, il peut suffire de quelques parties par million d'oxydes d'azote pour provoquer des explosions. Ce risque, encore aggravé par la radiolyse, mérite donc une attention particulière. Les hydrocarbures, et notamment le méthane, qui existent en petites quantités dans les effluents d'un convertisseur catalytique, peuvent eux aussi provoquer des explosions en présence d'oxygène. Pour y parer, il faut extraire le plus possible d'oxydes d'azote et d'hydrocarbures et éviter la formation d'ozone.

Pour éviter le blocage du système, il faut également éliminer, au moyen d'une opération préliminaire de séparation, les autres contaminants tels que l'iode, l'anhydride carbonique et l'eau. On peut, en cas de besoin, avoir recours au même système d'extraction pour séparer le carbone 14.

L'absorption par solvant est également un procédé chimique bien connu. On a envisagé diverses façons de dissoudre les gaz nobles des effluents gazeux. Un procédé à base de fréon est actuellement à l'essai.

Ces techniques offrent l'avantage de tolérer la présence d'impuretés dans le mélange de gaz à l'entrée. Il faut toutefois signaler qu'elles exigent ensuite une opération supplémentaire pour séparer le xénon, plus abondant que le krypton, d'avec ce dernier, ces deux gaz étant l'un et l'autre absorbés par le solvant.

On a également envisagé des procédés comportant l'adsorption sur charbon de bois, le passage à travers une membrane filtrante et la diffusion gazeuse, mais ils en sont encore au stade des études en laboratoire.

Extraction de l'iode radioactif

La mise au point des techniques d'extraction de l'iode doit tenir compte de besoins et de critères différents: rendement de l'extraction des composés iodés, facilité d'entretien, gestion des déchets, compatibilité avec les éléments qui assurent, en amont et en aval, le traitement des effluents gazeux, coûts d'installation et d'exploitation. Lorsque les effluents gazeux nécessitent une extraction à grand rendement de l'iode radioactif, on peut avoir besoin de deux systèmes d'extraction, primaire et secondaire. Dans certains cas, les composants de ces deux systèmes peuvent être les mêmes.

Il y a encore deux méthodes d'extraction de l'iode radioactif des effluents gazeux, à savoir le lavage et la sorption sur matières solides.

Dans certaines usines de retraitement, on a eu recours au lavage caustique dans le traitement par dissolution des effluents gazeux pour l'extraction de l'iode. On recommande le plus souvent d'utiliser des colonnes à garnissage pour obtenir les meilleures durées de contact. On recommande également de se servir d'une solution caustique d'hydrate de potassium de préférence à l'hydroxyde car lorsqu'on emploie ce dernier, le produit de réaction, qui est peu soluble, risque de boucher les colonnes et les conduites de dégagement. On peut également ajouter des réducteurs tels que le thiosulfate de sodium pour améliorer le rendement de l'extraction, mais cela peut présenter des difficultés pratiques en raison du risque de formation radiolytique de soufre libre qui peut également provoquer une obstruction.

Le rendement relativement faible de l'extraction des composés organiques de l'iode limite les possibilités d'application de la méthode du lavage caustique. Le facteur total de décontamination est d'ordinaire très inférieur à 100. Cette méthode a également l'inconvénient de donner un gros volume de déchets.

Pour laver au moyen d'une solution acide au nitrate de mercure, on peut se servir d'une colonne à garnissage dans laquelle on fait circuler la solution de lavage. Le nitrate de mercure de l'acide nitrique entre en réaction avec l'iode pour former de l'iodure de mercure (HgI_2) qui peut se dissoudre dans la solution de lavage sous forme d'ions complexes tels que $(\text{HgI}_3)^-$ et $(\text{HgI}_4)^{2-}$.

Si l'on veut obtenir des facteurs de décontamination plus élevés pour les composés organiques de l'iode, il faut que la concentration de l'acide nitrique, dont l'action oxydante est puissante, atteigne de 8 à 12 M, alors que la concentration du mercure est de l'ordre de 0,2 à 0,4 M. On peut obtenir des facteurs de décontamination voisins de 100 avec un système de lavage de ce type bien conçu. Là encore, le rendement du lavage au nitrate de mercure et à l'acide nitrique est limité par la teneur des effluents gazeux en composés organiques supérieurs de l'iode et par la vitesse à laquelle l'iode radioactif est éliminé de la solution en circulation.

On a entrepris de mettre au point des techniques de lavage à l'acide nitrique concentré (procédé Iodox) pour les appliquer au retraitement du combustible des réacteurs surgénérateurs rapides. Cette technique comporte l'emploi d'acide nitrique hyperazéotropique à 20 à 22 M comme solution de lavage en colonnes à calotte. Elle extrait l'iode élémentaire et organique avec un rendement supérieur à 99,99% et un facteur de décontamination de 10 000 lorsque les appareils sont bien utilisés. Il ne faut pas abaisser la concentration de l'acide au-dessous de 20 M ni dépasser la solubilité du produit iodé HI_3O_8 . Les principaux inconvénients de cette technique sont la complication du système, les risques d'incidents de fonctionnement dus à la nature très corrosive de la solution de lavage, le danger d'explosion de la solution, et le montant élevé des investissements et des frais d'exploitation.

On a mis au point dans plusieurs pays des matières amorphes à l'acide silicique imprégnées d'argent pour l'extraction de l'iode radioactif des effluents gazeux des installations de retraitement. On a pu démontrer que ces matières pouvaient extraire efficacement l'iode tant élémentaire qu'organique à condition de chauffer l'effluent gazeux à 150°C environ. Le principal inconvénient de ce procédé réside dans le prix relativement élevé de l'argent métal.

On a étudié l'emploi de plusieurs zéolites à substitution métallique, mais cette technique en est encore au stade de la mise au point.

On a élaboré des techniques de précipitation de l'iode afin d'obtenir l'iode sous une forme concentrée qui se prête au traitement final (verre ou matrice métallique).

Extraction du tritium

Pour récupérer le tritium des combustibles oxydés, trois méthodes principales sont en cours d'élaboration:

- la volatilisation et la collecte du tritium à partir du combustible fragmenté avant dissolution,
- l'enrichissement isotopique et la collecte à partir des effluents liquides,
- le recyclage humide avec extraction et solidification d'un petit courant latéral.

A l'heure actuelle aucune de ces techniques n'est parvenue au stade de l'application.

Le procédé de "Voloxydation" consiste à transformer UO_2 en U_3O_8 par oxydation pour rompre le réseau cristallin et en dégager les gaz. On espère obtenir des rendements de 90% de rejet du tritium par ce procédé qui expose le combustible à des températures de 450 à 500° pendant 4 à 6 heures dans un four rotatif. On fait passer le gaz dégagé par un convertisseur catalytique afin d'avoir la certitude que tout le tritium a été converti en HTO avant de l'éloigner à l'état aqueux vers des adsorbants solides. Une grande partie du tritium qui reste dans les éléments combustibles des réacteurs à eau légère est probablement capturée par les gaines en zircaloy et y reste pendant la dissolution du combustible. Ce procédé ne convient probablement pas pour les combustibles au ThO_2 car il n'y a pas d'oxyde de thorium supérieur. Il y aurait peut-être aussi des difficultés à traiter ainsi des combustibles métalliques parce que la production de chaleur est difficile à maîtriser pendant l'oxydation.

Plusieurs procédés d'enrichissement isotopique sont à l'étude pour l'extraction du tritium des effluents aqueux actuellement rejetés ou évaporés.

On étudie aux Etats-Unis des techniques d'échange catalytique analogues à celle qu'on emploie pour extraire le tritium du modérateur à eau lourde du réacteur Célestin à Marcoule (France). On étudie également un catalyseur hydrophobe mis au point au laboratoire nucléaire de Chalk River (Canada) qui favorise la réaction d'échange chimique entre l'eau liquide et l'hydrogène (ou le tritium) gazeux par contact direct. Cette méthode devrait réduire les difficultés dues à la désactivation du catalyseur et simplifier la structure du réacteur (et partant en réduire le coût). L'étude du procédé en est encore à ses débuts et il y aura pas mal de problèmes à résoudre avant qu'il puisse être appliqué en pratique dans les usines de retraitement. On envisage également la distillation de l'eau et de l'hydrogène pour enrichir le tritium, ainsi que, aux Etats-Unis, l'enrichissement isotopique par électrolyse réversible.

On a sérieusement envisagé de recycler toute l'eau et tout l'acide nitrique pour confiner le tritium des installations de retraitement, mais les conclusions de l'étude sont toujours les mêmes: à savoir qu'il faudrait entreprendre des essais nombreux et coûteux pour démontrer que la méthode est pratiquement réalisable.

LES TECHNIQUES DE STOCKAGE DES RADIONUCLEIDES

Stockage du krypton 85

Le gaz séparé doit être encapsulé en vue de son transport et de son stockage. La méthode la plus simple consiste à utiliser à cette fin des récipients sous pression. Cette technique a fait ses preuves pour les gaz non radioactifs. Toutefois, le risque de fuite ne saurait être exclu; on a proposé d'avoir recours à des adsorbants afin de réduire la pression à l'intérieur du récipient et de ralentir la sortie du contenu en cas de fuite. On peut réduire la pression à près de zéro en introduisant le krypton dans une matrice métallique.

On pourrait probablement stocker des cylindres pressurisés contenant du krypton 85 pendant plusieurs mois dans l'installation de retraitement avant de les expédier vers un site d'élimination définitive. Il est évident que plus cette période de stockage intermédiaire se prolongera, moins on aura de radioactivité lors de la manutention et de l'expédition, la décroissance ayant exercé ses effets.

Comme le krypton 85 a une période de 10,76 années, il faut l'isoler de l'environnement sous une forme concentrée pendant 150 à 200 ans, durée pendant laquelle on pourrait avoir recours à un stockage en fûts d'acier pressurisés dans des installations spécialement aménagées. Ces installations devraient comporter des dispositifs assurant l'élimination sans danger de la chaleur de décroissance, la détection des fuites des récipients, ainsi qu'une enveloppe de confinement pour éviter un rejet accidentel de krypton dans l'environnement.

Certains pays envisagent encore d'autres méthodes d'élimination du krypton 85. On étudie par exemple aux Etats-Unis et en URSS l'injection dans des formations souterraines poreuses soit sous forme gazeuse soit en solution dans l'eau, ou l'incorporation à du ciment. On a également proposé l'immersion en mer profonde de cylindres pressurisés en acier spécialement conçus. Cette méthode exige toutefois un complément de recherches et son application nécessiterait un accord international.

Stockage de l'iode 129

Les diverses techniques envisagées pour l'extraction de l'iode entraînent la formation de substances qui nécessitent un traitement complémentaire ou un stockage. Il s'agit, en bref:

- d'iode précipité à partir des liquides de lavage;
- de tamis moléculaires à l'argent et d'autres adsorbants solides;
- de filtres à charbon de bois imprégné de divers adjuvants.

La très longue période de l'iode 129 et sa grande mobilité dans l'eau contribuent ensemble à rendre son élimination permanente particulièrement difficile. Il n'est guère de forme chimique ni de récipient supplémentaire qui puisse le confiner pendant une partie tant soit peu appréciable des 100 millions d'années ou plus qu'il lui faut pour décroître.

Le stockage intermédiaire et le transport de l'iode 129 ne posent guère de problèmes car son rayonnement externe est très faible.

Comme il faudra peut-être un certain temps pour qu'on arrive à savoir comment stocker et évacuer durablement l'iode 129, il serait peut-être bon d'organiser un stockage temporaire, pour 100 ou 200 ans, dans des conditions permettant de récupérer le produit. On a proposé plusieurs autres techniques d'élimination de l'iode 129; aucune d'entre elles n'est encore jugée applicable dans la pratique, mais on espère pouvoir y avoir recours dans l'avenir. Il s'agit de transmutation et d'évacuation extra-terrestre.

Stockage du tritium

Les eaux usées contenant une quantité notable de tritium peuvent être stockées en récipients scellés avant élimination. Lorsque la concentration est faible, on peut dans certaines régions les déposer sans danger dans des puits profonds, en prenant des dispositions pour éviter la contamination des nappes aquifères. Le tritium plus concentré, soit gazeux soit liquide, doit être fixé dans une matière solide durable qui se prête au stockage géologique ou technique prolongé.

On peut probablement rejeter sans danger à la mer des eaux usées à faible teneur en tritium.

Lorsqu'on stocke des eaux à forte teneur en tritium, il faut prendre des précautions particulières vu l'éventuelle formation par radiolyse de quantités explosives d'hydrogène (HT). Pour y parer, on munit le réservoir d'eau tritiée d'un dispositif de ventilation forcée comportant un matériel spécial: pompes de circulation, réchauffeurs, régénérateurs et échangeurs de chaleur refroidis par l'eau.

Le stockage des déchets tritiés concentrés exige des dispositions différentes de celles qui suffisent pour les formes plus diluées. On peut envisager soit des formations géologiques soit des locaux spécialement aménagés, mais dans un cas comme dans l'autre il faut que le tritium soit immobilisé et strictement confiné. La technique qui paraît la plus intéressante à cet égard consiste à combiner la fixation dans du béton avec un confinement ou une fixation supplémentaire dans un matériau composé de béton et d'un polymère, dont on a récemment fait la démonstration aux Etats-Unis.

Stockage du carbone 14

La collecte et le stockage des composés contenant du carbone 14 ne paraît pas nécessaire dans l'avenir immédiat. Il semble néanmoins que l'on pourrait stocker le carbone 14 dans des formations géologiques, de préférence sous la forme de carbonate de calcium.

CONCLUSION

Dans les usines de retraitement en service, on rejette actuellement dans l'environnement la plupart des radionucléides gazeux. L'expansion des programmes nucléaires donne à penser que cette pratique ne devra plus être tolérée.

Il existe des méthodes permettant d'extraire ces radionucléides des effluents gazeux, et on peut les appliquer aux usines de retraitement actuelles moyennant des perfectionnements plus ou moins poussés. On a proposé des méthodes nouvelles, qui paraissent plus efficaces, mais nombre d'entre elles exigeraient de vastes recherches.

Les méthodes de stockage des radionucléides ainsi extraits seront probablement conformes aux pratiques normalisées ou modifiées actuellement en usage à l'échelle industrielle. Dans la plupart des cas, il s'agira vraisemblablement de stockage en formations géologiques, chaque radionucléide comportant des procédés particuliers de séquestration ou de fixation.

Bibliographie

1. AGENCE INTERNATIONALE DE L'ENERGIE ATOMIQUE, Removal, Storage and Disposal of Gaseous Radionuclides from Airborne Effluents, IAEA-209, AIEA, Vienne (1978).
2. KELLY, G.N. et autres, The Predicted Radiation Exposure of the Population of the European Community Resulting from Discharges of Krypton-85, Tritium, Carbon-14 and Iodine-129 from the Nuclear Power Industry to the Year 2000, Document V/2676/75, Commission des communautés européennes, Luxembourg (septembre 1975).
3. PENCE, D.T., STAPLES, B.A., "Solid Adsorbents for Collection and Storage of Iodine-129 from Reprocessing Plants", Proc. 13th Air Cleaning Conference, 12 août 1974, San Francisco, Calif. (1974), 758-64.
4. NAKHUTIN, I.E. et autres, "Extraction du radioiode contenu dans un gaz"; l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques (compte-rendu de la 4ème Conf.int., Genève, 6-12 septembre 1971), vol. 11, Nations Unies, New York et AIEA, Vienne (1972), 399-413.
5. COMMISSION DES COMMUNAUTES EUROPEENNES, Compte-rendu du Séminaire sur les effluents radioactifs des usines de retraitement du combustible irradié, Document V/2266/78, Commission des communautés européennes, Luxembourg (novembre 1977).
6. TREVORROW, L.E. et autres, Tritium and Noble-Gas Fission Products in the Nuclear Fuel Cycle, ANL-8102, Argonne National Laboratory (octobre 1974).