

PROCEDES D'ELIMINATION DES DECHETS RADIOACTIFS

J. CLUCHET B. ROGER

CENTRE D'ETUDES NUCLEAIRES DE SACLAY

Service de Protection contre les Rayonnements
Section d'intervention, Décontamination et Stockage

Journées d'information sur les déchets et
sous-produits industriels. Lyon, 25-27 Novembre
1975

CEA-CONF--3523

FR760 2838

PROCEDES D'ELIMINATION DES DECHETS RADIOACTIFS

J. CLUCHET

B. ROGER

RESUME

Après avoir évoqué l'importance du problème des déchets radioactifs produits par l'industrie électro-nucléaire, les auteurs rappellent brièvement quelques lois de la radioactivité (nature et énergie des rayonnements, période radioactive) et quelques notions de dosimétrie. Puis ils décrivent les procédés de conditionnement et de stockage des déchets solides. Quant aux effluents liquides, les plus actifs sont incorporés à des blocs de verre, tandis que les autres sont concentrés par traitements chimiques ou par évaporation. Les concentrats sont enrobés dans du béton, du bitume ou des résines.

Les stockages sont appropriés à chaque type de déchet : sur aire compactée ou en tranchée bétonnée pour les plus faibles activités, en puits pour les plus fortes. Mais lorsqu'il s'agit de transuraniens de très longues périodes, ils sont enfouis dans des cavités naturelles profondes, ce qui assure leur confinement à l'échelle séculaire.

Les études déjà effectuées ou en cours dans différents domaines et l'expérience déjà acquise permettent de conclure que des solutions sûres sont à notre portée.

PLAN SOMMAIRE

I - INTRODUCTION

1.1 - Cadre de l'exposé

1.2 - Bref rappel de quelques lois de la radioactivité.

II - TRAITEMENT ET STOCKAGE DES DECHETS SOLIDES

III - TRAITEMENT DES EFFLUENTS LIQUIDES

3.1 - Les effluents de très haute activité

3.2 - Les effluents de faible et moyenne activité.

IV - CAS PARTICULIER DES TRANSURANIENS

V - CONCLUSIONS

PROCEDES D'ELIMINATION DES DECHETS RADIOACTIFS

J. CLUCHET

B. ROGER

CENTRE D'ETUDES NUCLEAIRES DE SACLAY

Service de Protection contre les Rayonnements
Section d'Intervention, Décontamination et Stockage

I - INTRODUCTION -

1.1 - Cadre de l'exposé :

L'industrie électro-nucléaire produit la majeure partie des déchets radioactifs. On calcule que, dans un réacteur à eau légère, 1 tonne de combustible utilisé pendant 3 ans, présente une activité de 6,2 MCi, 90 jours après avoir été retirée du réacteur. Chaque année, on renouvelle un tiers de la charge totale de combustible, soit 30 tonnes par réacteur de 1GWe (soit environ 200 MCi de produits de fission).

Compte tenu du programme électro-nucléaire actuellement connu, la production mondiale annuelle de strontium-90 ou de cæsium-137 s'exprimera en milliards de curies en l'an 2000.

Il est donc évident que la gestion de ces déchets constitue un problème important. A l'heure actuelle, dans un cadre plus modeste, des expériences et des traitements industriels sont mis en oeuvre dans les Centres d'Etudes Nucléaires et les Centres de Production du C.E.A. Ils préfigurent les opérations qui permettront de maîtriser ce problème.

C'est à la lumière de notre propre expérience que nous allons analyser les différents aspects des déchets nucléaires.

Le terme "élimination" doit être pris dans un sens restreint : si l'on ne considère pas la décroissance radioactive (disparition spontanée de la radioactivité) c'est le conditionnement et le stockage d'une manière sûre. Des études théoriques sont en voie de développement pour éliminer la radioactivité mais n'ont pas encore d'applications industrielles.

Éliminer un déchet radioactif, c'est le confiner en un lieu précis, en faisant en sorte qu'aucun échange sensible ne puisse avoir lieu avec l'homme ni directement, ni indirectement par l'intermédiaire des eaux, de l'air, des plantes ou des animaux.

A noter que certains échanges contrôlables peuvent être admis, dans la mesure où ils ne présentent pas de danger, dans le cas de produits à périodes relativement courtes. Mais dans le cas des très longues périodes, on ne peut envisager que des stockages dans des couches géologiques profondes.

Ces impératifs de confinement requièrent certains procédés que nous allons décrire.

1.2 - Bref rappel de quelques lois de la radioactivité :

A de très rares exceptions près, les radionucléides naturels ou artificiels émettent deux sortes de rayonnements particuliers :

- les rayonnements α : un assemblage de deux protons et deux neutrons (noyau d'hélium) quitte le noyau émetteur, avec une certaine énergie cinétique d'environ quelques MeV(*). Ces particules ont une charge positive.
- les rayonnements β : un électron (négatif ou positif) est émis par le noyau, avec une énergie cinétique de quelques centièmes de MeV à quelques MeV.

Enfin, un rayonnement immatériel accompagne généralement les transformations β : ce sont les photons γ , ayant des énergies de quelques centièmes de MeV à quelques MeV.

Les rayonnements α ont un parcours extrêmement réduit: quelques centimètres dans l'air et quelques dizaines de microns dans les tissus humains. Les émetteurs α présentent donc essentiellement un danger de contamination interne, mais pas d'irradiation externe.

Les électrons β ont des parcours de l'ordre de 100 fois supérieurs. Ils intéressent donc l'irradiation externe des tissus peu profonds (épiderme, cristallins, etc ...) et également l'irradiation par contamination interne.

Quant aux photons γ , ils peuvent pénétrer en profondeur dans le corps humain et présentent essentiellement un danger d'irradiation externe.

(*) Le MeV (ou millions d'électrons x volts) est une unité pratique d'énergie très utilisée en physique nucléaire :

$$1 \text{ MeV} = 1,6 \cdot 10^{-13} \text{ J}$$

Il est très facile de s'affranchir des risques dus à l'irradiation externe par les déchets. Les opérateurs doivent se protéger par des écrans lourds (plomb ou béton, par exemple) ; en ce qui concerne les stockages, la terre constitue à elle seule une protection efficace et durable contre cette irradiation.

Le problème prépondérant des déchets nucléaires est celui de la contamination interne de l'organisme, si le confinement est imparfait et si des radionucléides sont inhalés ou ingérés (chaîne alimentaire) en quantité importante.

Avant d'en terminer avec ce rappel, examinons la loi de décroissance de l'activité. Du fait même de la radioactivité, le nombre de noyaux radioactifs diminue constamment. On montre que la loi de décroissance est de type exponentiel; c'est-à-dire qu'une quantité donnée d'un radionucléide donné décroît d'un même rapport pendant un temps donné. Ainsi, le temps nécessaire à la disparition de la moitié des noyaux radioactifs s'appelle la période radioactive T. Cette radioactivité s'exprime en curies (Ci):

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ désintégrations par seconde.}$$

L'échelle des périodes radioactives est très étendue : quelques fractions de secondes pour certains produits de fission, 8 jours pour l'iode-131, 5 ans pour le cobalt-60, une trentaine d'années pour le caesium-137 et le strontium-90, 1 620 ans pour le radium-226, 24 000 ans pour le plutonium-239, $1,7 \cdot 10^7$ ans pour l'iode-129, $4,5 \cdot 10^9$ ans pour l'uranium-238 et $1,4 \cdot 10^{10}$ ans pour le le thorium-232.

La période radioactive est un paramètre très important à considérer pour la gestion des déchets radioactifs.

Quand un rayonnement traverse la matière il perd de l'énergie et la perte d'énergie par unité de masse s'exprime en rads (unité de dose absorbée)

$$1 \text{ rad} = 10^{-2} \text{ J/kg}$$

Pour évaluer les dommages susceptibles d'être causés aux tissus humains, on utilise une autre unité, le rem (unité d'équivalent de dose absorbée). On obtient l'équivalent de dose en multipliant la dose absorbée en rads par un ou plusieurs facteurs, déterminés expérimentalement (animaux), et tenant compte de la nature du rayonnement, de la distribution spatiale de l'irradiation, etc.

On peut donner quelques ordres de grandeur des rayonnements courants et quelques-uns de leurs effets :

- le rayonnement naturel délivre 0,1 rem par an à tous les individus habitant des régions non uranifères,
- dans certaines régions habitées du globe, l'irradiation naturelle atteint plusieurs rems par an,
- les normes de radioprotection établies par la Commission Internationale de Protection Radiologique fixent à 0,5 rem par an l'irradiation maximale des personnes du public et à 5 rems par an celle des travailleurs médicalement surveillés,

- des doses d'environ 10 rems, même instantanées, ne produisent généralement pas de troubles cliniques décelables,
- une dose à l'organisme entier de 400 à 500 rems reçue en un temps court est mortelle dans 50% des cas.

En ce qui concerne la contamination interne, la Commission Internationale de Protection Radiologique a fixé des concentrations maximales admissibles (CMA) pour les différents radionucléides dans l'air ou dans l'eau. Ces CMA sont telles qu'un individu du public, exposé de façon constante à ce niveau, ne subirait aucun dommage décelable pour lui ou sa descendance.

Par exemple, dans l'eau, la valeur de la CMA est de :

- 0,01 microcurie par mètre cube pour le radium-226,
- 5 microcuries par mètre cube pour le plutonium-239,
- 20 microcuries par mètre cube pour le cæsium-131,
- 3 000 microcuries par mètre cube pour le tritium.

En France, 6 eaux minérales ont une teneur en radium-226 comprise entre 0,5 et 0,95 CMA.

En résumé, les paramètres principaux à considérer dans la gestion et le stockage des déchets radioactifs sont :

- la période radioactive des radionucléides présents (vitesse d'élimination naturelle),
- la CMA des différents radionucléides.

II - TRAITEMENT ET STOCKAGE DES DECHETS SOLIDES -

Les déchets solides proviennent des réacteurs (solidification des solutions de produits de fission, résines et filtres sur les circuits d'eau primaires, structures recueillies après démantèlement), des usines de retraitement de combustibles (gainés, matériaux divers), des laboratoires d'étude ou de recherche (boîtes à gants, caissons, outillages, structures diverses, etc ...), de l'industrie, des hôpitaux et de divers centres de recherche, et enfin, du traitement des effluents liquides (boues de co-précipitation ou concentrats d'évaporateurs après conditionnement).

A Saclay, les déchets solides sont triés dans une cellule blindée, regroupés par nature et par période radioactive, puis compactés afin de réduire leur volume. Ils sont ensuite placés dans des fûts métalliques. En fonction de l'activité qu'ils présentent, ils sont soit expédiés immédiatement vers le Centre de stockage INFRATOM de La Hague, soit, pour les plus irradiants, stockés temporairement sur place dans des ouvrages souterrains étanches (puits de stockage) dans l'attente de leur prise en charge par le site national de stockage de la Manche lorsqu'il sera équipé des installations adéquates.

Dans d'autres centres, certains déchets solides sont incinérés, dans un incinérateur spécialement conçu en vue de la récupération du plutonium, par exemple {1}, {2}.

Les déchets solides les plus actifs proviennent, après traitement, de la phase liquide du retraitement des combustibles sortis de pile. Nous étudierons plus loin leurs conditions de stockage.

Du point de vue économique, le traitement et le stockage des déchets solides de faible et moyenne activité revient à 500 à 1 000 F par mètre cube. En France, la production annuelle de ce type de déchets est de 5 000 m³ environ en 1975. On prévoit une production 10 fois plus importante vers l'an 2000 (correspondant au traitement des éléments combustibles pour une puissance installée de 100 GWe).

Le blocage des déchets solides en coques de béton pratiqué couramment au Centre de Saclay pour assurer la sécurité du stockage provisoire sur le site est maintenant abandonné depuis la mise en service du Centre INFRATOME de La Hague où ils peuvent être expédiés au fur et à mesure de leur production.

Quant aux gaines extraites dans les usines de retraitement, leur volume annuel estimé passera de 700 m³ en 1975 à environ 2 000 m³ par an en l'an 2000. On envisage de les stocker dans des casemates bétonnées.

Notons enfin qu'il est souvent plus économique, à long terme, de décontaminer un objet faiblement contaminé, que de le stocker en tant que déchet radioactif.

III - TRAITEMENT DES EFFLUENTS LIQUIDES -

Les effluents liquides proviennent principalement :

- des usines de retraitement des combustibles,
- des laboratoires de fabrication ou d'étude des radionucléides,
- des ateliers de décontamination.

3.1 - Les effluents de très haute activité :

La première catégorie constitue la fraction la plus active des déchets provenant de l'industrie nucléaire. On estimait, début 1974, compte tenu du programme électro-nucléaire connu, que l'activité totale accumulée dans le monde sous cette forme serait de 31 GCi en 1980 et de 400 à 550 GCi en l'an 2000^(*). C'est à dire que le traitement de ces résidus constitue l'un des objectifs les plus importants dans le domaine des travaux relatifs aux déchets radioactifs.

Il est un autre aspect qu'il convient d'examiner. Les produits de fission évoqués ci-dessus ont en général des périodes relativement courtes (30 ans au maximum). Mais, dans les solutions obtenues après attaque chimique des éléments combustibles, se trouvent également des émetteurs α , transuraniens, formés par irradiation neutronique des combustibles (divers isotopes du plutonium, de l'awéricium et du curium). Les périodes de ces radionucléides atteignent 382 000 ans (plutonium-242). Le stockage de tels déchets pose un problème particulier. On cherche donc, actuellement, à mettre au point les méthodes de séparation des transuraniens, de façon à les traiter spécialement.

(*) Ces estimations sont actuellement revues en fonction de l'évolution du programme électro-nucléaire. Il faut toutefois remarquer que ces activités très importantes seront confinées et stockées à environ 600 m de profondeur.

Le problème du stockage à long terme des transuraniens (nucléides de radiotoxicité élevée) n'est pas aussi grave qu'on le croit généralement. En effet, le réacteur nucléaire naturel d'Oklo a montré, sur une période de 1 milliard 700 millions d'années, la non migration des transuraniens dans le sol ; en outre, il n'est pas interdit de penser que la mise au point de transmutations nucléaires adaptées permettra l'élimination de ces radionucléides.

Les solutions sont évaporées à sec, calcinées, puis les résidus secs sont incorporés à des verres en fusion ({3} à {11}). La phase d'étude est terminée et un atelier industriel est exploité au Centre de Marcoule. Un autre atelier sera construit ultérieurement au Centre CEA de La Hague. Les blocs de verre, contenus dans une enveloppe métallique, sont stockés en fosses et sont refroidis par une ventilation forcée, de façon à évacuer la chaleur produite par les rayonnements β émis (*).

Quant à la fraction des transuraniens, nous verrons plus loin quelles solutions sont envisagées pour la traiter.

3.2 - Les effluents de faible et moyenne activité :

Il existe également des déchets liquides d'activités volumiques moins élevées qui sont traités par des méthodes moins complexes. Ce sont ceux que l'on rencontre notamment dans les centres d'études nucléaires et particulièrement à Saclay. Dans ce dernier centre, 5 000 à 6 000 m³ doivent être traités chaque année.

Quelle que soit la méthode retenue le but poursuivi est toujours le même : on cherche à concentrer la radioactivité dans un faible volume. La fraction "épurée" est rejetée, après contrôle et sous la surveillance du Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants, dans les circuits classiques (égouts, rivières, etc...). Le concentrat est traité de façon à être transformé en déchet solide pour être stocké comme tel au Centre INFRATOME de La Hague. Sont ainsi traités à Saclay les effluents d'activité volumique inférieure à quelques curies par mètre cube.

Historiquement le premier procédé mis en oeuvre à Saclay consistait à former un concentrat par traitement chimique dit de co-précipitation. En effet, on peut rencontrer des activités importantes pour des masses d'éléments très faibles et il n'est pas question d'appliquer à des solutions aussi peu concentrées en masse les méthodes classiques de la chimie. On ajoute donc des ions ayant des propriétés chimiques voisines de celle de l'élément à séparer. Exemple : Ca^{++} pour entraîner le strontium. On précipite ensuite simultanément les deux éléments, sous forme de carbonates.

On pourrait également favoriser l'entraînement de certains éléments par adsorption sur un précipité formé à cet effet (attraction électrostatique). C'est le cas des éléments Co, Ce et Pu (sous forme colloïde), très bien entraînés par des précipités d'hydroxydes.

(*) Le rayonnement d'une source de 1 Ci, d'énergie égale à 1 MeV par désintégration, développe une puissance calorifique de 6 mW dans la masse de matière où il est arrêté.

On ajoute donc les ions entraîneurs, on forme le précipité, puis on favorise la coagulation. La solution est ensuite décantée. Les boues filtrées, encore humides, sont mélangées à du ciment et le mortier ainsi formé est coulé dans des coques cylindriques en béton armé. Après prise complète et obturation par un bouchon inactif, le bloc suit le circuit décrit ci-dessus pour les déchets solides.

Le facteur de décontamination (rapport de la concentration du liquide traité à celle du liquide initial) obtenu par ce procédé est relativement faible : 75 en moyenne pour les émetteurs $\beta\gamma$ et 500 pour les émetteurs α . Le composé solide formé, une fois enterré, constitue un moyen de stockage sûr pour des activités massiques du composé faibles ou moyennes.

Pour permettre des activités massiques plus élevées, un autre procédé a été étudié et mis en oeuvre en 1974, au Centre de Saclay. Il consiste à concentrer l'effluent neutralisé par distillation. Le distillat, après contrôle, est rejeté aux égouts du Centre. Quant au concentrat, chargé à 250 g/l environ, il est envoyé dans un évaporateur dit "à couche mince" où, en perdant la quasi-totalité de l'eau qu'il contient (teneur inférieure à 0,5%), il est intimement mêlé à du bitume chaud, puis coulé dans des fûts métalliques.

Après refroidissement ces fûts constituent un déchet solide qui est transporté vers le Centre INFRATOME.

Dans ce cas, le facteur de décontamination est de l'ordre de 10^3 à 10^4 , il peut même atteindre 10^5 . La tenue dans le temps de l'enrobé bitumineux est excellente. C'est ce procédé qui est maintenant en exploitation à Saclay.

Citons également les études relatives à l'enrobage de concentrats dans des résines polymérisables {12}, {13}.

Pour le RHF de Grenoble, l'eau tritiée est séparée de l'eau lourde par distillation fractionnée.

Les résidus tritiés de haute activité sont éliminés sous forme de déchets solides.

Sur le plan économique, le traitement de 1 m^3 d'effluent coûte de 500 à 1 500 F, suivant les cas, pour les faibles et moyennes activités. La solidification et le stockage des produits de fission est estimé à 50 F par kg d'uranium retraité.

IV - CAS PARTICULIER DES TRANSURANIENS -

Les transuraniens évoqués plus haut seront soit stockés dans des conditions spéciales, soit traités par transmutation {14}.

Cette dernière méthode consiste à bombarder ces éléments avec les neutrons d'un réacteur à haut flux, afin de les transformer en d'autres éléments, de périodes beaucoup plus courtes. Ce procédé fait actuellement l'objet d'études.

Si ces déchets doivent être conservés tels quels, séparés des produits de fission ou non, ils devront être stockés dans des conditions telles que leur confinement soit assuré pour des millénaires par la couche géologique. Les géologues ont proposé les formations salines souterraines, exemptes de circulation d'eau et particulièrement stables, sur le plan géologique (15). D'autres études sont en cours pour l'utilisation de cavités creusées dans le granit et le basalte.

V - CONCLUSIONS -

~~Nous~~ venons d'examiner très rapidement les différents problèmes ~~posés par~~ les déchets radioactifs. Le sujet est très vaste, comme en témoigne la bibliographie qui termine ce texte. Les problèmes scientifiques, techniques et économiques posés par ces résidus d'une industrie nouvelle font l'objet de recherches et de réflexions dans le monde entier. Jamais jusqu'ici une activité humaine n'a été abordée avec une telle prudence résultant du fait qu'une radioactivité même faible est toujours mesurable. Et pourtant, aucune autre n'a suscité autant de craintes, plus ou moins justifiées.

Mais si l'on analyse sérieusement l'ensemble de ces problèmes, on en conclut que leur solution n'est pas hors de portée de la science et de la technique actuelles. Des études sont encore nécessaires. Elles sont menées actuellement dans plusieurs directions. Peu à peu, des choix sont faits et vont toujours dans le sens d'une sécurité accrue.

La radioprotection a fait d'énormes progrès au cours des 25 dernières années et les moyens de mesure et de protection contre les rayonnements se sont considérablement accrus. Grâce aux recherches des radiobiologistes, les effets des rayonnements sont de mieux en mieux connus.

Quant au problème des déchets, de leur traitement et de leur stockage, il bénéficie déjà d'une expérience d'une trentaine d'années, par les travaux effectués dans divers centres de recherche, ou même à caractère industriel (CEA, par exemple). Cette connaissance du sujet, ainsi que les voies déjà découvertes pour l'amélioration des procédés de traitement et les conditions de stockage ne laissent aucun doute sur la sûreté des méthodes qui sont ou seront retenues.

B I B L I O G R A P H I E

- 1 - LEFFVRE C.
Incinerateur pour la récupération du plutonium dans les déchets combustibles.
Rapport CEA-TP-9587, 1970.
- 2 - SOULIER H.
Incinerateur de déchets riches en émetteurs α de Marcoule.
Rapport CEA-CONF-2877, 1974.
- 3 - BONNIAUD R., KERSALE, ROZAND L.
Atelier pilote de vitrification des produits de fission à Marcoule.
Energie Nucléaire, Vol.10, N°3, Mai 1968.
Rapport CEA-TP-6790.
- 4 - BONNIAUD R.
Vitrification des solutions concentrées de produits de fission.
Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques N° 10, Juillet 1968.
Rapport CEA-TP-6990.
- 5 - C.E.A., Centre de Fontenay-aux-Roses, Département de Chimie.
Etude de la vitrification des solutions de produits de fission.
Rapport CEA-N 1241, 1970.
- 6 - C.E.A., Centre de Fontenay-aux-Roses, Département de Chimie
Etude de la vitrification des solutions de produits de fission.
Rapport CEA-N-1341, 1970.
- 7 - C.E.A., Centre de Fontenay-aux-Roses, Département de Chimie.
Etude de la vitrification des solutions de produits de fission.
Rapport CEA-N-1419, 1971.
- 8 - BONNIAUD R., SOMBRET C.
La vitrification dans le domaine des effluents radioactifs.
Verres et Réfractaires, Vol.25, N°2, Mars-Avril 1971.
- 9 - BONNIAUD R., LAUDE F.
L'atelier de vitrification PIVER
Rapport CEA-TP-012081.

- 10 - GIRAUD J.P., Le BLAYE G.
Description d'une installation industrielle de vitrification des produits de fission et stockage des verres hautement radioactifs.
Symposium on the management of radioactive wastes from fuel.
Reprocessing Paris - 27 Novembre 1972.
- 11 - BONNIAUD R, LAUDE F., SOMBRET C.
Expérience acquise en France dans le traitement par vitrification des solutions concentrées de produits de fission.
Rapport CEA-TP-012559.
- 12 - CUAZ D., POTTIER P., THIERY D.
Procédé de conditionnement de déchets radioactifs.
Brevet BF 2129836/A, 16 Mars 1971.
- 13 - CUAZ D., LIMONGI A., THIERY D.
Procédé d'enrobage de déchets radioactifs dans des résines thermodurcissables.
Rapport CEA-TP-750032, 1974.
- 14 - OLIVIER J.P.
Production des déchets radioactifs et principes généraux de leur gestion.
Journée d'étude sur l'évolution de la gestion des déchets radioactifs - Paris - France - 4 Avril 1973.
Bulletin d'Information A.T.E.N., Mars 1973, N°100, pp 6-13.
- 15 - BARBREAU A., ESCALIER des ORRES P.
Stockage de déchets radioactifs dans des cavités formées dans le sel par dissolution. Etudes préalables.
Symposium on the disposal of radioactive wastes into the ground, Vienna, 29 May-2 June 1967.
Rapport CEA-TP 6210.
- 16 - BARBREAU A.
Possibilités d'injecter des déchets radioactifs dans des formations géologiques perméables profondes.
Symposium on the disposal of radioactive wastes into the ground, Vienna, 29 May-2 June 1967.
Rapport CEA-TP-6211.
- 17 - CAPITANT B., GRISON G., LEVEQUE P.
Etude expérimentale de l'injection à haute pression d'effluents radioactifs dans des couches géologiques diaclasées.
Symposium on the disposal of radioactive wastes into the ground, Vienna, 29 May-2 June 1967.
- 18 - PRADEL J., MACQUERON M.
Les déchets radioactifs, destination des déchets solides.
Annales des Mines N°12, Décembre 1969, pp 61-74.
Rapport CEA-TP-8337.

- 19 - SOUSSELIER Y., PRADEL J.
La gestion des déchets radioactifs et leur stockage à long terme.
United Nations International Conference on the peaceful uses of
Atomic Energy, Geneva, 6 September 1971.
Rapport CEA - CONF-1936.
- 20 - MARQUE Y., BARRAL S., BELHOMME J., BOURDREZ J., JOFFRE H., LEBRUN P.
Evolution dans la gestion des déchets solides d'activité intermédiaire
au Centre de Saclay.
Symposium on developments in the management of low and intermediate
level radioactive wastes, Aix-en-Provence, 7-11 September 1970.
Rapport CEA-TP-9581.
- 21 - BARBREAU A., MARCAILLOU J., MERY J., PINTO D., RANCON D.
Evolution de la gestion des déchets de basse activité et d'activité
intermédiaire au Centre de Cadarache.
Symposium on developments in the management of low and intermediate
level radioactive wastes, Aix-en-Provence, 7-11 September 1970.
Rapport CEA-TP-9582.
- 22 - FERNANDEZ N., JOURDE P., POTTIER P.
Evolution des traitements d'effluents liquides dans les centres français
de production de plutonium.
Symposium on developments in the management of low and intermediate
level radioactive wastes, Aix-en-Provence, 7-11 September 1970.
Rapport CEA - TP-9583.
- 23 - BARBREAU A., BARDET G., ESCALIER des ORRES P., JOURDE P.,
SCHEIDHAUER J., SOUSSELIER Y.
Expérience industrielle de stockage de déchets radioactifs sur le site
de La Hague.
Symposium on developments in the management of low and intermediate
level radioactive wastes, Aix-en-Provence, 7-11 September 1970.
Rapport CEA-TP 9584.
- 24 - POMAROLA J., FELIERS P., TESTEMALE G.
Evolution de la gestion des déchets radioactifs au Centre de
Fontenay-aux-Roses.
Symposium on developments in the management of low and intermediate
level radioactive wastes, Aix-en-Provence, 7-11 September 1970.
Rapport CEA-TP-9585.
- 25 - Radioactive waste management
IAEA - 133, Vienna, 1971.
- 26 - Disposal of radioactive waste.
Proceedings of the Information Meeting, Paris, April 12-14, 1972.
CONF-720453.
- 27 - SOUSSELIER Y.
Expériences et plans pour la gestion internationale des déchets.
Rapport CEA-CONF-2225- Octobre 1972.

- 28 - BARDET G., SOUSSELIER Y.
Effluents et sous-produits radioactifs découlant de la production d'énergie nucléaire.
Congrès de la Société des Electriciens, des Electroniciens et des Radioélectriciens, Vittel, 11 Septembre 1973.
Rapport CEA-CONF-2462, 7 Mars 1973.
- 29 - GAUVENET A.,
Les résidus radioactifs.
Revue générale nucléaire, Juin 1975.
- 30 - THIRIET L., SAUTERON J., OGER C.
Problèmes techniques et économiques liés au développement des méthodes de traitement et d'utilisation des déchets radioactifs.
Conférence mondiale de l'énergie, Tokyo, 16-20 Octobre 1966.
Rapport CEA-R-3449.
- 31 - BENDELL F., BONNIAUD R., MICHEL P., ROZAND L.
Evaluation économique des procédés de stockage des effluents de haute activité du combustible des réacteurs à neutrons rapides.
Rapport CEA-TP-012548.
- 32 - RODIER J., MARICHAL F., BENOIT R., NIEZBORALA F., LE BOUELLEC J.
Etude de la diffusion de la radioactivité des verres et enrobés bitumineux.
Rapport CEA-R-3751, Mai 1965.
- 33 - LEFILLATRE G.
Recommandations concernant les tests de lixiviation dans l'eau des déchets radioactifs solidifiés suivant une méthode classique de conditionnement.
Rapport CEA-CONF-1400, 1969.
- 34 - IMBERT J.C., PACAUD F.,
Contribution à l'étude de la diffusion en relation avec la lixiviation des verres. Application aux risques potentiels d'un stockage à long terme.
Rapport CEA-R-4550, Août 1974.
- 35 - BONNIAUD R., PACAUD F., SOMBRET C.
Quelques aspects du comportement de radioéléments confinés à long terme sous forme de verre ou de produit à forte phase vitreuse.
7ème congrès de la Société Française de Radioprotection, Versailles, 28 Mai 1974.
Rapport CEA-TP-750031.
- 36 - DELPLA M., GARAUD J., BARBIER J., HOUPIN B.
Problèmes posés par les effluents radioactifs à la Centrale Nucléaire de Chinon.
Congrès international sur la radioprotection du milieu devant le développement des utilisations pacifiques de l'énergie nucléaire, Toulouse, 14-16 Mars 1967.

- 37 - LE BOUHELLEC J., MIQUEL P., TALMONT A.
Problèmes posés par le comportement et le confinement des produits de fission au cours du traitement des combustibles de surgénérateurs.
Colloque sur la gestion des déchets radioactifs résultant du traitement du combustible irradié, Paris, 27 Novembre 1972.
Rapport CEA-TP-012560.
- 38 - SOUSSELIER Y.
Conditionnement de déchets pour les réacteurs de puissance.
Joint meeting of the A.N.S. and the Atomic Forum, San Francisco, USA, 11 November 1973.
Rapport CEA- TP-012658.
- 39 - SOUSSELIER Y.
Les déchets radioactifs.
Annales des Mines, Janvier 1974, N°1, pp.77-86
Rapport CEA-TP-012997.
- 40 - RODIER J., LEFILLATRE G., RODI L., CUDEL Y.
Enrobage des concentrats d'évaporation par le bitume.
Etat d'avancement N°1
Rapport CEA-R-3632, 1968.
- 41 - RODIER J., LEFILLATRE G., SEYFRIED P.
Installation pilote d'enrobage par le bitume de concentrats de haute activité.
Rapport CEA-R-3734, 1969.
- 42 - LEFILLATRE G., RODIER J., HULLO R., CUDEL Y., RODI L.
Utilisation d'un évaporateur à couche mince pour l'enrobage par le bitume de concentrats radioactifs.
Rapport CEA-R-3742.
- 43 - FERNANDEZ N.
Enrobage bitumineux de boues de traitement des effluents radioactifs.
Energie Nucléaire, VOL.II, N°6, Août-Septembre 1969.
Rapport CEA-TP-8171.
- 44 - RODIER J., RODI L., LEFILLATRE G., CUDEL Y.
La solidification des déchets radioactifs par le bitume.
Rapport CEA-R-3982, 1970.
- 45 - LEFILLATRE G., ANDRIOT R.
Les procédés industriels d'enrobage par le bitume des concentrats liquides de traitement radioactif et le stockage des enrobés.
Rapport CEA-CONF-1699.
- 46 - FERNANDEZ N.
Enrobage bitumineux des boues de traitement des effluents radioactifs.
Réalisation industrielle.
Rapport CEA-TP-012075.

47 - LEFILLATRE G.

Les procédés d'enrobage par le bitume des concentrats solides ou liquides de traitement radioactif.
Rapport CEA-TP-012076

48 - GHEJAN I., BARBUL S., CIPLES L., BREBAN I., IORGA D.

Incorporation of low and intermediate level radioactive wastes in bitumen
IAEA-R-667-F, October 1971

49 - POTTIER P., ARCO J.

Traitement des effluents moyennement et faiblement actifs, concentration d'effluents au moyen d'échangeurs d'ions.
Rapport CEA-N-1148, 1968.

50 - POTTIER P., CHAUVET P.

Traitement des effluents moyennement et faiblement actifs. Etude des techniques d'évaporation par air pulsé.

Rapport CEA-N-1148, 1968.

