



COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE

--	--

**Division d'Etudes de Retraitement
et des Déchets et de Chimie Appliquées
DEPARTEMENT DE GENIE RADIOACTIF**

**Service des Ateliers Pilotes
Section de Solidification des Déchets**

--	--

**Site de la Vallée du Rhône - Centre de Marcouls
Boite Postale 171 - 30205 Bagnols-sur-Cèze - FRANCE
Tel. (65) 80 83 00 TELEX : 480 232 F**

Annual meeting of international commission on glass
Toronto, Canada 3 - 6 Oct 1982
CEA-CONF--6530

LE VERRE ET LES DECHETS NUCLEAIRES

C. SOMBRET

LE VERRE ET LES DECHETS NUCLEAIRES

C. SOMBRET

CEA - FRANCE

INTRODUCTION

Depuis le début de l'utilisation de l'énergie d'origine nucléaire, la gestion des déchets radioactifs a été l'un des secteurs sur lesquels l'attention s'est fortement portée en raison du risque potentiel spécifique que ces déchets présentent. L'expansion inévitable de ce type d'énergie dans un futur proche a rendu nécessaire le développement de méthodes de traitement, de conditionnement et de stockage à long terme.

Les procédés de traitement consistent en général à transformer en un solide stable les déchets qui peuvent se présenter sous des formes diverses : liquide, boues, gaz, solides monolithiques ou divisés.

Dans de nombreux cas le verre est apparu comme un milieu final non seulement techniquement réalisable et économiquement envisageable mais présentant aussi des propriétés très intéressantes quant au stockage à long terme .

ORIGINE DES DECHETS NUCLEAIRES

Les déchets ont pour principales sources :

- les exploitations minières
- les usines de conversion
- les usines d'enrichissement d'uranium
- les ateliers de fabrication de combustible
- les réacteurs
- les usines de retraitement
- le démantèlement d'installations nucléaires déclassées
- l'industrie
- les hopitaux.

Bien que dans certains pays comme la SUEDE ou les USA la possibilité de stocker les combustibles irradiés ait été envisagée, on ne doit pas considérer ces matériaux comme des déchets définitifs en raison des risques présentés par le stockage. Ceci est, pour le retraitement, une motivation qui s'ajoute à celles constituée pour les besoins en combustible des réacteurs à neutrons rapides et même par le souci de non prolifération (1).

APPLICATION DU VERRE AU TRAITEMENT DES DECHETS

Les déchets nucléaires ont des natures très diverses. Outre leur état physique ils diffèrent par de nombreux aspects, principalement :

- mode d'activité : α , β , γ , ou combinaison de ces 3 types de rayonnement.
- niveau d'activité
- période radioactive des radionuclides
- composition et propriétés chimiques correspondantes
- dégagement de chaleur
- le volume par kwh produit.

Mise à part quelques restrictions pouvant éventuellement dans certains cas particuliers être émises quant à la compatibilité chimique, le verre apparait comme un milieu adéquat en raison de sa relative inertie chimique, de sa réfractairité, de sa mise en oeuvre aisée et de son coût peu élevé.

Il peut intervenir soit comme milieu d'accueil, le déchet final à stocker étant donc dans ce cas un enrobage, soit comme milieu unique, le déchet étant alors uniquement constitué pour du verre.

Un certain nombre d'applications ont déjà fait l'objet d'étude (voir figure 1). et concernent :

- 1) en tant que milieu d'accueil
 - les résidus de dissolution des éléments combustibles irradiés. Il s'agit principalement de métaux purs ou d'oxydes (métaux de la mine du platine essentiellement).
 - les gaines de combustibles irradiés (2)
 - le krypton 85 (3) (4).

2) avec vitrification totale du déchet :

- certains types de piège à iode des usines de retraitement (5)
- déchets solides non métalliques en provenance des opérations de retraitement de combustible, ou de démantèlement et ayant subi un prétraitement (incinération par exemple) (6) (7).
- boues de coprécipitations (traitement des effluents liquides des usines de retraitement).
- les sources retournée par l'industrie ou les hopitaux.
- les solutions de produits de fission issues des usines de retraitement de combustible.

Il est à noter aussi que le verre peut intervenir à certains stades des traitements de déchets en devenant un déchet secondaire. C'est le cas par exemple du conditionnement des gaines de combustible irradiés par la technique de fusion dans laquelle le verre joue un rôle de produit décontaminant (?).

Il serait trop long dans le cadre de cet exposé de présenter en détail le développement de toutes ces études. Nous nous bornerons à faire le point de celle relative à la vitrification de solution de produit de fission puisqu'elle a été historiquement la première application du verre aux déchets nucléaires (8) (9) (10) (11) et qu'elle est sans conteste la plus avancée.

LES SOLUTIONS DE PRODUITS DE FISSION

Ces solutions proviennent du retraitement de combustibles irradiés dans différents types de réacteurs. A part certaines d'entre elles qui furent autrefois neutralisées (U.S.A : SAVANNAH RIVER, HANFORD, WEST VALLEY). Elles sont constituées par un milieu d'acide nitrique contenant outre les produits de fission un certain nombre de constituants chimiques en principe solubilisés. La composition de ces solutions dépend :

- du type de combustible
- du taux de combustion des matières fissiles
- de la mise en oeuvre ou non d'une opération de dégainage
- dans ce dernier cas de la composition des matériaux de gainage.
- des réactifs chimiques introduits pendant le retraitement
- de l'utilisation éventuelle de poison neutronique
- du rendement de séparation du plutonium et de l'uranium
- de la concentration finale
- de la durée du stockage intermédiaire.

Enfin il est possible suivant les schémas de traitement utilisés, de trouver dans ces liquides des matières solides pulvérulentes constituées par des fines particules insolubles de produits de fission métalliques ou de matériaux constitutifs de la gaine produits lors du cisailage des éléments combustibles.

Des exemples de compositions sont donnés dans le TABLEAU 1.

LES VERRES DE PRODUITS DE FISSION

Le choix des compositions de verre est dominé par un certain nombre de facteurs dont principalement les 3 suivants :

- composition des liquides à vitrifier
- type de procédé envisagé pour la vitrification
- les propriétés souhaitées en rapport avec le stockage à moyen et long terme.

Comme il n'y a pas de formateur de réseau vitreux dans les solutions de produits de fission, il est nécessaire d'en utiliser un choisi spécialement et qui est généralement la silice. Les silicates ont en effet une structure assez souple pour loger dans une proportion limitée mais suffisante les différents éléments des solutions. C'est pourquoi un réseau plus lâche comme celui des borates n'est pas nécessaire. Il est cependant fréquent de rencontrer l'utilisation de B_2O_3 pour abaisser le point de fusion, ceci de préférence au recours à une forte proportion de Na_2O ce qui modifierait défavorablement les propriétés chimiques du milieu.

Les conditions imposées par le procédé de fabrication sont la valeur de la viscosité lorsqu'il s'agit d'une technique mettant en oeuvre un transfert de verre en fusion, le taux de volatilisation de certains éléments, et une durée de vie raisonnable de l'équipement. C'est ce dernier point de vue qui a fait disparaître presque totalement les verres phosphatés de la scène internationale.

Les propriétés des verres constituent le critère le plus difficile à définir. En effet à l'heure actuelle aucune norme n'a été établie et l'on doit attendre le résultat des études à long terme avant de fixer des valeurs, qui conjuguées avec les différentes barrières naturelles ou artificielles qui seront mises en jeu sur le site de stockage devraient à n'importe quel moment du stockage définitif, rendre impossible le retour à l'homme des radionuclides dans des valeurs de concentration supérieures aux valeurs maximales admissibles.

En plus des trois facteurs mentionnés ci-dessus, deux autres considérations étaient autrefois avancées : le coût et la réduction de volume. Or il y a été calculé d'une part que la vitrification n'est pas une opération plus onéreuse que le stockage sous forme de liquide et d'autre

part que l'impact sur le coût du kilowatt heure nucléaire était très faible. En ce qui concerne le facteur de réduction de volume, celui-ci est étroitement lié à la composition du verre puisqu'il est proportionnel à la teneur en chaque radioélément. Les premiers travaux de recherche sur la vitrification ont été guidés par un souci d'obtenir un important facteur de réduction de volume. Ceci rendait obligatoire la diminution de la teneur du verre en formateur de réseau et augmentait la qualité de chaleur spécifique dégagée par effet de la décroissance radioactive. Actuellement une tendance générale consiste à ne pas accroître à l'extrême ce facteur de réduction de volume afin d'améliorer les propriétés du verre et de diminuer les difficultés posées par le dégagement thermique au cours des premières décades du stockage. Une optimisation qui prend en compte le problème dans son ensemble est donc nécessaire et permet de définir d'une part la taille des blocs de verre à stocker et d'autre part la teneur en radioéléments.

Aussi différents verres étudiés dans les pays concernés ont-ils en général une teneur en oxydes de produits de fission qui ne dépasse pas 16 %. La teneur maximale adoptée en FRANCE pour les verres les plus radioactifs c'est à dire ceux réalisés avec les solutions type LWR, est de l'ordre de 12 à 13 %, ce qui permet néanmoins d'obtenir annuellement moins de 3,5 tonnes de verre par 1 000 MW électriques produits (voir figure 2). Quelques compositions utilisées sont indiquées dans le TABLEAU 2.

En dehors de la présence de formateur de réseau et des éléments de la solution à vitrifier, les verres peuvent contenir d'autres constituants introduits volontairement comme :

- Al_2O_3 , ZnO ou TiO_2 afin d'améliorer les propriétés de résistance à la corrosion aqueuse
- B_2O_3 ainsi qu'il a été indiqué plus haut pour diminuer la viscosité lorsque ceci est nécessaire.
- Na_2O lorsque le procédé met en oeuvre l'introduction de matières premières sous forme de "fritte" (verre primaire).
- des oxydes alcalinoterreux introduits parfois en substitution de Na_2O pour atténuer l'effet de celui-ci sur les propriétés chimiques du produit final

Les principales propriétés demandées au verre radioactif sont les suivantes :

- stabilité thermique
- stabilité sous irradiation pour les différents types d'émission
- résistance à la corrosion aqueuse.

L'évaluation de la stabilité thermique se fait par étude de la tendance à la dévitrification. La décroissance des émetteurs β provoque une élévation de température du milieu qui se traduit par une cristallisation. Il est donc important de déterminer si cette cristallisation qui peut être évitée ou fortement ralentie par un refroidissement approprié au cours des premières années de stockage, est néfaste. Les études en cours sont axées sur la détermination des phases cristallines, leur quantité relative et surtout la répartition des radioéléments parmi les différentes phases. Il a été démontré que la dévitrification n'augmente pas le taux de lixiviation de certains produits de fission (12), mais par contre le comportement des émetteurs α à vie très longue n'a pas été encore cerné, ce qui constitue le problème essentiel de la sécurité à long terme.

La stabilité sous rayonnement implique un faible effet de l'irradiation sur la structure du verre et ses propriétés physicochimiques. L'irradiation $\beta \gamma$ ne modifie pas sensiblement la structure du verre et son taux de lixiviation (14) (15). Des études mettant en oeuvre des verres dopés avec ^{238}Pu , ^{241}Am , ^{244}Cm ou ^{242}Cm ont permis de mettre en évidence.

- une formation d'hélium. Une partie de ce gaz reste dans le verre, une autre partie diffuse, ceci suivant les conditions de stockage (15) (16) (17).
- un effet négligeable, de la présence d'hélium pour des doses équivalentes à plusieurs centaines d'années de stockage, sur le taux de lixiviation et les propriétés mécaniques (18).
- un changement de densité. Cette modification qui peut se produire dans les deux sens (voir figure 3) n'est pas encore totalement expliquée.
- une valeur de saturation de l'énergie stockée qui est inférieure, pour la température ambiante à 90 j.g^{-1} ce qui représente moins de 0,3 % de l'énergie dégagée par un verre type LWR pendant 1 000 ans. Si cette énergie était relâchée en un temps très court l'élévation correspondante de la température serait de 50 à 400° C suivant les cas de figures. En fait jamais un tel phénomène n'a été observé. Au contraire, l'énergie est dissipée progressivement ce qui ne provoque aucun effet défavorable sur le milieu.
- dans les limites des doses intégrées jusqu'à maintenant, c'est à dire dans certain laboratoires quelques unités $\times 10^{18}$ désintégrations g^{-1} aucune amorce de dévitrification n'a été notée. Au contraire un effet opposé a été observé dans des produits cristallins dopés, c'est à dire une tendance à l'amorphie. Par ailleurs, si un verre irradié présentait des défauts, ceux ci pourraient être guéris par un traitement thermique entre 200 et 400° C (19), zone de température inférieure à la température de début de cristallisation.

- le taux de lixiviation aqueuse des actinides est du même ordre de grandeur que ceux des produits de fission, c'est à dire de l'ordre de $10^{-7}/10^{-8}$ $\text{gan}^{-2} \cdot \text{j}^{-1}$ après plusieurs mois (voir figure 4). Il convient cependant d'être prudent dans l'exploitation de ces valeurs.

En effet les calculs de risque à long terme doivent prendre en considération les valeurs de taux de lixiviation d'actinides à partir de produits stockés dans des conditions réelles (pression, température, environnement) et dans un état physique correspondant à la date à laquelle cette lixiviation serait effectuée.

Pour répondre au premiers impératifs, des lixiviations sont opérées actuellement sur des échantillons dopés en faisant varier certains paramètres dans un domaine réaliste. Ces paramètres sont :

- la nature de l'eau de lixiviation (pH et composition chimique)
- la pression
- l'environnement immédiat (matériaux de formation géologique).

Un point important est la connaissance de l'état sous lequel les actinides sont relâchés par le milieu vitreux. Beaucoup d'étude y sont actuellement consacrées afin notamment de déterminer si un état colloïdal est formé et comment il évolue.

Pour tenir compte du second impératif, il n'est d'autre solution que de soumettre les verres à un vieillissement accéléré. Ceci peut se faire par :

- irradiation du verre avec ^{235}U et irradiation par des neutrons rapides ou thermiques. Les fragments de fission de grande énergie provoquent des déplacements atomiques.
- irradiation de verres boratés pour induire la réaction $^{10}\text{B} (n, \alpha) ^7\text{Li}$
- irradiation par des ions lourds
- dopage avec des actinides, ainsi qu'il a été mentionné plus haut.

Les 2 premières méthodes ne sont plus actuellement utilisées. La troisième bien que donnant lieu à l'émission de particule α de faible énergie (1,8 Mev) convient dans certain cas, en particulier pour évaluer l'effet de l'hélium (20).

La quatrième ne fait pas rentrer en ligne de compte l'effet des particules α elles même (simplement celui du recul du noyau) et de plus les résultats sont difficiles à interpréter en raison de la dissipation d'énergie qui est concentrée dans une couche de très faible épaisseur (quelques centaines d'Angstroems) à la surface du verre.

Aussi la méthode de dopage aux actinides est elle la plus répandue. Elle a aussi ses limites puisque afin de ne pas modifier la nature du verre ainsi que d'obtenir une répartition homogène du radionuclide, la teneur en actinide doit rester faible. Elle est au maximum de 3 % exprimée en

pourcentage pondéral d'oxyde. Ceci nécessite donc une attente de plusieurs années pour simuler quelques siècles ou millénaires suivant le cas.

CONCLUSIONS

Aucun matériau n'étant idéal pour le stockage à long terme des produits de fission il serait vain de concevoir l'utilisation du verre comme une solution définitive.

Cependant, en l'état actuel des travaux de recherche elle apparaît comme étant la meilleure voie possible mise à la disposition des producteurs de déchets radioactifs de haute activité.

Des études de laboratoires sont entreprises sur le sujet un peu partout dans le monde et, ce qui est plus significatif encore, une usine industrielle fonctionne en FRANCE depuis 1978 à MARCOULE et d'autres unités similaires destinées à la vitrification des solutions de produits de fission à MOL (BELGIQUE), WINDSCALE (UK) et KARLSRUHE (RFA) sont en projet.

BIBLIOGRAPHIE

- (1) M. RAPIN - Retraitement : Expérience and perspectives
Conference Internationale ANS/ENS - Washington, USA, 1980
- (2) C. SOMBRET et al. Proceedings of the 1st European Community
Conference Luxembourg, 1980, R. SIMON and S. ORLWSKI
Editors, p. 131
- (3) A.E. CHRISTENSEN et al - proceedings of the 1st Symposium
of scientific Basis for Nuclear Waste Management.
BOSTON 1980, J. MOORE Ed. Vol 3 p. 251-258
- (4) G.L. TINGEY et al - Proceeding of the 2nd Symposium of scientific
Basis for Nuclear Waste Management
BOSTON 1979 - C. NORTHRUP - Ed. Vol 2 p. 361-368
- (5) Commission of the european communities
Report EUR 6650 EN p. 233, 1980
- (6) P. WILLIAMS - A. JOHNSON - J. LEDFORD - Proceedings of the
Symposium on Waste Management
TUCSON Auzona USA - 1979 R. Post Editor p. 367
- (7) N. VAN DE VOORDE et al - Proceedings of the 1st European Community
Conference Luxembourg, 1980, R. SIMON and S. ORLWSKI
Editors, p. 73.
- (8) L.P. HATCH - W.H. REGAN - Nucleonics 1955, 13 (12)
- (9) G.B. AMPHLETT - D.J. WARREN - AERE Report G/R 1686
1956

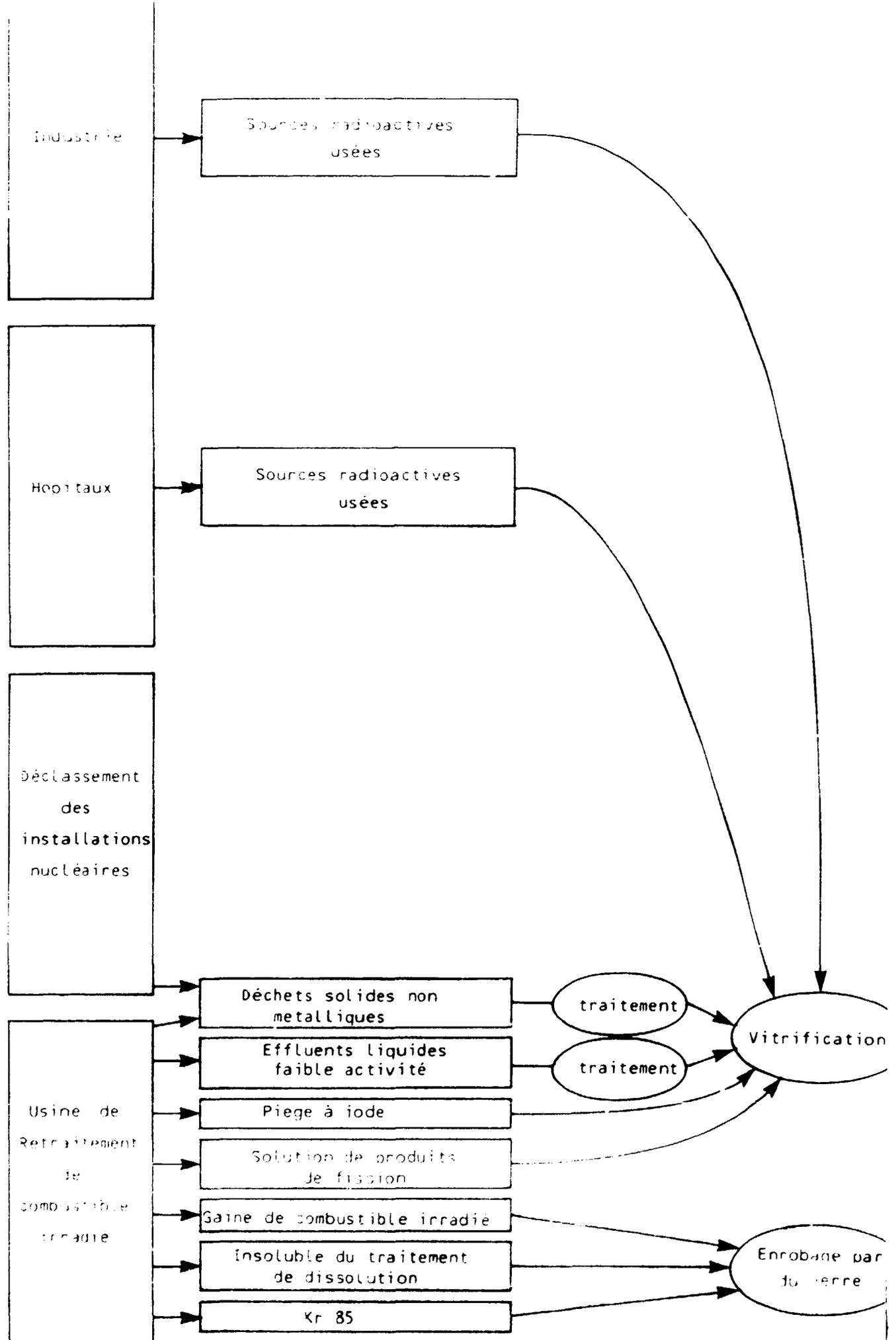
- (10) L.C. WATSON et al AECL report 649, 1958
- (11) R. BONNIAUD - P. COHEN - C. SOMBRET - 2 ème conférence des Nations Unies sur l'utilisation Pacifique de l'Energie Atomique - GENEVE, 1958 Communication n° 1176
- (12) Commission des Communautés Européennes Rapport EUR 6650 N, 1980
- (13) J.L. Mc ELROY et al - Report PNL 2999 - UC70
BATTELLE USA, 1979
- (14) F. LAUDE et al. - Management of Radioactive Wastes from the Nuclear Fuel Cycle Symposium - IAEA,
VIENNA (1976), 37
- (15) A.R. HALL et al - Management of Radioactive Wastes from the Nuclear Fuel Cycle Symposium - IAEA,
VIENNA (1976), 37
- (16) G.J. MALOW - J.A. MARPLES - C. SOMBRET - Radioactive Waste Management and disposal - R. SIMON - S. ORLOWKI
P. 341-359 - Harwood Ac Publish - Chur Switzeland
- (17) E. VERNAZ et al - Revue Echos du CEA numéro spécial P. 38-43
FRANCE
- (18) C. SOMBRET et al - "Glass as materials used in France for the management of high level wastes".
Annual meeting of the Amer. Cer. Soc. 1979
Cincinnati, USA
- (19) F.P ROBERTS "Irradiation Effects on borosilicate glasses"
Intern. Symp. on effects of Radiations on materials, 1980
SAVANNAH, GEORGIA, USA
- (20) G. MALOW - H. ANDRESEN - Scientific Basis for Nuclea Waste Management
Vol 1 G.G. Mc Carthy
Ed. p. 109-115, New York USA

PAYS	TYPE LWR				TYPE MTR		TYPE FBR	Solutions militaires ou commerciales autres que celles du type LWR			
	U S A	FRANCE	JAPON	INDE	FRANCE	BELGIQUE	FRANCE	U K	U K	FRANCE	FRANCE
Combustible	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UA1/PuA1	UA1/PuA1	UO ₂ Pu O ₂	MAGNOX	MAGNOX + UO ₂	SICRAL	SICRAL
Taux de combustion	33 000 Mg j.t ⁻¹	33 000 Mg j.t ⁻¹	28 000 Mg j.t ⁻¹	20 000 Mg j.t ⁻¹	500 Mg./kg U	Max 50 % de U 235	60000/80000 Mg j.t ⁻¹	3000 Mg j.t ⁻¹	~ 5000 Mg j.t ⁻¹	4000/6000 Mg j.t ⁻¹	1500 Mg j.t ⁻¹
Vol de sol./t. comb. g d'oxyde par le sol.	378,5 l 221,48	800 l 79-180	500 l 100,57	800 l 120,49	12 m ³ 160-180	17-20 m ³ 110	1200 l 80-90	241,18	200 l 153,14	100 l 90-100	40 l 140-160
Normalité de la sol.	2,1	1,5	2,0	3,5	- 1,8	0,5	1,0	1,8	2,5	1,0	2,0
Oxyde de											
Fe	39,9	1-30	3,19	24,0	0-3	2-3	15-20	26,11	26,65	7-14	21,5-24
Al	-	0-2	-	0,05	153	100	-	48,63	9,82	10-38	57-66
Cr	3,41	1,5-3	0,56	0,50	0-1,5	-	1,5-5	5,23	1,08	0-1,5	1,5-3
Si	3,48	1,3-2,6	0,38	2,24	0-1,3	-	1,3-2,6	3,37	0,78	0-1,3	1,3-2,6
Mn	65,0	3-30	30,37	6,20	2,7	0,1	15-20	-	-	7-11	25-31
Zn	-	-	-	-	-	0,03	-	60,275	8,61	3-7	7-8
Nb	-	-	-	-	-	-	-	4,13	0,65	-	-
Sn	-	0-1	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Li	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Hg	-	-	-	-	-	2,2	-	-	-	-	-
Zr	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Ce	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Gd	-	-	-	-	-	-	-	-	74,7	-	-
Oxyde de											
U	15,44	2,5	2,29	4,6	trace	0,9	2,3	0,533	1,97	3,4	3,4
Pu	0,14	-	0,15	-	-	0,002	-	0,0045	-	0,023	0,023
Rp	1,15	2	1,80	-	-	-	1-2,3	0,045	-	0,23	0,11
Am	0,24	0,45	0,32	-	-	-	-	0,165	-	-	-
Cm	0,05	-	0,07	-	-	-	-	0,0045	-	-	-
SO ₄	1,8	2-3	-	-	2-3	<1,6 x 10 ⁻²	2-3	-	0,43	1-2	1-2
PO ₄	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
NO ₃	-	-	-	-	8-12	1,4 x 10 ⁻³	-	-	-	2-4	4-8
F	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
NO ₂	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Oxyde de											
Rb	0,94	0,73	0,62	0,47	-	-	-	0,994	0,30	0,52	0,28
Sr	2,80	2,09	1,67	0,88	-	-	-	3,005	0,93	1,36	0,13
Y	1,58	1,18	0,98	-	-	-	-	1,733	0,54	0,84	0,65
Zr	13,06	9,89	8,40	5,54	-	-	-	13,45	4,14	6,26	4,32
Nb	13,67	7,98	8,74	5,33	-	-	-	13,36	4,14	7,67	3,75
Tc	3,41	2,07	2,17	0,88	-	-	-	2,72	0,76	1,27	0,72
Ru	7,85	2,35	4,83	1,40	-	-	-	6,273	1,97	2,95	1,60
Rh	1,27	0,38	0,76	0,38	-	-	-	1,796	0,56	0,81	0,37
Pd	3,92	1,20	2,93	1,96	-	-	-	2,33	0,75	1,07	0,11
Ag, Cd, In, Sn, Sb	0,49	0,58	0,34	-	-	-	-	0,40	0,14	0,18	trace
Te	0,92	1,56	1,23	0,71	-	-	-	1,47	0,46	0,80	trace
Cs	7,61	5,68	4,67	2,82	-	-	-	7,33	2,27	5,73	2,97
Be	4,14	3,17	3,38	2,05	-	-	-	3,61	1,08	1,75	1,00
La	3,91	2,98	2,61	-	-	-	-	4,12	1,23	1,73	1,05
Ce	8,78	6,51	4,96	-	-	-	-	8,93	2,59	3,69	2,81
Pr	3,92	2,81	2,1	-	-	-	-	3,95	1,17	1,67	1,05
Nd	11,95	9,33	8,11	8,77	-	-	-	13,51	4,20	5,41	3,61
Pm	0,32	0,21	0,05	-	-	-	-	1,10	0,32	0,38	0,37
Sm	2,44	1,90	1,74	-	-	-	-	2,35	0,81	0,89	0,36
Eu	0,53	0,42	0,39	-	-	-	-	1,157	0,08	0,08	0,08
Gd	0,36	0,24	0,22	-	-	-	-	-	-	0,04	-
Total poids d'oxydes de PF	94,87	63,30	61,32	30,80	trace	trace	25-30	92,58	28,45	45,1	26,14

TABLEAU I : QUELQUES COMPOSITIONS TYPIQUES DE SOLUTIONS CONCENTREES
DE PRODUITS DE FISSION

TYPE	MILITAIRE		M T R		MILITAIRE ET COMERCIAUX MELANGES		COMMERCIAUX LMR					COMERCIAL FBR
	U S A	FRANCE	BELGIQUE	FRANCE	U K	FRANCE	U S A	FRANCE	BELGIQUE	R F A	JAPON	FRANCE
SiO ₂	40,4	38,1	43,4	37,0	50,9	38,4	40,0	47,5	48,0	41,8	43,0	40,7
Na ₂ O	16,5	17,9	10,7	19,4	8,3	17,1	13,0	12,0	13,0	22,3	10,2	18,2
K ₂ O	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2,0	-
B ₂ O ₃	7,2	16,4	17,0	15,4	11,1	17,3	9,6	15,0	18,0	10,5	14,0	18,2
Al ₂ O ₃	3,1	12,3	18,1	23,2	5,1	11,0	-	3,0	-	1,2	3,5	13,9
Fe ₂ O ₃	12,1	4,2	-	1,7	2,7	3,2	10,4	5,0	6,0	0,7	1,0	0,9
MgO	-	4,1	-	-	6,3	5,1	-	-	-	0,4	-	-
CaO	4,5	-	3,5	-	-	-	2,00	4,0	-	2,3	2,0	-
NiO+Cr ₂ O ₃	1,5	1,0	-	0,2	0,9	0,8	0,6	0,5	0,5	0,5	0,3	0,3
TiO ₂	7,2	-	-	-	-	-	3,0	-	-	3,5	-	-
Li ₂ O	2,9	-	5	-	4,0	-	-	-	-	-	3,0	-
MnO ₂	3,4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
F	-	2,0	-	-	-	1,4	-	-	-	-	-	-
BaO	-	-	-	-	-	-	-	-	1,0	-	-	-
ZnO	-	-	-	-	0,4	-	5,0	-	-	-	2,0	-
FP+Oxydes d'actinides	1,2	4,0	1,2	1,3	9,6	5,6	15,9	13,0	13,5	16,8	19,0	7,8
Autres	-	-	1,1	-	0,3	-	0,5	-	-	-	-	-

TABLEAU II : EXEMPLES DE COMPOSITIONS DE VERRE
(POURCENTAGE PONDERAL)



DOMAINES D'APPLICATION DU VERRE AUX DECHETS NUCLEAIRES

FIGURE N° 1

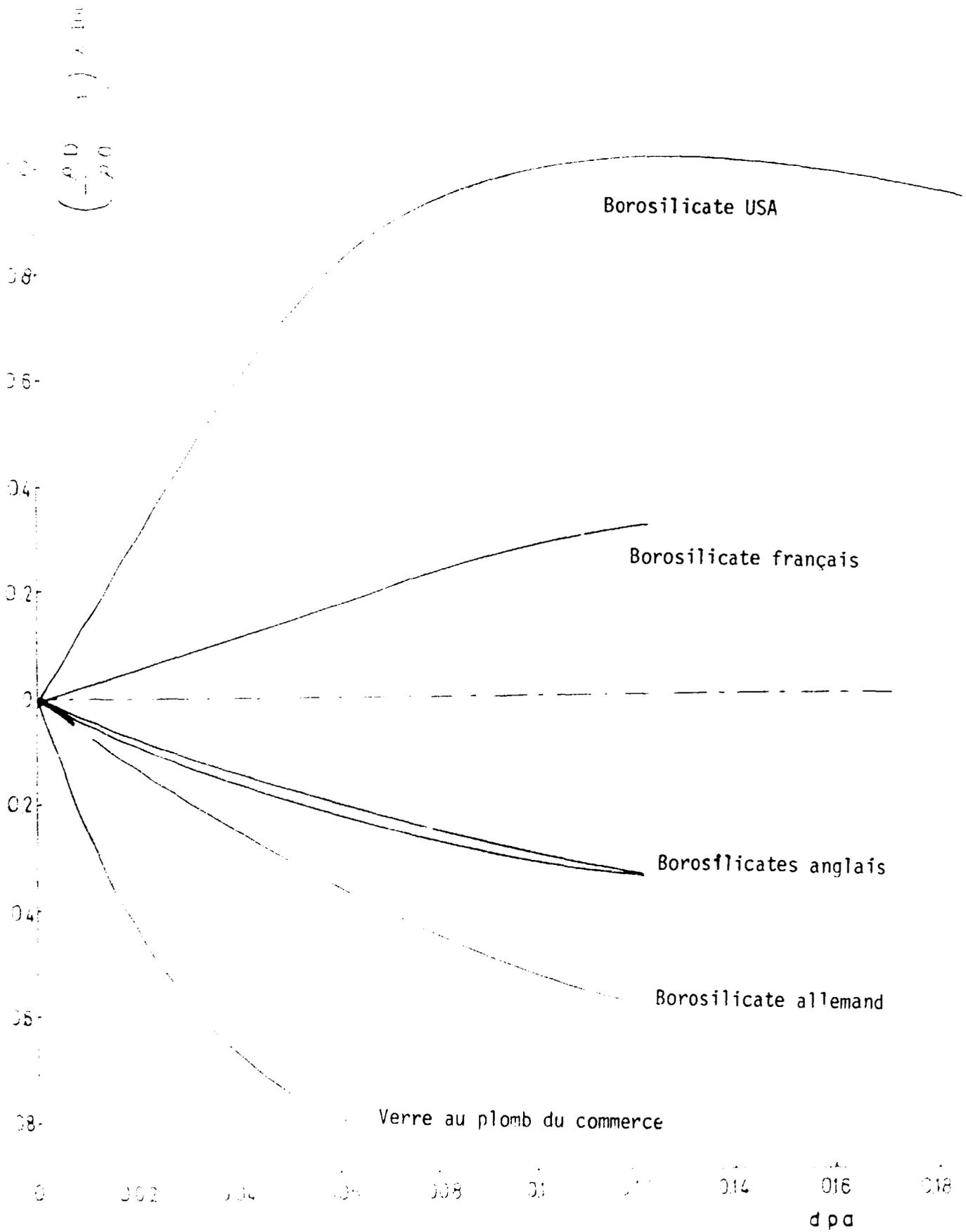
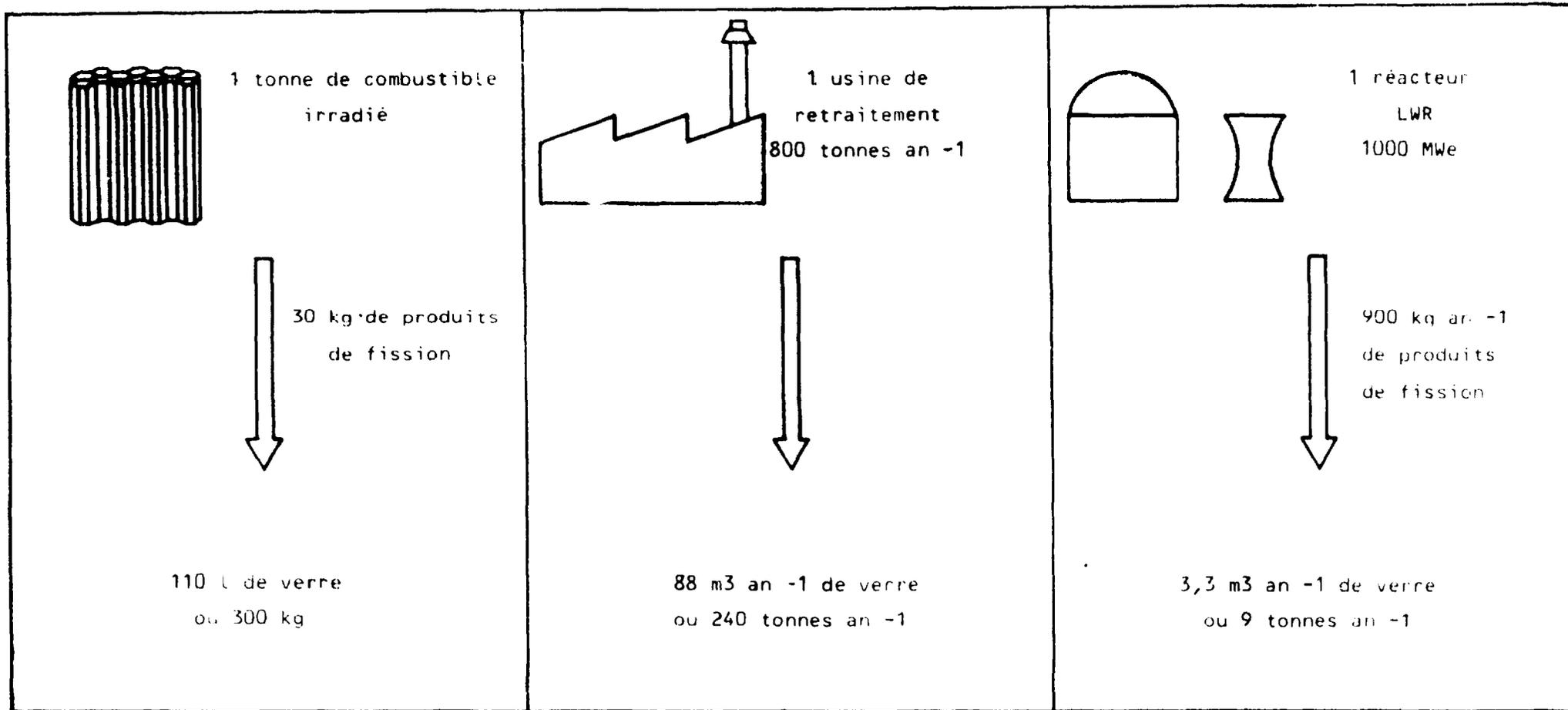


FIGURE 3 : VARIATION DE DENSITE EN FONCTION DE LA DOSE
D'IRRADIATION α CUMMULEE



QUANTITE DE PRODUITS DE FISSION ET DE VERRE PRODUITS DANS LA FILIERE EAU LEGERE

FIGURE N° 2

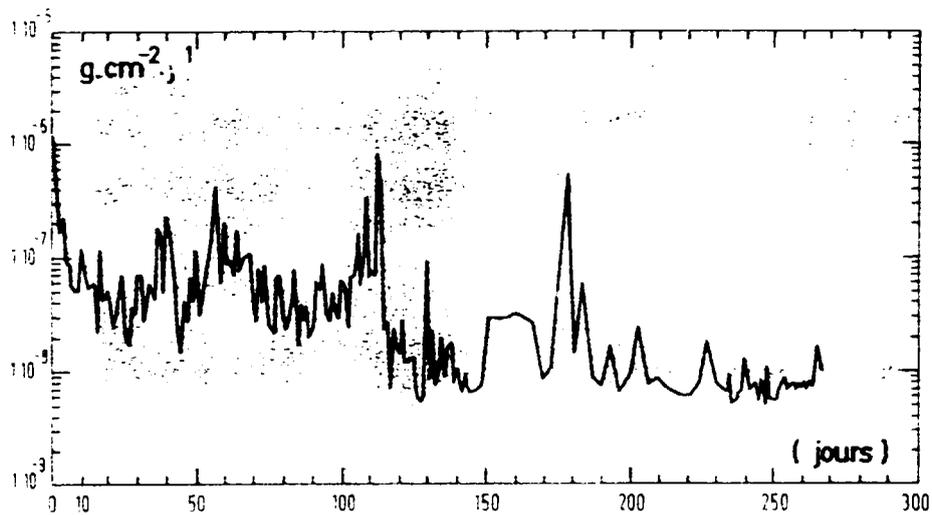


FIGURE 4 : EXEMPLE DE COURBE DE LIXIVIATION : EVOLUTION DU
POUVOIR DE CONFINEMENT DE ^{241}Am
(LIXIVIATION A L'EAU ORDINAIRE, TEMPERATURE ET
PRESSION AMBIANTE)

