

QUELQUES COMMENTAIRES SUR LE DOSSIER COGEMA POUR L'ENQUETE PUBLIQUE DU PROJET D'ENTREPOSAGE A BESSINES DE SESQUIOXYDE D'URANIUM APPAUVRI

R. Belbéoch *

Résumé

1- La présence possible d'uranium 236 indique qu'il ne s'agit pas d'un stockage exclusif d'uranium appauvri issu d'uranium naturel. Cet isotope 236 ne peut provenir que de l'uranium de retraitement des combustibles irradiés. De ce fait des problèmes spécifiques apparaissent. Ils ne sont pas analysés dans le dossier fourni pour l'enquête publique.

Une réglementation spécifique serait hautement souhaitable pour ce type d'uranium appauvri.

2- Les spécifications que doit remplir le stockage sont trop vagues pour vérifier facilement si elles sont effectivement respectées. Elles nécessiteraient une comptabilité fiable sur la composition isotopique et la masse de chaque colis pendant un temps long.

3- Il n'est pas tenu compte des descendants à vie courte des isotopes 238 et 235 de l'uranium. Ces éléments sont classés réglementairement dans le groupe 3 de radiotoxicité et l'évaluation de leur activité montre que le seuil de qualification en Installation Nucléaire de Base est largement dépassé pour l'installation prévue.

4- Il faut mentionner l'incohérence interne de la réglementation concernant l'uranium appauvri et les divers isotopes de l'uranium. L'incohérence la plus flagrante concerne l'isotope 234 qui voit sa forte radiotoxicité disparaître réglementairement quand on le mélange à l'isotope 238. La réglementation sous-estime notoirement les dangers de l'uranium.

5- Les études sur les situations accidentelles, du moins d'après le dossier fourni, sont tout à fait insuffisantes. Les protections contre certaines de ces situations sont manifestement incompatibles avec la protection de la population et des travailleurs appelés à intervenir sur le site. En particulier une surveillance aveugle n'est pas adéquate compte tenu des conséquences d'actes de malveillance (explosion suivie d'incendie intense).

6- L'absence d'un projet industriel dont on pourrait définir les caractéristiques pour la reprise de l'uranium appauvri en vue d'un enrichissement ultérieur, montre que l'uranium appauvri ne peut pas être considéré comme une matière valorisable réutilisable. Il s'agit en fait d'un déchet nucléaire.

10 décembre 1994

* Physicien, retraité CNRS (Laboratoire de l'Accélérateur Linéaire, Université d'Orsay),
membre du Bureau du GSIEN
(Groupement de Scientifiques pour l'Information sur l'Energie Nucléaire,
2 rue François Villon, 91400 ORSAY)

QUELQUES COMMENTAIRES SUR LE DOSSIER COGÉMA POUR L'ENQUETE PUBLIQUE DU PROJET D'ENTREPOSAGE A BESSINES DE SESQUIOXYDE D'URANIUM APPAUVRI

La COGÉMA projette de stocker sur le site de Bessines 265 000 tonnes d'oxyde d'uranium appauvri sous forme de U_3O_8 . En réalité ce n'est là que la première étape envisagée par COGÉMA dont les intentions sont exprimées dans le dossier (page 13/132). D'autres projets devraient suivre, faisant de ce site un endroit à risque particulièrement élevé. Il serait donc rationnel de traiter en même temps la totalité des projets COGÉMA et d'en étudier -avant réalisation- l'impact sur la population et l'environnement.

I - LA RADIOACTIVITE DE L'ENTREPOSAGE ET LA RÉGLEMENTATION

1- L'activité totale des isotopes de l'uranium

Le dossier affirme : «L'activité totale du parc sera au maximum de 3773,5 TBq soit 96630 Ci» (p. 10/132). Étant inférieure à 100 000 Ci la demande d'autorisation est celle d'une Installation Classée pour la Protection de l'Environnement (ICPE).

L'activité des isotopes de l'uranium dans 3 tonnes d'uranium naturel se distribue de la façon suivante :

U 238 1 Ci
U 234 1 Ci
U 235 0,005 Ci.

L'uranium 235 contribue peu à l'activité totale des isotopes de l'uranium naturel ou appauvri. C'est la concentration en isotope 234 qui sera déterminante pour l'activité totale. Ainsi, si l'on fait passer la teneur en U 235 de 0,2% à 0,4% (c'est à dire un facteur 2 autour de la valeur nominale prévue de 0,3% dans le projet COGÉMA), l'activité totale du stock varie d'une centaine de curies. Une variation relative identique d'un facteur 2 de la teneur en U 234 modifie la contribution de cet isotope à l'activité totale de plus de 20 000 Ci. Or l'activité totale visée (96 630 Ci) est très proche de l'activité maximum réglementaire (100 000 Ci) et correspond à un écart tolérable sur l'activité totale du stock de 3,4%. Aucune indication n'est donnée sur les méthodes utilisées (et les marges d'erreur) permettant de déterminer les concentrations en U 234 et U 235 pour des teneurs en U 235 inférieures à 0,30%. Il est pourtant nécessaire d'avoir une bonne connaissance de la concentration en U 234 pour chaque livraison d'uranium appauvri. Ceci est d'autant plus difficile à réaliser que l'installation n'aura aucun moyen de contrôle, en dehors éventuellement d'une bascule (les conteneurs peuvent renfermer des poids très variables d'oxyde U_3O_8).

Fixer comme seule norme l'activité totale atteinte en fin de stockage exige la tenue d'une comptabilité fiable pendant un temps long de l'activité individuelle des différents conteneurs.

C'est probablement le même problème qui a été rencontré pour la fixation de la réglementation de l'usine W de Pierrelatte puisque l'arrêté préfectoral de la Drôme (n° 4249 du 17 décembre 1991) définit la façon de calculer l'activité totale du stock :

«4.3 L'activité totale équivalente (ATE) sera en outre calculée en tenant compte de la constitution isotopique de l'uranium mis en oeuvre, à savoir :

3,5 10^{-3} % pour U 234
0,5% pour U 235
0,01% pour U 236
99,4965% pour U 238

Dans ces conditions, l'activité massique retenue vaut $0,57 \cdot 10^{-6}$ Ci/gU ($2,11 \cdot 10^4$ Bq/gU)» (pages 15 et 16 de l'arrêté préfectoral).

Cette limite prise réglementairement pour l'usine W de Pierrelatte donne une limite de stockage de 175 000 tonnes d'uranium soit 207 000 tonnes d' U_3O_8 pour ne pas dépasser les 100 000 Ci réglementaires d'une ICPE.

Cette façon de procéder permet une comptabilité beaucoup plus fiable puisqu'il s'agit d'être sûr que les isotopes 234, 235, 236 n'ont pas de teneurs supérieures à celles indiquées par l'arrêté. [Nous discuterons ultérieurement de la présence d'U 236 dans l'oxyde élaboré à Pierrelatte]. D'autre part l' U_3O_8 que la COGÉMA désire stocker à Bessines provenant de l'usine W de Pierrelatte, il est logique de prendre les mêmes critères pour la réglementation.

2- De l'uranium 236 pourra être stocké sur le site.

Cet isotope n'existe pas à l'état naturel. Il peut se trouver dans le combustible usé. **Il est donc impossible de le trouver dans l'uranium appauvri provenant de l'enrichissement de l'uranium naturel. Il ne peut provenir que de l'uranium appauvri résidu de l'enrichissement de l'uranium issu du retraitement des combustibles irradiés.**

Dans la définition de l'uranium appauvri en catégorie 4 du décret du 18 avril 1988, U 236 n'apparaît pas. L'isotope U 236 est classé dans le groupe 2 dit à «forte radiotoxicité».

La limite de qualification en Installation Nucléaire de Base (INB) pour les sources non scellées du groupe 2 est de 37 TBq (décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié par les décrets du 27 mars 1973, du 23 avril 1985 et du 19 janvier 1990, complété par l'arrêté du 25 janvier 1967 modifié par l'arrêté du 30 juin 1967).

L'activité de U 236 est de $2,36 \cdot 10^6$ Bq/gramme. La limite de définition en INB est donc atteinte pour 15,7 tonnes d'U 236. Si la totalité du stockage envisagé était à 0,01% cela donnerait 22 tonnes de cet isotope.

L'isotope 236 n'entrant pas dans la définition réglementaire de l'uranium appauvri il doit être considéré en tant qu'élément du groupe 2 (voir plus loin). Son activité doit être prise en compte d'une façon séparée pour déterminer l'activité totale vis à vis de la réglementation.

L'usine W est autorisée à délivrer de l'uranium appauvri ayant une teneur pouvant aller jusqu'à 0,01%. La valeur fixée à 0,001% dans le dossier (page 25/132) semble complètement arbitraire car on ne trouve aucune justification pour le choix de cette valeur.

Il serait plus rationnel de traiter séparément les deux types d'uranium appauvri, celui provenant de l'uranium naturel et celui provenant du retraitement. Si cela n'est pas précisé l'uranium issu du retraitement de certains combustibles usés pourrait directement entrer dans la définition réglementaire du stockage envisagé ou indirectement après dilution par une certaine quantité d'uranium naturel appauvri. Dans ce cas d'autres isotopes de l'uranium pourraient être présents. En effet le problème de l'uranium de recyclage est très complexe. Par exemple le rapport du Conseil Supérieur de la Sécurité Nucléaire sur la gestion des combustibles irradiés (rapport dit Rapport de la Commission Castaing, décembre 1981, novembre 1982) mentionne la présence de l'isotope U 232 dans les combustibles irradiés. Si la teneur de cet isotope est très faible il faut cependant mentionner qu'à masse égale cet isotope est 10^7 fois plus actif que l'U 235 et $6 \cdot 10^7$ fois plus actif que l'isotope 238. De plus d'autres contaminants peuvent être présents.

Remarque : Les dossiers fournis à la Commission Locale d'Information de Bessines pour présenter les projets de la «COGÉMA en Limousin» mentionnent qu'il s'agit d'un uranium appauvri provenant de l'enrichissement de l'uranium naturel (cf. CLI du 8 février 1993). Rien n'indiquait qu'il pouvait y avoir un uranium appauvri d'une autre origine que naturelle.

3 - Les descendants à vie courte des isotopes de l'uranium

Il n'est pas fait mention, dans le rapport COGÉMA, des descendants à vie courte des isotopes de l'uranium pour le calcul de l'activité totale.

Les divers isotopes de l'uranium sont le point de départ de chaînes de désintégrations passant par de nombreux radioéléments avant d'aboutir à un élément stable. Ces radioéléments ont des périodes (demi-vies) très variables.

Si l'on envisage un stockage à moyen terme comme c'est le cas dans le projet COGÉMA il est nécessaire de comptabiliser l'activité des descendants à vie courte jusqu'au premier élément à vie longue de la chaîne.

a) Les descendants de U 234

Le premier descendant de U 234 est le thorium 230, radioélément à vie longue (80 000 ans). Il n'interviendra pas dans l'activité d'un stockage à moyen terme.

b) Les descendants de U 235

Par désintégration alpha cet isotope produit du thorium 231 émetteur β et gamma de période 26 heures. A l'équilibre, au bout d'un temps long, il y aura autant de désintégrations d'U 235 produisant du thorium 231 que de désintégrations de ce thorium qui le font disparaître. La quantité de thorium 231 sera alors constante et son activité égale à celle de U 235. Au bout de 3,5 périodes (soit moins de 4 jours) l'activité de Th 231 sera 90% de celle de U 235. En 7 jours son activité sera égale à celle de U 235 à 1% près. Pour le stockage envisagé on peut donc considérer que l'activité de ce descendant est égale à celle de U 235.

Le radioélément suivant de la chaîne, le protactinium 231 a une durée de vie longue (30 000 ans) et n'a pas à être pris en compte pour le stockage à moyen terme de U 235.

c) Les descendants de U 236

Le premier descendant de U 236 est le thorium 232, radioélément à vie longue ($1,4 \cdot 10^{10}$ ans). Il ne contribuera donc pas à l'activité totale du stockage.

d) Les descendants de U 238

Le premier descendant de U 238 est le thorium 234 dont la période est de 24 jours. Au bout d'environ 6 mois l'équilibre radioactif sera atteint à 1% près. On peut donc considérer que pour le stockage envisagé l'activité de ce radioélément émetteur bêta, gamma sera égale à celle de U 238.

Le descendant suivant est le protactinium 234 dont la période est de 6,75 heures. Il est donc très rapidement en équilibre avec Th 234. Il a donc une activité égale à celle de U 238 d'origine.

Le troisième descendant est U234 de période longue (250 000 ans). Il n'est donc pas à prendre en compte.

En résumé, pour le stockage de l'uranium appauvri il faudra en plus tenir compte des 3 radioéléments suivants :

thorium 231	activité égale à celle de U 235
thorium 234	activité égale à celle de U 238
protactinium 234	activité égale à celle de U238

e) La radiotoxicité de ces radioéléments

Ces radioéléments sont des émetteurs β , gamma. La réglementation (décret du 20 juin 1966, modifié par le décret du 18 avril 1988) classe ces éléments dans le groupe 3 dit à «radiotoxicité modérée».

f) la réglementation des radioéléments du groupe 3

Le décret du 23 avril 1985 donne, pour les sources non scellées de ce groupe de radioéléments la limite de 3 700 TBq (100 000 Ci) au delà de laquelle le stockage est une Installation Nucléaire de Base (INB).

Pour les descendants à vie courte on peut en première approximation (minorante) négliger les descendants de U 235. L'activité de chacun des descendants à vie courte de U 238 sera (à raison de 1 Ci pour 3 tonnes) égale à 74 900 Ci soit 2 770 TBq.

L'activité totale du stockage sera donc, pour ces radioéléments du groupe 3, de 5 540 TBq c'est à dire nettement au-delà de la limite de qualification en INB.

En toute rigueur il faudrait ajouter la contribution de U236, qui, classé dans le groupe 2 intervient lui aussi réglementairement dans le calcul de l'activité à prendre en compte pour la définition de l'INB.

La présence de ces descendants de l'uranium devrait classer l'installation de stockage envisagée à Bessines dans les Installations Nucléaires de Base (INB).

4 - Les curiosités de la réglementation concernant les isotopes de l'uranium (décret du 20 juin 1966 modifié par le décret du 18 avril 1988).

a) radiotoxicité et LAI

La réglementation classe les isotopes de l'uranium de la façon suivante :

U 234	groupe 1 (très forte radiotoxicité)
U 236	groupe 2 (forte radiotoxicité)
U 235	groupe 4 (faible radiotoxicité)
U 238	groupe 4 (faible radiotoxicité)
U naturel	groupe 4 (faible radiotoxicité)
U appauvri	groupe 4, dans la mesure où l'activité en U 234 ne dépasse pas celle de U 238.

Quand on examine les limites annuelles d'incorporation (LAI) de ces isotopes définies par la même réglementation on s'aperçoit qu'elles sont égales ou voisines. Ces LAI sont en fait une mesure de la radiotoxicité : plus elles sont faibles plus la radiotoxicité est élevée. D'après la classification des LAI tous les isotopes de l'uranium devraient figurer dans le même groupe de radiotoxicité à savoir le groupe 1 (cf R. Belbéoch, Comparaison de la radiotoxicité de l'uranium, du plutonium et du thorium, La Gazette Nucléaire 129/130 déc.1993).

b) Les anomalies concernant la réglementation de U 234

Quand ce radioélément est seul, il doit être considéré réglementairement comme «très fortement radiotoxique». Quand on lui ajoute de l'uranium 238, lui-même radioactif, sa radiotoxicité s'effondre au niveau le plus faible (groupe 4). Le décret de 1988 ne donne aucune explication à cette curieuse anomalie ! Elle ne semble s'expliquer que par les facilités que la réglementation a voulu donner aux installations de l'industrie de l'uranium au détriment des principes de la radioprotection.

c) La réglementation concernant l'uranium

Le décret du 18 avril 1988 exclut tous les éléments du groupe 4 de la définition des Installations Nucléaires de Base. Le décret du 20 mai 1953 classe en catégorie III la plupart des éléments du groupe 4, l'uranium appauvri en particulier. Pour cette catégorie, le stockage de sources non scellées est une installation classée pour la protection de l'environnement (ICPE) pour des activités inférieures à 100 000 Ci. Au-delà de cette limite ce n'est pas une ICPE mais ce n'est pas non plus une INB. Qu'est-ce que c'est alors ? Peut-être existe-t-il d'autres textes peu connus publiés après l'édition de février 1992 du Journal Officiel sur la «Protection contre les rayonnements ionisants» qui lèvent cette curieuse ambiguïté.

II- L'URANIUM APPAUVRI EST-IL RÉELLEMENT UNE MATIÈRE PREMIÈRE RÉUTILISABLE ?

Le dossier l'affirme (page 22/132).

Ce point est important car si cette condition n'est pas remplie l'uranium appauvri doit être considéré comme un **déchet et stocké comme tel**.

Les méthodes **industrielles** d'enrichissement actuellement connues ne permettent pas d'utiliser cet uranium appauvri. Si cela avait été possible l'enrichissement aurait été plus poussé et l'uranium appauvri résiduel aurait été plus pauvre en U 235 et par conséquent en U 234.

Les premiers documents fournis par COGÉMA à la Commission Locale d'Information de Bessines indiquaient que la séparation par laser (excitation par infrarouge) pourrait être opérationnelle vers 2010 c'est à dire dans une quinzaine d'années. Cette technique n'est plus mentionnée dans les documents ultérieurs. Dans le dossier présenté pour l'enquête publique COGÉMA est très discrète vis à vis de cette technique. On ne trouve qu'une très courte indication dans l'Annexe 8, «**L'enrichissement, diffusion gazeuse**». «*Les procédés par laser semblent prometteurs mais ne sont pas encore industriellement développés*». Cette technique consiste à exciter un seul isotope de l'uranium afin de le piéger et de l'extraire. Cela est fait par excitation infrarouge. Ce procédé de séparation fonctionne en laboratoire pour de **très très faibles** quantités d'uranium. L'utilisation industrielle d'un tel procédé exigerait la réalisation d'un appareil dit «laser à électrons libres» que, compte tenu des caractéristiques exigées pour la production de la source infrarouge (puissance, pureté spectrale) on ne sait pas réaliser. Il serait possible de définir les performances requises et par suite les caractéristiques des différents éléments de l'installation (accélérateur linéaire à électrons pour le laser à électrons libres, évaporation de l'uranium, collecte des isotopes etc.). De plus cela est indispensable car pour COGÉMA il s'agit de la mise en route d'une installation **industrielle** vers 2010, c'est à dire dans un avenir assez rapproché compte tenu de la complexité des problèmes technologiques. L'étude de **faisabilité** devrait donc déjà avoir été faite. Les connaissances théoriques disponibles actuellement sont largement suffisantes pour commencer une étude de faisabilité industrielle de ce procédé. A notre connaissance il n'existe pas de rapport décrivant le laser et les autres composants nécessaires pour réaliser l'installation industrielle qui permettrait la réutilisation de l'uranium appauvri.

Remarque : Pour les représentants COGÉMA à la Commission Locale d'Information de Bessines il était certain que le procédé par laser serait développé rapidement : «*Cet uranium appauvri constitue la matière première potentielle du procédé d'enrichissement par laser qui prendra la relève du procédé actuel vers 2010*» [souligné par nous] (CLI du 8 février 1993). Le dossier actuel est beaucoup plus prudent et vague à ce sujet. L'information préalable que la COGÉMA fournit sur ses projets est particulièrement simpliste voire erronée.

III - CARACTÉRISATION DU PRODUIT ENTREPOSÉ

1 - Caractéristiques physico-chimiques de l' U_3O_8 issu de l'usine W

A la page 23/132 il est indiqué : «*Une analyse granulométrique réalisée sur 10 échantillons [...]* »

Ces 10 échantillons ont-ils été choisis au hasard dans les stocks d' U_3O_8 déjà existants ou s'agit-il d'échantillons préparés spécialement ? S'agissait-il d'échantillons frais ou de produits déjà stockés depuis longtemps ?

La granulométrie de l'oxyde stocké sous forme de U_3O_8 est importante puisqu'il est envisagé une contamination par accident. La propagation dans l'environnement est très dépendante de la granulométrie au moment de l'accident qui peut être très différente de celle en début de stockage.

La poudre est hétérogène puisque 44% du produit (sur les échantillons étudiés) a des dimensions comprises entre 50 microns et 1 millimètre. La poudre brute d'élaboration de densité de 1-1,5 est compactée et la densité peut varier entre 2 et 3,7 (les conditions d'élaboration ont varié au cours du temps). Comme il s'agit d'une poudre compactée et non pas d'un fritté dense ou de monocristaux il y a, par vieillissement et corrosion, désagrégation des agglomérats, décohésion des grains. Dans les poudres microcristallisées c'est la taille des cristallites qui est le paramètre fondamental or ce paramètre n'est pas fourni dans le dossier.

D'autre part il est bien connu que les particules alpha émises par des radioéléments contenus dans les poussières ont tendance à fractionner ces poussières d'où l'importance du facteur temps de stockage pour la taille des grains.

2 - Présence de UO_2F_2

«Des traces d'oxyfluorure d'uranium (UO_2F_2) [...] peuvent se retrouver dans l'uranium appauvri»

Ce contaminant [appelé aussi fluorure d'uranyle] est toxique comme tout produit fluoré. Dans le dossier COGÉMA sa concentration est arbitrairement fixée à 0,001% (page 25/132). A la page 117/132 il est fait état d'une teneur égale à 7% sur des échantillons «préliminaires» à la réalisation de l'usine W dans le cadre d'une étude de corrosion des conteneurs. Une telle teneur peut-elle être atteinte en production courante ? Quelle est la variation de la teneur en UO_2F_2 dans les conditions réelles de production d' U_3O_8 ?

Signalons qu'en dehors des propriétés toxiques des fluorures, les halogénures d'uranyle sont signalés comme étant des produits carcinogènes (cf Irving SAX, Dangerous Properties of Industrial Materials).

3 - Présence de UO_2

«On note aussi la présence de UO_2 qui est une forme stable».

Cette affirmation est un peu péremptoire. Si l'on transforme UF_6 en U_3O_8 et non en UO_2 c'est qu' UO_2 n'est pas si stable que COGÉMA le dit. Il est bien connu que la réactivité des poudres d' UO_2 dépend de leur surface spécifique. (Au sujet de l'oxydation des poudres d' UO_2 se reporter au Nouveau Traité de Chimie Minérale tome XV, consacré à l'uranium ; P.Péριο, 2ème fascicule ; B. Belbéoch, 4ème fascicule, Combinaisons avec l'oxygène). La réaction d'oxydation de UO_2 en U_3O_8 est très exothermique et d'après Péριο la vitesse de réaction est contrôlée par la dissipation de la chaleur dégagée. S'il y a un début d'incendie et qu'un conteneur se trouve porté vers 250-300°C une teneur importante en UO_2 pourrait activer le phénomène. Or il n'y a dans le dossier aucune indication sur la teneur en UO_2 . Il serait nécessaire qu'à l'usine W des prélèvements réguliers soient effectués pour connaître les teneurs en UO_2 (ainsi que leurs caractéristiques) des différentes productions d' U_3O_8 .

IV - RADIOPROTECTION

A propos de l'impact sur l'air le dossier indique (page 90/132) :
«L'entreposage d'oxyde d'uranium appauvri n'aura aucun impact sur l'air [...]. Il n'en aurait pas non plus s'il était entreposé en tas à l'air libre».

Cette phrase du dossier semble montrer que COGÉMA considère la mise en conteneurs comme un luxe assez superflu, ce qui dénote un manque certain de «culture de la sûreté» vis à vis du danger d'une quantité importante de matière radioactive.

De plus COGÉMA fait référence à la radioactivité naturelle :

«Dans la nature, certains atomes ne sont pas stables. C'est le cas de l'uranium, mais aussi du potassium présent dans notre corps» (page 17/132) [souligné par nous].

Seul un des isotopes du potassium naturel est radioactif, le potassium 40. Sa proportion dans le potassium naturel est de 0,01%. Les deux autres isotopes (K 39 et K 41) sont stables.

Cette intrusion du potassium dans un dossier sur l'uranium pourrait suggérer que les radioéléments naturels sont inoffensifs. La Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) a donné quelques indications sur le rayonnement naturel dans plusieurs de ses publications. Celui-ci n'est pas inoffensif, *«[...] la partie maîtrisable des expositions naturelles doit être maintenue aussi faible qu'il est raisonnablement possible»* (publication 50 de la CIPR, septembre 1986).

Le potassium 40 dans la nature n'est pas maîtrisable, par contre les effets de l'uranium du projet COGÉMA résulteront d'une activité industrielle et dépendront de la façon dont cette activité serait gérée et contrôlée.

Plus loin il est écrit : «Le rayonnement α est peu pénétrant (une feuille de papier l'arrête) ».

Cette propriété si elle est intéressante lorsque l'émetteur alpha est à l'extérieur de notre corps, devient redoutable lorsqu'il y pénètre puisqu'alors ce rayonnement perdra toute son énergie dans les cellules touchées et les cellules voisines.

Ces diverses considérations qui émaillent le rapport semblent montrer que la COGÉMA n'a pas encore pris conscience des dangers du rayonnement et de la radioactivité. Elle n'a pas encore intégré dans ses concepts de la radioprotection les principes développés depuis plusieurs années par la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR).

1 - L'impact radiologique

Concernant le débit de dose à la limite de l'installation :

«L'exposition externe due à l'installation en limite de propriété peut être estimée à 0,7 mSv/an à 170 mètres des bâtiments les plus proches. Cette valeur est largement inférieure aux 5mSv/an imposés pour le public par la réglementation actuelle».

Il faut noter que depuis 1985 la CIPR recommande une limite de dose de 1 mSv/an pour le public. Dans ses recommandations adoptées en novembre 1990 c'est cette limite de dose pour le public qui a été entérinée en même temps qu'elle recommande un abaissement de la limite annuelle des travailleurs (publication 60 de la CIPR, 1991). Un projet de Directive européenne sur la radioprotection a adopté cette limite de 1mSv/an pour le public. Récemment la France a fini par signer l'accord international proposé par l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (septembre 1994) qui inclut cette norme. Il est donc évident que dans un avenir assez proche et malgré la réticence des autorités françaises cette limite de 1 mSv/an pour le public sera introduite dans la réglementation française. On voit alors que 0,7 mSv/an n'est pas «largement inférieur» à 1mSv/an.

Il devrait être normal pour les promoteurs d'une installation nucléaire qui doit durer assez longtemps d'anticiper l'évolution prévisible à court terme de la réglementation de la radioprotection. Cela n'est pas le cas pour COGÉMA !

En tenant compte de la nouvelle limite de dose acceptée internationalement, on peut dire que la clôture est beaucoup trop près des bâtiments. Un coefficient de sécurité, loin d'être extravagant, devrait éloigner la clôture à plus de 400 m des bâtiments.

2 - L'uranium est un toxique chimique

Le dossier ne mentionne pas que la toxicité chimique de l'uranium est très élevée. Son incorporation dans l'organisme se manifeste par des dégâts sur les reins et par des lésions nécrosées sur les artères. Ce sont surtout les composés solubles de l'uranium qui sont chimiquement dangereux (cf. Irving SAX, «Dangerous Properties of Industrial Materials» Reinhold Editor). Cependant si des oxydes d'uranium insolubles peuvent fuir dans l'environnement, il faut s'assurer que les traitements chimiques de l'eau pour la consommation des populations ne peuvent pas conduire à des composés plus solubles par modification de la valence de l'uranium.

V - LES SITUATIONS ACCIDENTELLES

1 - Chute d'un conteneur lors de l'entreposage (page 115/132)

Une chute de 3,7 m (position la plus haute du stockage) ne produirait qu'une «déformation mais pas d'éventration». Mais il y aurait un épandage d'environ 20 kg d' U_3O_8 . Il faut bien qu'il y ait une perte d'étanchéité pour qu'il y ait épandage même faible. La brèche occasionnée par la chute n'est peut être pas si anodine qu'il est dit car «des précautions doivent être prises lors du relevage du cube pour éviter d'augmenter cette quantité » produite initialement. La manipulation du cube accidenté par la chute pourrait donc augmenter notablement la brèche. La différence entre une «éventration» et une brèche n'est pas quantifiée !

2 - Dispersion atmosphérique (pages 119-120/132)

Le terme source pris pour calculer la dispersion de l'oxyde d'uranium dans l'environnement ne tient compte que des accidents de manutention des conteneurs. Le terme source choisi est de 230 grammes. Quelques pages précédentes (page 119) il est mentionné la possibilité d'une brèche en cas de renversement d'un conteneur pouvant répandre 1 500 kg mais l'expérience ayant été faite avec un autre matériau (grenaille de fer) ayant une granulométrie différente, un facteur de réduction est appliqué sans justification quantifiée.

D'autre part l'effet calculé est mesuré en «*quantité totale d'uranium inhalable*». Cette quantité dépend évidemment du modèle choisi pour la suspension des particules d'oxyde qui est fonction de leurs dimensions mais également du modèle choisi pour le séjour des individus sur les lieux contaminés. Il faut être très prudent vis à vis de ce genre d'évaluation car l'expérience a montré que les conclusions des experts peuvent diverger notablement. C'est ce qui s'est produit à propos de l'expertise effectuée sur la «*déposante de l'Orme des Merisiers*» (St Aubin) par deux organismes officiels, l'Institut de Protection et Sécurité Nucléaire (IPSN) et le National Radiological Protection Board (NRPB) son équivalent britannique. Les calculs du NRPB conduisaient à un impact radiologique plus élevé que celui de l'IPSN (Gazette Nucléaire 121/122, déc. 1992. Rapport de la Commission d'étude p. 10-14).

3- La Chute d'aéronef (pages 120-121/132)

Une approche probabiliste du risque est adoptée. La probabilité calculée étant très faible ce «*risque n'est pas pris en compte*».

Dans le projet COGÉMA de stockage à Miramas, en principe analogue à celui de Bessines, la chute d'un avion militaire est analysée (pages 3 et 4/8 de «*Etude des dangers*»). :

«1.2.2. En situation accidentelle (par exemple dans le cas d'une chute d'avion).

Si l'on examine ce type d'accident, la chute d'un avion militaire occasionnerait, lors de l'impact, la rupture du bardage ou du toit du bâtiment et celle de plusieurs conteneurs. Dans ce cas, les équipes d'intervention, après extinction de l'incendie lié à la combustion du carburant, dégageront les conteneurs endommagés. Il faut noter que la charge thermique très faible des bâtiments limiterait considérablement les conséquences d'un incendie. A l'aide du matériel spécialisé, tels qu'aspirateurs, ces équipes récupéreront le produit répandu et procéderaient à la décontamination générale des matériels et des lieux».

«Le phénomène de dispersion du produit dans l'atmosphère sous l'impact a fait l'objet d'une étude de l'Institut Mécanique des Fluides de Marseille».

D'après ce rapport COGÉMA le résultat pour la contamination atmosphérique à 250 mètres de l'impact et pour un vent de 72km/heure serait de 1.10^{-2} millicuries/m³ (370 000Bq/m³). A 550 m de l'impact, avec le même vent la concentration volumique serait de $2 \cdot 10^{-5}$ millicuries/m³ (740 Bq/m³). La contamination atmosphérique à 50 mètres de l'impact (c'est à dire sur le site), serait dans les mêmes conditions 50 fois plus élevée.

La Limite annuelle d'incorporation par inhalation fixée par le décret de 1988 est pour U₃O₈ de 2 000 Bq pour les travailleurs sous rayonnement et 10 fois moins pour les personnes du public. A 250 mètres du site cette limite serait atteinte en 16 secondes avec un vent de 72 km/heure pour les travailleurs sous rayonnement. Pour une personne du public cette limite serait atteinte en moins de 3 secondes. Dans les mêmes conditions atmosphériques à 550 mètres de l'impact la LAI serait atteinte pour une personne du public après un séjour de 20 minutes.

On ne comprend pas qu'après une telle estimation la COGÉMA ait conclu à un risque dans des «limites acceptables». Si cette estimation est correcte le risque est beaucoup trop important pour qu'une approche probabiliste soit acceptable. Même avec des vents plus faibles comme ceux envisagés à Bessines (10 à 18 km/heure) la contamination pourrait être très importante.

4 - Les attentats et les actes de malveillance

Les explosions/incendies par des actes de malveillance ne sont pas pris en compte alors que de tels accidents pourraient avoir des conséquences analogues à celles évaluées pour la chute d'un avion militaire dans le dossier de Miramas, voire plus importantes. Les intrusions en vue d'actes de malveillance seraient d'autant plus faciles que le site ne sera pas surveillé en permanence (4.1.5 de la page 113/132). Il n'y aura pas de surveillance les nuits et les week-ends. On compte sur la clôture du site, la fermeture des portes et les alarmes électroniques pour faire face aux tentatives d'intrusion. Compte tenu de l'importance des conséquences d'actes de malveillance il n'est pas raisonnable de ne pas prendre en compte ce risque et de ne pas assurer en permanence une stricte surveillance du site.

D'autre part il est prévu de construire des bâtiments au fur et à mesure des besoins du stockage. Cela signifie qu'il y aura en permanence sur le site du personnel d'entreprises chargées de la construction. Ceci est loin d'assurer des conditions favorables pour éviter l'intrusion de personnes indésirables sur le site. Il serait raisonnable de terminer l'ensemble des constructions de l'installation avant le début du stockage envisagé par COGÉMA.

Annexe

Comparaison de la radiotoxicité de l'uranium, du plutonium et du thorium

Roger Belbéoch

L'incorporation de radioéléments par ingestion et inhalation conduit à l'irradiation prolongée de différents organes et tissus. Pour les travailleurs la durée considérée est de 50 ans.

Pour un becquerel de chaque radionucléide incorporé les experts calculent, à partir de modèles, l'«équivalent de dose engagé», dose reçue en 50 ans au niveau des différents organes et tissus. Par l'intermédiaire de coefficients de pondération ils en déduisent l'«équivalent de dose efficace engagé» comme si l'organisme entier était irradié d'une façon uniforme.

La vérification de la validité des modèles utilisés par les experts est quasiment impossible étant donné la complexité des mécanismes mettant en jeu le métabolisme et la rétention des radionucléides dans les organes et tissus.

Pour les travailleurs on aboutit à une double limitation des doses annuelles :

- Afin de prévenir l'apparition de dommages non stochastiques (effets dits déterministes car ils dépendent de la dose reçue et très peu des individus) à certains organes ou tissus (surfaces osseuses, poumons etc.) l'incorporation ne doit pas conduire à un équivalent de dose engagé à ces organes dépassant 0,5 sievert par an (50 rem). [La limite de dose est de 0,15 Sv pour le cristallin].

- La dose d'irradiation rapportée au corps entier, l'«équivalent de dose efficace», ne doit pas dépasser 50 millisievert par an (5rem) afin de limiter d'une façon «acceptable» les effets stochastiques, non déterministes, c'est-à-dire les cancers mortels pour les travailleurs et les effets génétiques pour leur descendance.

On obtient les limites annuelles d'incorporation (LAI) par inhalation et ingestion appelées aussi limites d'incorporation annuelles (LIA) - à l'aide de ces deux limitations de dose en retenant la quantité de radionucléide la plus faible conduisant soit à 0,5 Sv (50 rem) à l'organe ou tissu le plus irradié, soit à 50 mSv (5 rem) corps entier.

Pour le public les LAI sont 10 fois plus faibles que celles des travailleurs.

Depuis novembre 1990 la CIPR recommande une limite annuelle de dose pour les travailleurs ne dépassant pas 20 mSv/an (publication CIPR 60, 1991). Toutes les LAI sont désormais basées sur le risque stochastique (cancers mortels et effets génétiques) et les valeurs de ces limites d'incorporation annuelles par ingestion et inhalation ont été publiées pour les travailleurs dans la CIPR 61. Bien que la limite de dose annuelle ait été diminuée de 50 à 20 mSv, certaines LAI ont été augmentées par rapport aux valeurs précédentes.

Les valeurs des LAI du public n'ont pas encore été publiées. En toute logique elles devraient être 20 fois plus faibles que celles recommandées pour les travailleurs puisque pour le public la dose limite annuelle est de 1 mSv.

Les limites d'incorporation annuelles (LIA ou LAI) définissent ainsi les quantités qu'il ne faut pas dépasser par ingestion et inhalation, pour chaque radioélément afin d'assurer un certain niveau de protection radiologique soit pour les travailleurs soit pour les individus de la population. Ces limites sont calculées par les instances «responsables» à partir de la radiotoxicité des éléments. Le déchet sanitaire considéré par ces «responsables» comme «acceptable» pour quantifier ces LAI dépend, pour une large part, de considérations économiques qui sont en contradiction avec la protection sanitaire des individus. Les LAI ne fournissent donc pas une échelle valable si

l'on veut établir une échelle absolue de radiotoxicité (détriment sanitaire par incorporation d'une certaine quantité de radioélément) mais ces LAI peuvent fournir une échelle relative de radiotoxicité (du moins celle acceptée par les responsables officiels).

Autrement dit, si un individu ingère ou inhale une quantité de radioélément inférieure à la LAI il sera soumis à un risque sanitaire que les experts officiels considèrent comme «acceptable» (sans avoir demandé son avis à cet individu). Si deux radioéléments ont des LAI voisines cela veut dire que les experts officiels considèrent ces radioéléments comme ayant des radiotoxicités voisines. Plus la radiotoxicité est grande, plus la LAI correspondante est petite. Les LAI définies par les textes réglementaires fournissent donc l'échelle «officielle» de radiotoxicité des éléments.

Pour comparer le thorium, l'uranium et le plutonium on dispose de deux échelles :

- celle donnée dans l'annexe IV du décret n° 66-450 du 20 juin 1966 «relatif aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants», modifié par le décret n° 88-521 du 18 avril 1988 (J O du 6 mai 1988). Les limites définies par ce décret sont conformes à celles indiquées dans la directive européenne du 3 septembre 1984. (Quelques différences : la directive européenne ne donne pas les limites d'incorporation annuelles par ingestion pour les travailleurs. D'autre part elle donne les LAI pour l'uranium et le thorium naturels ce que ne fait pas la réglementation française. La notation caractérisant les différents composés chimiques est différente).

- celle donnée dans la publication 61 de la Commission Internationale de Protection Radiologique (1990) qui servira de base aux futures directives européennes.

Les deux textes cités ici définissent les LAI pour l'exposition professionnelle.

I. Limites d'incorporation annuelle (LAI) pour les travailleurs dans la réglementation française actuelle (décret du 18 avril 1988)

	LAI (Bq/an) Ingestion		LAI (Bq/an) Inhalation		
	a	b	c	d	e
Thorium 232	30 000		40	100	
Thorium 228	200 000		400	600	
Thorium naturel	non mentionné dans le tableau				
Uranium 235	500 000	7 000 000	50 000	30 000	2 000
Uranium 238	500 000	8 000 000	50 000	30 000	2 000
Uranium 234	400 000	7 000 000	50 000	30 000	1 000
Uranium naturel	non mentionné dans le tableau				
Plutonium 239	a	b	c	d	
	200 000	2 000 000	200	500	

Définition des lettres (a), (b), (c), (d), (e)

Thorium :

- (a) tous les composés du thorium
- (b) tous les composés sauf ceux indiqués en (c)
- (c) oxydes et hydroxydes

Uranium :

(a) composés inorganiques de l'uranium soluble dans l'eau (uranium hexavalent)

(b) composés relativement insolubles (UF₄, UO₂, U₃O₈)

(c) UF₆, UO₂F₂, UO₂, UO₂(NO₃)₂

(d) UO₃, UF₄, UCl₄

(e) UO₂, U₃O₈

Plutonium :

(a) tous les composés courants du plutonium autres que ceux indiqués à la note (b)

(b) oxydes et hydroxydes de plutonium

(c) tous les composés courants du plutonium sauf PuO₂

(d) PuO₂

On peut simplifier la lecture de ce tableau en retenant, pour établir l'échelle de radiotoxicité, les LAI par inhalation des oxydes ;

	LAI (Bq/an)	Normalisation par rapport à Pu LAI(Pu)/LAI(Th ou U)
Thorium 232	100	5
Thorium 228	600	0,8
Uranium 235	2 000	0,25
Uranium 238	2 000	0,25
Uranium 234	1 000	0,5
Plutonium 239	500	1

Le rapport de la LAI du plutonium à la LAI du radioélément donne la radiotoxicité de l'élément rapportée à celle du plutonium. Ainsi le thorium 232 est 5 fois plus radiotoxique que le plutonium 239, l'uranium 235 et l'uranium 238 sont 4 fois moins et l'uranium 234, 2 fois moins radiotoxique que le plutonium 239.

Nota: les LAI du thorium naturel et de l'uranium naturel ne sont pas données dans le décret français. En se référant à la directive européenne de 1984 on en déduit que la radiotoxicité du thorium naturel est voisine de celle du thorium 232 et que celle de l'uranium naturel est voisine de celle de l'uranium 238.

II. Limites d'incorporation annuelle recommandées en 1990 par la Commission Internationale de Protection Radiologique (publication CIPR 61)

Remarques préliminaires

1 - Ce sont finalement ces limites qui seront adoptées dans la réglementation européenne car celle-ci se fonde sur les recommandations de la CIPR avec, il est vrai, beaucoup de retard.

2 - La CIPR ayant abaissé la limite annuelle de dose pour les travailleurs de 50 mSv (5 rem) à 20 mSv (2 rem), on aurait pu s'attendre à voir les LAI réduites d'un facteur 2,5. La CIPR a réexaminé ses concepts et ses modèles mathématiques qui permettent de passer des limites de dose aux LAI. Certaines LAI sont divisées par des facteurs supérieurs à 2,5, d'autres par des facteurs inférieurs à 2,5 mais certaines LAI sont même augmentées. On arrive ainsi à une situation assez paradoxale : la CIPR diminue les limites de dose et en profite pour augmenter les limites d'incorporation de certains radionucléides.

Pour les travailleurs les LAI par inhalation recommandées dans la récente publication CIPR 61 sont les suivantes :

		LAI par inhalation (Bq/an)	
Thorium 232	W	90	[40]
	Y	90	[100]
Thorium 228	W	500	[400]
	Y	200	[600]
Thorium naturel		non défini	
Uranium 235	D	80 000	[50 000]
	W	10 000	[30 000]
	Y	600	[2 000]
Uranium 238	D	90 000	[50 000]
	W	10 000	[30 000]
	Y	600	[2 000]
Uranium 234	D	80 000	[50 000]
	W	10 000	[30 000]
	Y	600	[1 000]
Uranium naturel		non défini	
Plutonium 239	W	300	[200]
	Y	300	[500]

Nous avons indiqué en italique et entre crochets les LAI correspondant aux valeurs du décret français du 18 avril 1988.

Signification des lettres D, W, Y :

Pour décrire l'élimination par le poumon des poussières radioactives (avant passage dans le sang ou le tractus gastro-intestinal) on caractérise les aérosols radioactifs par leur période de rétention dans le poumon :

D moins de 10 jours

W de 10 à 100 jours

Y supérieure à 100 jours

Ces périodes dépendent de la nature chimique du composé inhalé.

Nous indiquerons la correspondance des dénominations D, W, Y, avec les notations (b), (c), (d), (e), du décret français qui figurent dans le tableau du paragraphe I pour les LAI par inhalation.

Thorium	Y	oxydes et hydroxydes	(c)
	W	autres composés	(b)
Uranium	D	UF ₆ , UO ₂ F ₂ , UO ₂ (NO ₃) ₂	(c)
	W	composés moins solubles, comme UO ₃ , UF ₄ , UCl ₄	(d)
	Y	composés très insolubles (UO ₂ , U ₃ O ₈)	(e)
Plutonium	Y	oxyde de plutonium (PuO ₂)	(d)
	W	tous les autres composés	(c)

D'après le tableau on voit que les LAI des composés D de l'uranium ont été augmentées, malgré la réduction des limites de dose. Il en est de même pour les composés W du thorium et du plutonium. Sous ces formes, tous ces radioéléments se fixent préférentiellement sur les surfaces osseuses ce qui les rend particulièrement dangereux.

En retenant les LAI par inhalation des radioéléments sous la forme d'oxydes afin de déterminer l'échelle de radiotoxicité nouvellement adoptée par la CIPR on obtient le tableau suivant :

	LAI (Bq/an)	Normalisation par rapport à Pu LAI(Pu)/LAI(Th ou U)
Thorium 232 Thorium 228	90 200	3 1, 5
Uranium 235 Uranium 238 Uranium 234	600 600 600	0, 5 0, 5 0, 5
Plutonium 239	300	1

L'échelle ainsi obtenue est assez voisine de celle adoptée antérieurement par la CIPR et qui a servi de base à la réglementation européenne de 1984 et au décret français de 1988. Notons que la radiotoxicité de l'uranium 238 s'est rapprochée de celle du plutonium 239.

Conclusion

1 - L'échelle de radiotoxicité établie à partir des limites d'incorporation annuelle aboutit aux conclusions suivantes :

a) le thorium 232 et le thorium naturel sont les radioéléments les plus radiotoxiques. (Seul le césium 132 est plus radiotoxique d'un facteur 10 environ, mais comme cet isotope a une durée de vie de 6, 5 jours il n'est présent que dans les déchets très «frais». Bien sûr cet élément peut être important pour les habitants au voisinage d'un réacteur en détresse).

b) l'uranium 238, l'uranium naturel, l'uranium appauvri ont une radiotoxicité voisine de celle du plutonium. Ces éléments ne sont que 2 fois moins toxiques que le plutonium.

2 - La directive européenne de 1984 et la réglementation française de 1988 introduisent une classification des radioéléments en 4 groupes suivant leur radiotoxicité supposée :

groupe 1 : très forte radiotoxicité. Dans ce groupe figurent Pu 239, U234, Th 228 - groupe 2 : forte radiotoxicité. Dans ce groupe figurent Th 232, Th naturel - groupe 3 : radiotoxicité modérée - groupe 4 : faible radiotoxicité. Dans ce groupe figurent U235, U238, U naturel et U appauvri

3 - Cette classification est incohérente en ce qui concerne l'uranium puisque sa radiotoxicité déduite des LAI par inhalation le place très près du plutonium. L'incohérence est encore plus flagrante si on considère l'uranium 234. Cet isotope est classé dans le groupe 1 à très forte radiotoxicité. Or les autres isotopes 238 et 235 de l'uranium qui ont des LAI identiques à l'isotope 234, donc qui ont des toxicités identiques, sont classés dans le groupe 4 à faible radiotoxicité.

Nota : les radioéléments du groupe 4 ont des radiotoxicités déduites des LAI dont les valeurs sont 100 à 1 000 fois (voire davantage) plus faibles que celles du plutonium.

4 - Le thorium 228 est classé dans le groupe 1 ce qui est conforme à sa radiotoxicité.

5 - Le thorium 232 est classé dans le groupe 2 ce qui est incohérent car il est plus radiotoxique que l'isotope 228 du thorium qui, lui, a été classé dans le groupe 1. L'incohérence existe aussi pour le thorium naturel.

6 - La réglementation française a retenu la classification des 4 groupes de radiotoxicité pour définir les procédures administratives relatives aux installations qui manipulent ou stockent les radioéléments. C'est ainsi que cette incohérence dans la définition des radiotoxicités permet aux exploitants concernés par l'uranium d'échapper pratiquement à toute contrainte sérieuse.

(mai 1993)