

Compte-rendu de la visite à Marcoule, CEA et AREVA, Gard les 27 et 28 octobre 2014

1. Organisation

Le déplacement s'est déroulé du 26 au 28 octobre 2014 pour une vingtaine de membres du CLIS.



Nous avons été reçus au Visiatome à l'entrée du site de Marcoule, présentant une exposition et des ateliers pédagogiques sur la radioactivité.

Le lundi matin, nous avons d'abord eu une présentation des activités du CEA sur le thème de la séparation - transmutation. Ensuite nous avons visité l'unité CD avec la plate-forme de vitrification, le laboratoire CLT et le laboratoire des matériaux. A midi était organisé un repas avec des personnes du CEA et de la CLI locale. L'après midi, nous avons visité l'unité ATALANTE. Enfin, nous avons visité l'espace INFODEM sur le démantèlement.

Le mardi matin a été consacré à la visite de l'usine MELOX d'AREVA, suivi d'un repas avec des personnes d'AREVA.

2. Le site de Marcoule et la Séparation / Transmutation

Marcoule est un site du CEA étudiant plus particulièrement le cycle du combustible, les déchets, l'assainissement et le démantèlement.

Le site a été inauguré en 1955 avec la production de plutonium et tritium pour la dissuasion nucléaire mais avec la dernière campagne d'essais en 1996, le plutonium défense a été arrêté et le site s'est alors orienté progressivement vers le nucléaire civil.

Le site de Marcoule est plus connu pour son réacteur Phénix qui était un 'Réacteur à Neutrons Rapides' (RNR) et qui est aujourd'hui arrêté. Aujourd'hui, le site se concentre sur 4 thématiques :

- Centre de R&D sur le cycle du combustible (performance et sûreté du cycle, comportement à long terme des colis vitrifiés)
- Assainissement et démantèlement
- Valorisation industrielle et transfert de technologie
- Enseignement, formation et rayonnement scientifique

Le site fait 278 ha, avec 5 INB et une INBS. Le CEA représente 1520 personnes sur le site mais d'autres groupes y travaillent aussi, comme AREVA (démantèlement et Melox) avec 1894 personnes, SOCODEI (traitements des déchets) avec 204 personnes, CISBIO (analyses médicales) avec 165 personnes et SYNERAY HEALTH (stérilisation industrielle). Le site a un budget de 500 M d'€ annuellement, dont 100 M consacrés à la recherche, 300 M pour l'assainissement/démantèlement et 100 M pour le support du site. Son impact radiologique sur l'environnement est estimé à 13,53 μ Sv max par an (*), d'après les 30 000 mesures réalisées chaque année. L'implantation du projet ASTRID pourrait se faire sur le site, ainsi que l'Institut Européen d'Hydrométallurgie.

Les recherches phares du site de Marcoule portent sur la séparation/transmutation des actinides et sur les procédés de vitrification et les études du verre.

Lors du passage en réacteur, il y a les réactions de fission qui donne de l'Uranium (U) et du Plutonium (Pu), et les réactions de captures neutroniques qui produisent les Neptunium, Américium et Curium (Np, Am et Cm), qui sont les actinides mineurs (AM). Dans le combustible usé (CU), 96 % sont recyclables, mais 4% sont des déchets ultimes qu'il faut séparer. La gestion des déchets se décompose en 2 options : réduire le volume des déchets et diminuer les actinides mineurs d'une part, valoriser les actinides pour les recycler en réacteur d'autre part. La toxicité des CU à long terme est répartie entre : le Pu (déjà recyclé en combustible MOX), les actinides mineurs (toxicité à long terme qui diminuera avec la transmutation) et les produits de fissions qui contribuent faiblement mais dont les composants anioniques Iode, Chlore, Sélénium ... ont un impact à long terme dans le stockage.

Le cycle actuel, avec retraitement et vitrification, permet de recycler 96 % du combustible et d'économiser 17% de la ressource Uranium, la toxicité des déchets est diminuée par 10 et leur volume par 5, leur conditionnement est performant (l'altération des colis vitrifiés est de 0,1 % à 10 000 ans, 10 % à 100 000 ans et 100 % à 1 M d'années).



Les futurs réacteurs à neutrons rapides s'ils étaient construits, permettraient quant à eux le multirecyclage du Pu et 3000 ans d'autonomie en ressource U. Ils permettraient aussi le recyclage des AM ce qui réduirait la durée de vie des déchets tout en diminuant la puissance thermique dégagée (donc un stockage plus facile). La démonstration de la faisabilité technique a été faite avec les essais dans Atalante et Phenix, mais c'est maintenant le projet ASTRID qui est nécessaire pour la démonstration de la faisabilité industrielle (réacteur 600 MWe, refroidissement au Sodium).

3. Unité CD

Le labo LCV (Laboratoire Commun de Vitrification) est un partenariat CEA/AREVA. Ses recherches portent sur l'étude des déchets HA ; le comportement à long terme ; le développement de procédés ; et la formulation du verre. Nous y visitons le laboratoire CLT et le laboratoire des matériaux ainsi que la plate-forme de vitrification.

a.) Formulation du verre

Les déchets HAVL ne représentent que 0,2 % du volume total des déchets mais 96 % de la radioactivité, qu'on nomme aussi 'activité'. Ce sont ces déchets qui sont vitrifiés, et donc environ 95 % de l'activité des déchets sont vitrifiés. Il y a plus de 17 000 conteneurs de verre de 400 kg produits à La Hague avec des déchets liquides ou solides, de type MA ou HA. Différentes matrices sont étudiées : verres, céramiques, vitrocéramiques, verre/métal. Pour chaque type de déchets, il y a un matériau spécifique (piver, uox, avm ...).



Le verre présente comme intérêt sa structure amorphe qui permet la solubilisation du déchet au sein même du réseau vitreux, ce n'est pas un simple enrobage.

b.) Comportement à long terme

Le site fait aussi des études sur du verre 'dopé' au Curium 244, ce qui permet en quelques années de simuler des centaines d'années d'irradiations par des déchets. Des comparaisons sont faites avec des verres archéologiques (romains) qui peuvent avoir 2 000 ans ou des verres

basaltiques. L'altération principale se fera par l'arrivée d'eau qui entraîne le processus de lixiviation, il y aura alors relâchement de radionucléides.

c.) Procédés de vitrification

Le site réalise de la vitrification à l'échelle industrielle, à échelle 1, mais uniquement avec des matériaux inactifs (l'actif est fait à Atalante). Les études portent sur les procédés de vitrifications (creuset froid ou pot chaud), d'incinérations (avec calcinateur, à 400°C).

4. ATALANTE

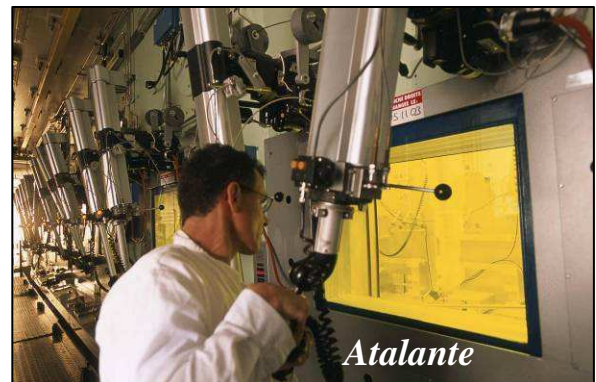


Cette INB étudie la séparation/transmutation avec environ 300 personnes. C'est principalement la chimie de la séparation qui est étudiée, portant sur la séparation des U, Pu et Actinides Mineurs.

a. Le laboratoire LN1 : c'est un laboratoire de chimie d'éléments radioactifs, mais les quantités manipulées sont très faibles (1 g de Pu, 1 mg d'Am ou 1 µg de Cu). Il utilise de la spectrographie de masse, de la calorimétrie, de la RMN, de la modélisation moléculaire...

b. Le CBP : c'est la Chaîne Blindée Procédés portant sur la séparation. Les recherches sont consacrées aux molécules permettant l'extraction d'actinide. Il y a 3 chaînes, la 1^{ère} est consacrée au Pu uniquement ; la 2^{ème} regroupe un ensemble de boîtes à gants (U, Pu et un peu d'Am) ; la 3^{ème} est une chaîne blindée traitant du CU irradié, la protection est assurée par 1 m de béton, 1m de verre au plomb et des bras manipulateurs. Il faut compter un an pour acquérir la dextérité en téléopération. Ces conditions de travail sont particulières, il faut 4 mois de préparation pour 1 semaine d'expérimentation, et 2 semaines de nettoyage.

c. Le DHA : laboratoire sur les Déchets HA, on y étudie le comportement à long terme, les verres HA. Le travail se fait sur du matériel radioactif donc en chaîne blindée. La 1^{ère} chaîne est consacrée à la fabrication du verre par centaine de g voire 1 kg. La 2^{ème} chaîne permet des batteries de tests : mécanique, eau, corrosion, argile ... Les études démontrent une bonne stabilité à l'irradiation et une corrosion d'une 10zaine de micron à 10 000 ans.



5. INFODEM:

C'est une exposition sur le démantèlement qui vient tout juste d'être inaugurée.



Elle est située dans l'ancien bâtiment du réacteur G1, tout premier réacteur électronucléaire arrêté dans les années 60. Elle présente les 21 sites en cours de démantèlement et assainissement, les méthodes, le développement technique associé. On y découvre des robots d'intervention et une salle d'immersion 3D, ainsi que l'ancien cœur du réacteur.

6. L'usine MELOX, AREVA

L'usine MELOX produit du combustible MOX, mélange d'oxydes d'Uranium et de Plutonium. Le recyclage du CU permet l'économie de 25% de l'U naturel. 8 combustibles UOX usés permettent de produire 1 combustible URE (uranium de recyclage) et 1 combustible MOX (mélange de Pu et U). Actuellement dans le monde, 43 réacteurs chargent du MOX, dont 22 en France (24 réacteurs français sur 58 sont autorisés à le faire mais seulement 22 le font en pratique). Peu de pays en produisent en plus de la France : USA, Angleterre, Chine, Russie et Japon. L'objectif est de 'moxer' 100% des EPR. Le MOX contient 8,5% de Pu en moyenne et 91,5% d'U appauvri. En France, le MOX couvre 10% de l'électricité nucléaire. Un assemblage de MOX couvre l'électricité pendant un an pour une ville de 100 000 habitants.

Le site de MELOX a une surface de 11 ha, c'est une INB et un partenariat AREVA/CEA. En 1990, c'était la création de MELOX ; en 1995, elle produisait 100 T par an ; en 2003, elle produisait 145 T. Aujourd'hui elle produit environ 200 T. Dans l'usine, le confinement est assuré par 3 barrières : les boîtes à gants, les salles, les bâtiments (ventilation en dépression). L'impact environnemental de l'usine est de 0.00000072 mSv (*).



Nous visitons l'atelier de production des pastilles de MOX à partir des poudres, les salles de frittage et de contrôle (photo ci-contre), puis l'atelier de la fabrication des crayons et enfin celui de fabrication des assemblages

Sources : Crédit photos : CLIS – CORRIER – CEA - AREVA

<http://www-marcoule.cea.fr/>

<http://www.cea.fr/le-cea/>

<http://www.marcoule-infodem.fr/demantelement.html>

<http://www.aveva.com/FR/activites-1095/melox-activites--fabrication-des-assemblages-mox.html>

<http://www.visitedesites.aveva.com/news/liblocal/docs/Evenements/Visitesites/melox.html>

(*) **Rappel** : la dose naturelle en France par an est d'environ 2 mSv. $1 \mu\text{Sv} = 0,001 \text{ mSv}$

RNR : Réacteur à Neutrons Rapides

Uranium :U, Plutonium :Pu, Neptunium : Np, Américium : Am, Curium : Cm

AM : actinides mineurs

CU : combustible usé

UOX : combustible d'oxyde d'uranium

URE : combustible d'uranium retraité et enrichi

MOX : combustible recyclé d'oxydes mélangés, oxydes de plutonium et uranium

MA : déchets de moyenne activité

HA: déchets de haute activité

RMN : analyse utilisant la résonance magnétique nucléaire

EPR : réacteur type 'réacteur pressurisé européen', le dernier de la 3^{ème} génération.

INB : installation nucléaire de base