

MARCOULE

Greenpeace Février 2003

Objet : production de plutonium, de tritium, et fabrication de combustible ; recherche et développement

Type : centre de production et de recherche (en majorité militaire)

Localisation : terrain de plus de 140 ha en bordure du Rhône sur les communes de Chusclan et Codolet (Gard)

Exploitants : CEA, Cogéma, Melox

Période d'exploitation : depuis 1956

Matières manipulées : plutonium, uranium, tritium, lithium

Installations principales :

Le site de Marcoule dans le Gard, regroupe une INB secrète exploitée par COGEMA et 4 INB civiles :

N° INB	DESIGNATION	ACTIVITE
71	PHENIX	Réacteur de démonstration de la filière dite à neutrons rapides
148	ATALANTE	Laboratoire consacré au retraitement des combustibles irradiés et à la gestion des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue
151	MELOX	Usine de fabrication de combustible nucléaire
160	CENTRACO	Centre de traitement et de conditionnement des déchets

L'INB-S Marcoule est constituée de l'Atelier Pilote de Marcoule (APM) et l'Etablissement de Cogéma

I. CEA

- I.A. APM
- I.B. Atalante
- I.C. G1
- I.D. Phénix
- I.E. Développement du traitement des déchets

II. Cogéma

- II.A. G2 et G3
- II.B. UP1
- II.C. les Célestin,
- II.D. ATM
- II.E. Traitement des déchets liquides-AVM, Stel
- II.F. Traitement des déchets solides

III. Melox S.A.--Melox

IV. Effluents

I. INSTALLATIONS DU CEA

Depuis la création de la Cogéma en 1976, le CEA n'exploite plus qu'une partie du site, la section Marcoule de son centre de la Vallée du Rhône (CEA Valrho).

I.A. ATELIERS PILOTES DE MARCOULE (APM)

Objet : recherche sur le retraitement et le traitement des déchets ; secondairement production de plutonium

Installations : installations de retraitement, de vitrification, et de fusion

Période d'exploitation : 1962-1997

Matières premières : combustibles irradiés et déchets du retraitement

Les ateliers ont été créés pour développer des procédés de retraitement et de vitrification. Ils étaient situés au début dans un seul bâtiment, le bâtiment 211, qui a été rénové pour l'essentiel depuis et a également été complété par l'ajout d'autres bâtiments.

RETRAITEMENT

L'ajout le plus récent a été la construction en 1994 d'un bâtiment permettant la liaison entre une unité de l'APM, Tor, et UP1. Cette connexion a permis que les phases initiales du retraitement soient gérées par Tor, et que les solutions radioactives ainsi produites soient ensuite envoyées à UP1 pour les phases suivantes. Le bâtiment 214 effectuait encore le cisailage, la dissolution, et la clarification ; puis la solution produite était expédiée à UP1. Le retraitement des couvertures de Rhapsodie y a été achevé en 1995.

L'APM a traité (en tonnes de métal lourd) au total 2,5 t de combustible de REO à uranium enrichi, 2,1 t de REO-Mox, 5,1 t de RNR à uranium enrichi, et 14,2 t de RNR-Mox. L'atelier a produit 2,7 t de plutonium.

VITRIFICATION

Le procédé de vitrification utilisé actuellement à La Hague et à Marcoule a été développé par le CEA à Marcoule. Les installations pilotes de vitrification de Marcoule comprenaient Gulliver, la chaîne Vulcain, Piver1, AVH/Prototype évolutif de vitrification (PEV), et peut-être Piver2, une chaîne qui aurait dû entrer en service en 1992 pour remplacer Piver1.

Piver 1, qui était utilisé pour solidifier des solutions de produits de fission issues du retraitement de combustibles UNGG, a fonctionné de 1969 à 1980. Le démantèlement de Piver1 a commencé en 1982 et a été achevé en 1991. La zone de stockage associée au Piver est située à quelque cinquante mètres du site de l'installation. En 1999, cette zone, constituée essentiellement d'une fosse en béton, comportant 32 puits, contenait environ 290 000 TBq de déchets provenant de Vulcain et de Piver.

FUSION DE COQUES ET EMBOUTS

Le CEA développait à Marcoule un procédé de fusion des déchets de dégainage du combustible RNR et REO en zircaloy et en acier. Le métal est fondu par induction en creuset froid avec tirage en continu du lingot. La CNE a annoncé en 1999 que la technologie de fusion en creuset froid avait connu d'importants progrès, et était prête à être utilisée dans les usines (industrielles).

ASSAINISSEMENT

Les bâtiments 211 et 214 sont en cours d'assainissement. Leur démantèlement au niveau 3 débutera en 2004 et en 2005 respectivement. Il devrait s'achever en 2015 et en 2016. En 1999, le CEA a achevé :

— le rinçage " à l'acide du procédé " de la chaîne TOR ;

— la mise en service de l'unité de dépotage des effluents qui a permis d'évacuer pour traitement 1 130 l de solvant contaminé vers Cogéma La Hague et 15 000 l d'effluents amélicisés vers Cogéma Marcoule ;

— la mise en actif de l'unité 489 qui a permis d'évacuer pour traitement 26 conteneurs de déchets de gainage issus de combustibles Mox et UOX vers La Hague.

Selon l'Andra, les cellules de stockage à sec du Bâtiment 211 (Cellule 50, 7,26 m³) et du Bâtiment 214 (Cellule 406, 8,033 m³, et Cellule 409, 5,6 m³) servaient, en 2000, à stocker des fûts contenant des déchets provenant du dégainage, mais aussi des chambres d'expansion et des déchets technologiques [Andra 00]. La majorité des déchets ont commencé à être classifiés. L'activité des déchets contenus dans la Cellule 406 provenant du dégainage était estimée, en 1999, inférieure à 50 TBq en émetteurs alpha et à 2 PBq en émetteurs bêta gamma.

I.B. ATALANTE (ATELIER ALPHA ET LABORATOIRE POUR LES ANALYSES DE TRANSURANIENS ET ETUDES DE RETRAITEMENT)

Objet : recherche en chimie de haute activité sur le retraitement et les déchets

Période d'exploitation : à partir de 1992

Matières manipulés : plutonium, uranium

Atalante a été créé pour regrouper des activités de recherche et développement du CEA sur les déchets de haute activité et le retraitement, activités qui étaient réparties sur les sites de Grenoble, Fontenay-aux-Roses, et Valrho.

Atalante se fait en deux étapes. En service depuis 1992, Atalante 1 ne fonctionnait encore en 1996 qu'à 60 % de ses capacités. En octobre 2000, la DSIN a autorisé la mise en exploitation d'Atalante 1-DHA (Déchets haute activité). « L'exploitation de cette unité reste toutefois provisoire dans l'attente du résultat des études de comportement au séisme du bâtiment DHA/CHA. L'ensemble des équipements d'Atalante 2 n'était pas opérationnel au 25 juillet 1999 comme initialement prévu. Selon la Drire du Languedoc-Roussillon, " l'année 2000 dev[ait] voir l'achèvement des travaux du DRA et la mise en actif d'une partie de cette extension ". En décembre 2000, la DSIN a effectivement autorisé la mise en actif de la chaîne

blindée d'analyses qui équipe l'unité Atalante 2-DRA (Développement-retraitement-analyses). En 1999 le CEA a poursuivi à Atalante " les essais en actif de séparation poussée (nouvelles molécules extractantes) ", " le développement de l'étude des procédés pyrochimiques " de retraitement, et la " dissolution de combustible Mox ".

I.C. G1--À L'ARRÊT

Objet/type : réacteur graphite-gaz destiné à la production de plutonium militaire

Propriétaire et exploitant : CEA

Période d'exploitation : 1956-1968

Puissance : 38 MW thermique portée à 42 MW thermique par la suite; a produit au total 2 MW électrique (mais a consommé 8 MW électrique)

Combustible : 100 t d'uranium métal naturel

Modérateur : 1 200 t de graphite ; fluide réfrigérant : air

G1 a produit 125 kg de plutonium (à 10 % près). À un taux de combustion moyen compris 100 à 200 MWj/t, le plutonium aurait été produit dans environ 625 à 1 250 t de combustible à l'uranium naturel irradié.

Selon le CEA, G1 est démantelé au niveau 2. Selon l'Andra, l'installation, en juillet 2000, était démantelée au niveau 2, à l'exception de la cheminée et de certains filtres. Le CEA étudie l'éventualité d'un démantèlement jusqu'au niveau 3, ce qui implique de résoudre d'abord le problème du devenir du graphite contaminé.

Les déchets stockés à G1 comprennent : 450 t de fonte ; des barres de contrôle; 1 200 t de graphite contaminé au cobalt 60; et 500 fûts de déchets dits très faiblement actifs (TFA).

Une installation provisoire, appelée " Dégainage G1 " était utilisée en 1959 pour la préparation de combustible irradié G1 destiné au retraitement. Ce projet a été abandonné en 1960, à la faveur d'une nouvelle installation appelée " Dégainage G2-G3 " ; et la première a par la suite été utilisée pour le stockage de gaines (voir plus loin Mar 400 dans la description de G2-G3).

I.D. PHÉNIX

Objet : développement de la filière RNR ; production de plutonium et secondairement d'électricité; la recherche sur la gestion des déchets

Propriétaire : CEA (80 %) et EDF (20 %)

Exploitant : CEA

Période d'exploitation : depuis 1973

Puissance : 563 MW thermique. Un groupe turboalternateur peut atteindre 250 MW électrique

Combustible : divers (cœurs d'uranium enrichi et Mox à diverses teneur en Pu (18 %, 25 %)

Couverture : uranium appauvri

Fluide réfrigérant : sodium (800 t dans la cuve principale et du sodium dans les trois circuits secondaires

Phénix avait produit, fin 1995, environ 1 150 kg de plutonium de qualité « militaire » dans ses couvertures. Il est possible qu'une partie du plutonium ait été destinée à des fins civiles.

L'histoire de Phénix a été ponctuée par des arrêts, principalement, jusqu'en 1989, en raison de fuites et "petits" feux de sodium. Entre septembre 1990 et la fin de 1994, le surgénérateur n'a pas fonctionné, sauf pour quelques jours d'essais. La raison initiale était une série d'arrêts automatiques en raison de baisses anormales de réactivité dans le coeur. Pendant l'arrêt, les contrôles ont montré des défauts dans les circuits secondaires en raison du vieillissement du réacteur. Les chercheurs n'ont jamais trouvé la cause des baisses de réactivité.

Le CEA a effectué toute une série de réparations sur les circuits secondaires, et, en 1996, le directeur du Cen Valrho, a annoncé que Phénix allait subir « une remise à nouveau », avec un investissement de 100 MF sur trois ans.

Au début de l'an 2000, Phénix était au milieu de la phase de rénovation et d'examen prévue, qui doit en tout durer environ quatorze mois. Le CEA espère pouvoir le garder en service jusqu'en 2004 afin de mener des expérimentations sur la transmutation des isotopes à longue vie présents dans les déchets radioactifs, des expérimentations que le CEA considère comme requises par la loi de 1991 sur les déchets radioactifs. L'essentiel des travaux est mené dans le cadre des programmes Capra et Spin.

I.E. Développement du traitement des déchets

INCINERATION

Iris, un pilote non-actif d'incinérateur pour déchets alpha, réalisé à Valduc et à l'usine Melox, a été mis en service en 1987. Son fonctionnement suit un processus continu, en deux étapes. L'incinérateur a été conçu pour un débit moyen de 4 kg/h mais peut supporter des pointes de 7 à 10 kg/h. Il était toujours en fonctionnement en 1999, et servait à des recherches visant à améliorer l'incinérateur de Valduc et à valider les choix technologiques pour l'incinérateur de Cedra.

FUSION

Le CEA, avec l'aide des Aciéries du Haut-Languedoc (AHL), a mis en service

en 1992 un four à arc électrique, appelé Infante, situé au sein du bâtiment de G2 et G3. La capacité nominale s'élevait à 12,5 t/j, environ 5 000 t/an.

Le four a fondu plus de 5 000 t de métal, provenant de G2 et G3, de Rapsodie, et d'autres sources. Le CEA avait regroupé à Marcoule, pour y être fondues, les ferrailles douteuses provenant de ses centres civils. La fonte était coulée en lingots, qui sont entreposés ou réutilisés dans les centres du CEA.

Le four a été mis à l'arrêt par le CEA, qui expédie (ou compte expédier) les ferrailles destinées à la fusion à l'installation de fusion de Centraco.

II. Cogéma

II.A. G2 et G3--à l'arrêt

Objet/type : réacteurs graphite-gaz pour la production de plutonium militaire, secondairement d'électricité

Propriétaire : CEA et EDF

Exploitant : CEA puis Cogéma

Période d'exploitation : 1958-1980 et 1984

Puissance : 200 MW thermique au début, portée à environ 260 MW thermique, pour 38 MW électrique

Combustible : 120 t puis 150 t d'uranium métal naturel ou appauvri par réacteur

Modérateur : 1 200 t de graphite ; fluide réfrigérant : CO₂

G2 et G3 ont produit environ 2 780 kg de plutonium (± 160 kg soit $\pm 5,7$ %). Le plutonium aurait été contenu dans environ 7 100 à 10 500 t de combustible irradié.

G2 et G3 ont été démantelés au niveau 2. Comme G1, ils ne peuvent pas être démantelés au niveau 3 sans résoudre le problème du graphite contaminé.

Les déchets entreposés dans les installations G2-G3 comprennent 24,1 t de déchets technologiques solides conditionnés en fûts, 544 t de crasses de fusion conditionnées en fûts et en blocs, 4 t de poussières de fusion en fûts, 4 060 t de lingots et blocs de fonte, 902 t de conteneurs en fonte, et 7 châteaux contenant des éléments des barres de contrôle (4,1 TBq). Les cœurs de G2 et G3 sont utilisés pour l'entreposage de 2 400 t de graphite (0,83 PBq) et 2900 t d'aciers activés (0,25 PBq).

L'installation appelée " **Dégainage G2-G3** " est entrée en service en 1959. Il semblerait qu'elle ait servi à la fois aux installations G1, G2 et G3. Son rôle comprenait la réception, le stockage et le retrait de gaines en magnésium des combustibles irradiés, le traitement et l'évacuation des châteaux de transport, et le stockage de déchets de structure et des déchets issus du traitement des eaux. L'installation a connu une série de problèmes, aboutissant en 1983 à un feu et à une explosion, qui ont contraint à cesser l'exploitation.

L'installation de " dégainage " **Mar-400**, qui était en cours d'installation quand le feu s'est déclaré, est entrée en service en 1983 et elle est restée en fonctionnement pendant la totalité de la durée de vie d'UPI. Elle sert maintenant à stocker des déchets.

L'Andra énumère ainsi les déchets entreposés au " dégainage " (probablement G2-G3), à Mar-400, et dans la fosse 0 de G1 : magnésium (1 616,1 t), graphite (986,5 t), inox (31,8 t), zircaloy (7,6 t), fer (15 t), aluminium (56,6 t), et alumine (2,7 t), résines (24,2 t dans CDS et Mar-400), zéolites et diatomées (131,7 t).

II.B. UPI (USINE D'EXTRACTION DU PLUTONIUM DE MARCOULE)

Objet : production de plutonium, à l'origine plutonium militaire

Type : usine de retraitement

Période d'exploitation : 1958-1997

Matières premières : combustible uranium naturel graphite gaz, couverture de Phénix, et divers

L'usine UP1 a été construite pour retraiter le combustible de G1, G2 et G3 et en récupérer le plutonium pour des usages militaires. En 1965, l'installation a traité pour la première fois du combustible provenant d'un réacteur EDF. Après le démarrage d'UP2/HAO à La Hague, le retraitement du combustible uranium naturel graphite-gaz (UNGG) d'EDF et d'autres électriciens a été progressivement affecté à l'UP1 ; et depuis janvier 1987, UP1 était la seule usine à retraiter du combustible UNGG. UP1 a également traité le combustible EL4, les couvertures de Phénix, et des alliages d'aluminium des Célestins et des réacteurs de recherche. L'arrêt définitif du retraitement militaire a eu lieu en 1994.

En 1996, UP1 a retraité les derniers combustibles UNGG provenant d'EDF

et de Vandellos en Espagne. L'installation recevait en même temps des solutions de dissolution de combustibles oxydes à retraiter au niveau de la liaison Tor-UP1.

En 1997, elle retraitait des combustibles provenant essentiellement du CEA, qui auraient été reconditionnés dans l'installation Star. Les quatre derniers mois de 1997 étaient consacrés au rinçage de l'installation.

Entre 1958 et fin 1995, UP1 a traité 5 906 t de combustibles "civils". Depuis 1975, UP1 aura retraité 161 506 éléments de combustibles en provenance de Vandellos, représentant un total de 1 655 t d'uranium. Selon le CEA, l'usine a retraité au total 18 565,76 tonnes de combustible, dont 17 685 t de combustible UNGG.

Au début le plutonium produit sortait de l'usine sous forme de lingots de métal destinés à des utilisations militaires. Par la suite, au moins une partie du plutonium était transformée en oxyde de plutonium pour des fins commerciales. Une chaîne de conditionnement de PuO₂ a été mise en service en 1990.

DÉMANTÈLEMENT

Les circuits d'UP1 ont été rincés, et UP1 et ses installations annexes sont actuellement en cours d'assainissement, un processus qui devrait se poursuivre au moins pour les quelques trente ans à venir. Le processus comprend trois programmes : la mise à l'arrêt définitif (MAD) ; la surveillance et le démantèlement (DEM) ; la reprise et le conditionnement des déchets (RCD).

Cinq installations de production seront décontaminées en même temps qu'UP1. Il s'agit des installations " Dégainage G1 ", " Dégainage G2-G3 ", Mar-400, de l'installation de " stockage liquide des produits de fission ", et del'AVM (pour ce qui concerne l'AVM, voir la rubrique Déchets Liquides ci-dessous). Les six installations et leurs équipements annexes sont constitués d'une soixantaine de bâtiments et ouvrages. Cinq ateliers dits de supports, soit

l'équivalent de quelque cinquante bâtiments et autres structures, rentreront également dans le cadre du programme. Il s'agit de la Station de traitement des effluents liquides (Stel), de l'Atelier de conditionnement et d'entreposage des déchets solides (CDS), de l'Atelier de décontamination du matériel (ADM), de l'Atelier de décontamination du linge (ADL), et enfin d'un laboratoire d'analyse chimique.

Le programme MAD consiste à retirer de l'îlot nucléaire les équipements qui ne sont pas nécessaires pour assurer la sécurité de la zone, à renforcer les barrières de confinement des radionucléides de l'îlot, et à faire l'inventaire des niveaux de radioactivité.

Fin 2000, à la Haute Activité UP1 les trois chantiers de MAD des lignes plutonium, uranium, et solvant (sur les six prévus) étaient terminés (MAD globalement réalisée à 60%) ; à la Moyenne Activité UP1 les rinçages étaient « pratiquement terminés », 34 boîtes à gants avaient été assainies et 11 démantelés (MAD globalement réalisée à 87%) ; « à l'atelier de Dégainage » (Dégainage G2, G3 ?), les piscines et les fosses avaient été vidées, assainies, et mises en peinture (MAD globalement réalisée à 77%) ; à MAR 400, le magasin uranium et ses équipements et les trois cellules qui assuraient le dégainage avaient été assainis (31 sur 34 chantiers terminés).

Le programme MAD, une fois achevé, doit être suivi d'une dizaine d'années de " surveillance active " du site, qui devrait débiter à la fin de l'année 2004. C. Bataille a indiqué en 1997 que le démantèlement au niveau 2 devrait commencer aux alentours de 2012, et durer environ jusqu'en 2029. Ce démantèlement doit permettre une surveillance (passive) réduite et une demande de reclassification des installations, actuellement classées INBS, en tant qu'ICPE. Le démantèlement au niveau 3 demeure " un objectif toujours possible, mais non urgent ".

Un groupement d'intérêt économique, Codem (Conditionnement des déchets et démantèlement de Marcoule – 45 % CEA, 45 % EDF, 10 % Cogéma) décide, finance, et contrôle les opérations d'assainissement d'UP1 et des installations associées. L'opérateur principal est la Cogéma.

Cogéma prévoit que les déchets suivants vont être produits pendant le démantèlement : d'une part, pendant la phase MAD, environ 130 conteneurs de verres de 180 litres, 2 400 à 3 200 fûts de bitumes de 220 litres, et 20 à 50 m³ de déchets technologiques de type B (moyenne activité) ; d'autre part, pour l'ensemble du démantèlement, 5 550 m³ de déchets B et C non conditionnés. Cette liste n'est pas exhaustive.

II.C. LES CÉLESTIN (1 ET 2)

Objet/type : réacteurs type piscine pour la production de tritium, de plutonium, et d'autres radioéléments

Période d'exploitation : depuis 1967 et 1968 respectivement

Puissance : 200 MW thermique chacun

Combustible : plaques de plutonium-aluminium puis uranium-aluminium à l'uranium hautement enrichi

Modérateur : eau lourde

Liquide réfrigérant : eau lourde (60-80 t d'eau lourde chacun)

Les réacteurs irradient des cibles de lithium/aluminium pour la production de tritium. Ils ont également participé à la production de radioéléments et de transuraniens. Vers 1978, ils ont

commencé à produire du plutonium 239, entraînant une réduction de la quantité de tritium produite.

La production de plutonium a été arrêtée en 1991, mais la production de tritium continue. Les réacteurs fonctionnent alternativement depuis mai 1991 et, en 1993, les réacteurs fonctionnaient " à moins de la moitié de leur capacité ".

Les Célestins, exploités à 80 % de leur capacité, pourraient produire 100 kg/an de plutonium " militaire ". Ils auraient ainsi produit, entre 1980 et 1990, 500 à 1 500 kg de plutonium au total. En mode tritigène, ils pourraient avoir produit 1,5 kg/an de tritium. Le tritium se forme dans l'eau lourde pendant le fonctionnement des réacteurs.

Les déchets provenant des réacteurs Célestins comprennent 40 t d'aluminium stockées en 1997 à l'APM et des déchets tritiés provenant de la fusion de l'aluminium (voir la description du CDS ci-dessous). Selon Michèle Rivasi, qui cite le CEA, l'usine UP1 a retraité 665,7 t de combustible plutonium des Célestins.

II.D. ATELIER D'EXTRACTION DU TRITIUM DES CIBLES (ATM)

Période d'exploitation : depuis 1967

Matières premières : cibles de lithium-aluminium irradiés

Déchets : rejets importants de tritium ; lingots contaminés

Les principales étapes du procédé sont :

- l'extraction des gaz par fusion des cibles,
- la séparation chimique des gaz hydrogène – y compris le tritium – d'une part, et des autres gaz d'autre part,
- et l'enrichissement en tritium par diffusion thermique.

Les cibles qui sont fondues à l'ATM sont contaminées par des produits d'activation. Les résidus de tritium, mais aussi les radionucléides qui ne deviennent pas volatiles, restent dans la masse fondue formée dans le creuset après fusion. Les masses de fusion sont stockées à Marcoule dans une zone prévue spécialement pour le stockage des déchets tritiés. L'emplacement précis n'est pas connu. Chaque année, 20 à 30 culots de fusion sont produits. En 1997, la zone de stockage pour déchets tritiés contenait 270 culots de fusion destinés au conditionnement, ainsi que 1295 fûts de 200 litres dans des surfûts de 300 litres. Nous ne savons pas si les déchets contenus dans les fûts sont entièrement composés de culots de fusion. Des pièges d'azote étaient utilisés (et le sont peut-être encore) pour piéger les eaux tritiées. Nous ne connaissons pas l'emplacement de ces pièges.

II.E. TRAITEMENT DES DECHETS LIQUIDES

Les liquides considérés comme non-radioactifs sont expédiés par des tuyaux d'écoulement classiques puis rejetés, après contrôle, dans le contre-canal du Rhône. "En Septembre 1997, le niveau de radioactivité maximal causé par le tritium était de 27 Bq/l". Les déchets hautement radioactifs sont vitrifiés, les autres liquides sont traités dans une usine appelée la STEL.

II.E.1. ATELIER VITRIFICATION MARCOULE (AVM)

Objet/type : installation industrielle de vitrification

Période d'exploitation : depuis 1978

Procédé : fonctionnement en continu

Matières premières : solutions de très haute activité

Capacité nominale : 30 m3 ou 80 t/an de verre

Production réelle: 30 conteneurs de verre en 1999

L'atelier peut vitrifier 36 l/h de solutions concentrées de produits de fission et de transuraniens provenant du retraitement et d'autres sources.

Les conteneurs de verres sont entreposés dans des puits verticaux construits dans des fosses bétonnées à l'intérieur d'un hall contigu à l'AVM. En 1995, l'installation disposait de cinq fosses d'une capacité totale de 3 800 conteneurs. En mi-2000, 2793 conteneurs de verres étaient entreposés à l'AVM, ainsi que 131 conteneurs de déchets technologiques, et 258 m3 de solutions de produits de fission. Actuellement l'AVM vitrifie les effluents de rinçage les plus actifs issus des opérations de Mise à arrêt définitif de l'UP1. L'installation a réalisé 35 conteneurs de verre en 2000.

Le CEA y apporte pour les vitrifier les effluents de très haute activité de Fontenay-aux-Roses, Cadarache, et Valduc. Une station de dépotage des effluents THA (très haute activité), opérationnelle sur le site de Cogéma depuis 1994, est utilisée pour transférer ces effluents de leurs citernes de transport vers les cuves de stockage de l'AVM.

Selon C. Bataille, AVM "doit fermer définitivement en 2001".

II.E.2. STATION DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS LIQUIDES (STEL)

Objet/type : traitement de liquides actifs

Période d'exploitation : depuis 1958 (la station a été rénovée plusieurs fois depuis cette date)

Exploitant : Cogéma, depuis 1976

Procédés : précipitation chimique, évaporation

La Stel traite les effluents de la Cogéma, y compris Melox, et du CEA Valrho. Elle comporte une unité de coprécipitation et un atelier d'évaporation (Eva) qui comprend deux chaînes d'une capacité de 8 t/h. Les concentrats et les boues sont enrobés de bitume. Les quantités traitées depuis 1990 devront être évacuées en tant que déchets de type B, ceci à cause de leur haute concentration radioactive. Des liquides traités sont rejetés directement dans le Rhône de façon discontinue. La Stel est équipée de cinq bassins tampons d'une capacité comprise entre 500 et 750 m³ et d'un bassin de rétention de 5 000 m³. Ce dernier peut retenir l'eau en période d'étiage du fleuve.

Environ 55 000 fûts de déchets solides de moyenne activité, conditionnés dans du bitume sont stockés dans une douzaine de casemates. L'Andra continue à enrober des déchets radioactifs issues du traitement des effluents liquides à la Stel en bitume. Depuis 1996 les déchets enrobés sont conditionnés en fûts de 200 l en acier inoxydable. En 1999, la production de déchets solides conditionnés dans du bitume s'élevait à 199 fûts, en 2000 à 148 fûts. L'Andra a agréé la prise en charge au Centre de l'Aube des fûts de déchets bitumés produits par la Stel depuis janvier 1995 sous le label « qualité produit ». Des solvants radioactifs dégradés ainsi que diverses huiles sont également entreposés à la Stel.

II.F. TRAITEMENT DES DECHETS SOLIDES

II.F.1. INSTALLATIONS

Les installations pour le traitement de déchets solides comprennent CDS, ADM, et ADL. Le CDS fournit des prestations au CEN Valrho et à la Cogéma. ADM dispose d'un four à plomb qui a permis de recycler 87 t de matériel en 1999, 98% de plus que l'année précédente. En 1996, un incinérateur traitait des déchets solides de forte activité alpha, 1 kg/h. Nous ne savons pas si l'incinérateur est encore en service.

Selon le CEA, les déchets générés à Marcoule depuis quarante ans ont été traités " au fur et à mesure de leur production ". Le CDS manipule tous les déchets solides sauf les verres de très haute activité produits et entreposés dans les installations de vitrification. Le CDS expédie des déchets dits de catégorie A dans les sites de stockage de surface de l'Andra. Il entrepose les déchets dits de catégorie B, principalement conditionnés en fûts bitumés, sur le site, au début, dans les fosses du CDS et plus tard dans les casemates à la Stel. Les déchets considérés comme étant de " très faible activité " sont stockés sur site au CDS.

II.F.2. DÉCHETS STOCKÉS

Actuellement, les déchets entreposés au CDS comprennent ceux de la liste détaillée ci-dessous (pour les autres déchets stockés, voir APM, UP1, Stel, et les " Dégainages "):

- 6 000 fûts d'enrobés bitumineux de moyenne activité, entreposés en fosses. Les tranchées contiendraient également des " déchets non-conditionnés ";
- une partie de 900 m³ de déchets technologiques, contenant environ 44 kg de plutonium (le reste se trouvant à UP1 et ECDA) ;
- 3700 m³ de déchets technologiques bêta ;
- des " déchets de réacteurs ", environ 1 000 objets ;

— une partie de 21 m³ de solvants dégradés et d'huiles diverses (le reste se trouvant à la Stel) ;

— 12 220 m³ de terres contaminées (2 GBq alpha, 50 GBq bêta gamma).

Une liste des sites de stockage pour déchets solides mentionne à la fois un entreposage des déchets tritiés et un entreposage des déchets alpha. L'emplacement de ces déchets et leur quantité ne sont pas connus. Les déchets tritiés ont pendant une période été entreposés sur une aire de stockage de la zone CDS. Mais, en raison d'une contamination par tritium des eaux souterraines (300 000 Bq/l en 1987), les déchets ont été repris et transférés dans un local. Une partie, voire peut-être même la totalité des déchets tritiés est composée de culots de fusion produits à l'ATM (voir l'ATM pour plus d'informations). Les déchets alpha sont d'origines diverses, mais comprennent 30 colis enveloppés de vinyle et des déchets en fûts : non incinérables (544 fûts), incinérables (462 fûts), et compactés (200 fûts et 10 coques C7).

Les déchets solides présents à Marcoule ne comprennent pas seulement ceux stockés dans les bâtiments spécifiques ou les zones de stockage spécialement prévues. En font partie également ce que l'Andra appelle des " contaminations résiduelles ", des terres contaminées par des fuites et déversements accidentels, qui sont restées en l'état sur place.

II.F.3. RECUPERATION ET CONDITIONNEMENT DES DECHETS (RCD)

En consultant des documents anciens, Cogéma a établi l'inventaire des déchets stockés à Marcoule à la fin de l'année 1987. Cogéma a basé le programme RCD sur cet inventaire. La priorité de ce programme est le retrait et le reconditionnement des déchets bitumés provenant du retraitement, stockés dans des tranchées dans le CDS ou à proximité, à l'extrémité nord-est du site. La totalité des déchets bitumés issus du retraitement (CDS et Stel) soit, en mai 1999, 61 397 fûts (470 TBq en émetteurs alpha et 42 000 TBq en émetteurs bêta/gamma) sera en fait " l'objet d'un vaste programme de reprise ". La gestion de tels déchets représente un véritable défi. La préparation des déchets pour l'Andra nécessiterait en effet la séparation du bitume et des boues, une réduction de l'activité de ces dernières (ce qui créerait d'autres déchets), et un reconditionnement. La CNE estimait en 1998 qu'environ 60 % des déchets contenus dans les fûts existants pourront être envoyés à l'Andra pour un stockage en surface, ceci probablement après reconditionnement.

L'Entreposage intermédiaire polyvalent (EIP) a été réalisé par la Cogéma pour entreposer des déchets de type B, principalement les fûts de bitumes du site. La mise en service a été autorisée en janvier 2000, et la reprise des fûts a démarré.

L'Enceinte de Reprise des Fûts de Bitume (ERFB) est destinée à reprendre les 6 000 fûts entreposés dans les fosses de la zone nord. Jusqu'à 1996 les déchets radioactifs issus du traitement des effluents liquides à la Stel étaient conditionnés en fûts en acier noir qui présentent actuellement un début de corrosion. Les fûts en acier noir seront donc reprises et conditionnés en surfûts inox en vue d'un entreposage de longue durée dans l'EIP. Fin 2000, L'ERFB avait repris, conditionné et envoyé vers l'EIP 448 fûts de bitume.

L'Equipement de Reprise des Fosses Stel (ERFS) pour les déchets dits faiblement radioactifs a été mis en service en 2000. L'ERFS a entré en service en 2000.

II.F.4. ATENA (ATELIER DE TRAITEMENT ET D'ENTREPOSAGE DU Na ACTIF) — EN PROJET

Le projet Atena doit répondre aux besoins d'une installation centrale de traitement des déchets de sodium (Na) radioactifs issus de la recherche et développement du CEA. Elle sera composée d'un module d'entreposage, d'un module d'ateliers de traitement et d'un module de transformation de la soude en déchet solide ultime. Des procédés de destruction du sodium à

l'eau et à l'eau sodée seront mis en oeuvre. Ils aboutiront à la création d'effluents liquides, qui sont des solutions aqueuses radioactives de soude. Le sodium à traiter comprend entre autres des déchets solides, et pourrait même être composé uniquement de ceux-ci. Le sodium des circuits de Phénix et de Superphénix ne sera pas traité ; ces grands lots homogènes de sodium seront traités sur site. En 2001 l'avant-projet sommaire doit être terminé et l'avant-projet détaillé doit être commencé. L'installation devrait être mise en service en 2006.

II.F.5. CASCAD 2—EN PROJET ?

Selon un document CEA présenté à une réunion de la CLI du Gard, 13 juin 2001, le CEA prépare un rapport provisoire de sûreté pour Cascad 2, entreposage de combustibles usés à Marcoule.

III. Melox S.A.--Melox

Objet : fabrication de combustible Mox

Localisation : environ 5 ha en limite de l'établissement Cogéma

Exploitant : Melox SA

Opérateur industriel : Cogéma

Période d'exploitation : depuis 1995

Procédé : Advanced Micronized MASTer blend (Mimas)

Matières premières : oxyde de plutonium et oxyde d'uranium

**Capacité nominale : limite autorisée 115 t/an d'oxydes (ou 101,3 t/an métal lourd) ;
capacité réelle de l'ordre de 145 t/an de métal lourd**

Production réelle : 101 t métal lourd en 2000 (environ 114,5 t d'oxydes)

Melox est autorisée à utiliser du plutonium contenant jusqu'à 3 % d'américium, autrement dit du plutonium provenant de combustibles retraités moins de six ans auparavant.

Pour être utilisé comme composant du Mox, l'uranium peut être naturel, appauvri, ou provenir du retraitement. En 1995 Melox utilisait l'oxyde d'uranium (UO₂) que l'usine TU2 de Cogéma produisait par voie humide à base d'uranium appauvri. Melox étudiait la possibilité d'utiliser l'UO₂ produit par voie sèche, parce que ce type d'UO₂, qui est fabriqué par FBFC, est plus répandu et plus disponible.

L'usine était initialement composée de deux bâtiments principaux : un pour la fabrication, l'autre pour le traitement des rebuts et déchets. Le deuxième comprend un incinérateur (voir ci-dessous). Dans cette configuration l'usine ne peut produire de combustible que pour les REP.

Au cours du mois de juillet 1999, Melox SA a reçu l'autorisation de mettre en service un troisième bâtiment, en fait une extension de l'usine, nommée Melox West Fitting Building (MWFB) ou Aménagement Melox. Le bâtiment en question, qui est adjacent à l'aile ouest du bâtiment de traitement, contient l'équipement permettant de trier les pastilles de combustible, de produire des gaines de diverses conceptions, et d'effectuer le contrôle des éléments combustibles. Associée à l'équipement nécessaire aux préparations de poudres et à la fabrication et à l'assemblage de pastilles de conceptions différentes, déjà présent à l'intérieur du bâtiment de production initial, cette extension permettra à Melox de produire du combustible pour les REB comme pour les REP. Etant donné qu'EDF ne possède que des REP, cette production fournit donc un combustible pour l'exportation, particulièrement destiné aux installations japonaises et allemandes qui stockent du plutonium à la Hague. Cogéma avait, dès le printemps 1999, terminé la construction du bâtiment en question, l'avait entièrement équipé, et avait aussi chargé de l'uranium en prévision de l'autorisation à venir.

La capacité nominale du nouveau bâtiment est de 30 t de métal lourd/an, mais, s'il était exploité avec cinq équipes de travail, il devrait pouvoir produire 80 t/an .

La pression exercée par Dominique Voynet, ministre de l'Environnement, a abouti à ce que le décret d'autorisation de démarrage du MWFB limite la production de l'usine Melox à 115 tonnes d'oxydes par an, c'est à dire la limite imposée par le décret du 24 avril 1990 qui autorisait la création de l'usine. Mme Voynet affirme que la capacité de l'usine ne pourra être augmentée sans enquête publique.

Cogéma a déclaré que l'usine Melox pourrait produire, et ce dès le début de l'an 2000, 250 t de métal lourd/an, dont 80 t de métal lourd pour les REB. Si une telle autorisation était accordée, l'augmentation signifierait simplement que l'exploitation de l'usine et du MWFB se ferait en cinq équipes de travail au lieu de deux, comme jusqu'à présent.

Melox est presque entièrement automatisée. La plupart des procédures se produisent dans des " boîtes à gants " automatisées et scellées. Par conséquent, les employés de l'usine Melox sont largement moins exposés au plutonium que les employés d'usines plus anciennes. Malgré cela, les interventions manuelles sont toujours nécessaires lors de certaines phases du processus. Les principaux risques sanitaires sont liés à l'inhalation de plutonium et d'uranium, mais on trouve aussi des risques d'irradiation externe par rayonnements gamma provenant de l'américium 241, qui se produit dans le plutonium au fur et à mesure de la désintégration du plutonium 241.

Les bâtiments peuvent résister à un séisme de VIII-IX sur l'échelle de Mercalli. L'usine Melox est soumise au contrôle d'EURATOM.

DECHETS

Rebuts

Les rebuts seront, en fonction de leur état, soit réintroduits directement dans la chaîne de fabrication à l'usine Melox, soit expédiés à l'Unité de redissolution de plutonium (URP) à La Hague pour la récupération de l'oxyde de plutonium. Melox dispose pour réutiliser les rebuts d'un atelier de rechabotage, et l'usine est dimensionnée pour fonctionner ainsi avec un taux pouvant atteindre 8 % de rebuts (ce pourcentage s'applique probablement à la capacité maximale prévue pour l'usine par Cogema).

Il y aurait selon Cogéma environ 81,6 t métal lourd de rebuts MOX français entreposés à La Hague (mi 2001), dont une partie provient de Melox. Cependant, Cogéma n'est pas aujourd'hui spécifiquement autorisée à traiter ces rebuts dans UP2-800 et UP3. Cette possibilité est examinée dans le cadre de la procédure de modification d'autorisation instruite pour ces usines.

Effluents gazeux

L'usine est autorisée à rejeter annuellement 2 GBq pour l'ensemble des radioéléments dont 74 MBq alpha.

Effluents liquides

L'usine est autorisée à rejeter annuellement 3,3 GBq pour l'ensemble des radioéléments dont 120 MBq alpha. Les effluents doivent être traités avant rejet par la Stel de Cogema à Marcoule [JO 31.vii.94].

Déchets solides

Un incinérateur se trouve/ait dans l'INB Melox. En décembre 1998, une inspection de l'usine Melox de la part de la DSIN « consistait, d'une part , à faire le point sur le devenir de l'incinérateur » [Con ii.98]. Selon une brochure de la Cogéma, Melox et l'environnement en 1999, « Tous les déchets contenant des substances ou matières radioactives sont stockés dans des fûts. Ces fûts sont collectés dans les bâtiments 'nucléaires,' puis acheminés vers les usines de COGEMA-La Hague ou COGEMA-Marcoule pour un conditionnement ultime. » Nous ne savons pas si l'incinérateur à Melox a fonctionné ou s'il fonctionne à ce temps.

IV. Effluents

III.A. Rejets gazeux

Les limites annuelles autorisées pour les rejets gazeux cumulés sont 60,000 TBq pour les gaz autres que le tritium ; 10 000 TBq pour le tritium, 150 GBq pour les halogènes (essentiellement l'iode 129), 80 GBq pour les aérosols, et 400 MBq pour les émetteurs alpha.

À la demande du Haut Commissaire à l'énergie atomique, l'INB-S Marcoule figure parmi les INBS qui doivent procéder à une demande de renouvellement de leurs autorisations de rejets gazeux et liquides. Le dossier serait remis à l'Autorité de Sûreté en automne 2001.

Selon les chiffres établis par la surveillance de Cogéma, l'installation a rejeté, en 2000, 330 TBq de gaz rares, 2,1 GBq d'halogènes, 0,026 GBq d'aérosols, 320 TBq de tritium et 26MBq d'émetteurs alpha. Sauf pour les émetteurs alpha, les chiffres représentent une réduction des émissions par rapport à 1997, année où le retraitement a cessé. Les émetteurs alpha ne s'élevaient en 1997 qu'à 7,2 MBq.

Les chiffres concernant la période entre 1988 et 2000 montrent que l'année record concernant les halogènes émis pendant cette période était 1990 (80 GBq), 1989 (17 GBq) pour ce qui concerne les aérosols, 1988 (1190 TBq) pour le tritium, et 2000 (26 MBq) pour les émetteurs alpha. Les chiffres concernant les gaz rares émis avant 1994 sont couverts par le secret défense, mais ils s'élevaient à 16 PBq en 1996. Nous ne pouvons savoir avec certitude si ces chiffres comprennent ou non d'éventuelles émissions accidentelles.

Le rapport du Groupe de Travail sur la Contamination radioactive et chimique des sites INBS (GTC) ne mentionne pas les années antérieures à 1988. Certaines émissions accidentelles importantes des années passées ont été répertoriées par d'autres sources, comme par exemple 962 TBq Ci de tritium, émission du 9 juin 1976 et 660 TBq de tritium, le 23 octobre 1981.

III. B. Rejets liquides

Les limites annuelles autorisées pour les rejets liquides sont 2 500 TBq pour le tritium, 150 GBq pour les émetteurs alpha, 6 TBq pour le césium 137, et 6 TBq pour le strontium 90. L'activité annuelle totale, hors le tritium, le césium, et le strontium, ne doit pas dépasser 150 TBq. L'activité volumétrique totale après dilution dans le Rhône ne peut dépasser une limite établie, et les rejets peuvent seulement être déversés quand le Rhône coule à un débit situé entre 400 et 4 000 m³/s.

Afin de se conformer à l'accord passé avec l'OPRI dans les années 80, Cogéma a cherché à garder comme objectif des émissions inférieures de 35 % par rapport au niveau de radioactivité autorisé. En 1997, les rejets annuels de l'INBS étaient, selon Cogéma, de 300 TBq de tritium, environ 6 TBq d'activité bêta (en dehors du strontium 90 et du césium 137), 0,3 TBq de strontium 90, 0,2 TBq de césium 137, et 10 GBq d'activité alpha. Ces chiffres représentent une diminution d'un facteur 10 environ, sauf pour le tritium, depuis 1988 [HC 98]. Les rejets en 2000, toujours selon Cogéma, s'élevaient à 34,9 TBq de tritium ; 0,32 TBq de radioéléments autres que le tritium, le césium 137, et le strontium 90 ; 0,12 TBq de strontium 90, 0,028 TBq de césium 137 ; et 3,49 GBq d'émetteurs alpha.

En plus des rejets dans le Rhône, de nombreux rejets accidentels d'effluents dans les sols se sont produits à l'intérieur du site. Le GTC a publié une liste de douze fuites ou déversements significatifs inventoriés par Cogéma. Un des incidents a ainsi donné lieu à une contamination équivalente à 500 000 Bq/g. Ce niveau d'activité bêta/gamma a été atteint à la suite de fuites à partir de valves dans le bloc " haute activité " de la Stel en 1985 et 1986.

Avant 1992, Codolet tirait l'eau nécessaire d'un puits (P12) qui, au début de l'année 1980, montrait un niveau croissant d'activité bêta, provenant pour l'essentiel du strontium 90 et de l'yttrium 90. Lorsque la radioactivité a atteint une dizaine de Bq/l, les autorités ont réalisé un forage profond de 400 m dans les sables de l'Aptien pour remplacer le vieux puits. Toutefois, à cause de l'hydrogène sulfuré et du fer présents dans l'eau de ce nouveau puits, ces eaux étaient parfois diluées avec celles du forage P12. En 1998, un nouveau forage était en cours de réalisation pour s'affranchir totalement du puits P12.

La Cogéma a construit une paroi souterrain taillé en forme de L sur les côtés sud et est de la Stel, conçu pour protéger les eaux souterraines au sud du site. Cet ouvrage a été terminé en 1987 après qu'« une tache de pollution on strontium 90 avait déjà franchi les limites du site.» Selon la Cogéma, « les contrôles effectués montrent qu'il n'y a plus d'apport de radionucléides depuis la réalisation de la paroi ». Antoine Godinot, géologue, n'en est pas tout à fait d'accord. Il cite des chiffres qui indique une contamination possible en tritium, et il note que la hauteur du mur serait de 7 m. « Il reste un grand espace entre la base de ce mur et le 'substratum imperméable' de 'marne bleutée' à -40 mètres.».