

**Mission d'évaluation économique
de la filière nucléaire**

Le parc nucléaire actuel

Mars 2000

**Mission d'évaluation économique
de la filière nucléaire**

Le parc nucléaire actuel

Groupe de travail « cycle nucléaire »

**Philippe GIRARD
Yves MARIGNAC
Jean TASSART**

Les opinions émises dans ce rapport sont de la responsabilité de leurs auteurs et n'engagent pas la mission. L'expertise réalisée par le groupe a été utilisée par la mission dans la préparation de l'étude économique.

Mars 2000

Sommaire

INTRODUCTION	9
---------------------------	----------

CHAPITRE I - BILAN MATIERES DU PARC NUCLEAIRE ACTUEL	17
---	-----------

1. Préambule.	17
2. Les hypothèses sur le parc et sur les scénarios.....	19
2.1. Bilans annuels et scénarios.....	19
2.2. Elaboration des scénarios	20
3. La méthodologie d'établissement des flux matières	25
3.1. Difficultés de la méthode	25
3.2. Paramètres décrivant le cycle du combustible.....	26
3.3. Valeurs calculées.....	29
4. Hypothèses.....	30
4.1 Hypothèse sur la durée de vie des réacteurs du parc actuel.....	31
4.2 Hypothèses sur les performances du parc nucléaire	32
4.3 Hypothèses sur les performances des combustibles nucléaires	34
4.4 Hypothèses sur le recyclage de l'uranium de retraitement et du plutonium.....	35
4.5 Hypothèses sur la procédure d'arrêt des réacteurs	36
4.6 Hypothèses sur le démantèlement des installations nucléaires.....	36
5. Résultats	37
5.1 Résultats concernant l'amont du cycle.....	37
5.2 Résultats concernant l'aval du cycle	40
5.3 Résultats concernant la fin du cycle	51
6. Incidence des autres installations nucléaires.....	57
6.1 Autres réacteurs électronucléaires en fonctionnement ou arrêtés.....	57
7. Conclusions	68

Annexe 1 - Conséquences d'un éventuel arrêt du retraitement en 2001.....	71
---	-----------

Annexe 2 - Parc nucléaire actuel	75
---	-----------

**CHAPITRE II - BILAN ECONOMIQUE DU PARC
NUCLEAIRE ACTUEL** 121

1. Examen des dépenses réalisées pour le parc nucléaire actuel (période 1970-1998)	122
1.1 Investissements.....	124
1.2 Exploitation	125
1.3 Combustibles.....	129
1.4 Provisions effectuées.....	130
1.5 Dépenses de recherche et développement	132
2. Examen des dépenses prévisibles pour le parc nucléaire actuel (à partir de 1999)	137
2.1 Démantèlement.....	137
2.2 Exploitation - post-exploitation - jouvence	141
2.3 Combustibles.....	144
2.4 Stockage définitif des déchets nucléaires	151
2.5 Dépenses de recherche et développement	154
3. Examen des dépenses prévisibles liées aux autres installations nucléaires	154
3.1 Autres réacteurs électro-nucléaires arrêtés ou en fonctionnement	154
3.2 Installations du cycle du combustible.....	157
3.3 Les installations de R & D civiles	157
3.4 Répartition des dépenses entre EDF, le CEA et la COGEMA	158
4. Bilan économique du scénario 6.....	158

CHAPITRE III - FICHES..... 163

Fiche n° 1 - Parc nucléaire français	165
Fiche n° 2 - Parc nucléaire mondial	193
Fiche n° 3 - Performances d'un parc nucléaire.....	217
Fiche n° 4 - Durée de vie du parc nucléaire actuel.....	231
Fiche n° 5 - Démantèlement des installations nucléaires.....	249

Fiche n° 6 - Taux de combustion des assemblages UOX et MOX	271
Fiche n° 7 - Plutonium	297
Fiche n° 8 - Cycle du combustible	329
Fiche n° 9 - Historique des exercices PEON et DIGEC (1964-1997).....	371
Fiche n° 10 - Dépenses de R & D nucléaires.....	421

INTRODUCTION

Dans le cadre de leur mission d'évaluation économique de la filière nucléaire, MM. Charpin, Dessus et Pellat ont mis en place un groupe de travail chargé de dresser le bilan du parc nucléaire actuel. Ce travail a été confié à un groupe pluraliste représentatif de sensibilités différentes, composé de Philippe Girard (CEA), Yves Marignac (WISE-Paris) et Jean Tassart (CFDD).

Au cours de la préparation de ce rapport, le groupe a pu accéder de manière satisfaisante à la plupart des données industrielles - techniques et économiques - nécessaires à l'évaluation et a retenu une méthode de travail respectueuse de sa pluralité - dans les limites des orientations fixées par la mission.

Au risque de dérouter le lecteur par une présentation « à plat » d'une analyse dense et complexe, ce rapport reflète la richesse de ces informations et de ces échanges. En particulier, les auteurs ont choisi de présenter en détail les données utilisées aussi bien que les résultats. Ils ont également pris le parti de laisser, sur des points particuliers, s'exprimer leurs divergences de vue. Ainsi, bien que les membres du groupe de travail partagent l'analyse globale et les résultats présentés, certaines parties du rapport peuvent ne pas refléter l'opinion de l'ensemble des auteurs.

On s'intéresse dans ce rapport uniquement au bilan du parc nucléaire actuel comprenant :

- 34 réacteurs d'une puissance moyenne de 900 MWe ;
- 20 réacteurs d'une puissance moyenne de 1 300 MWe ;
- 4 réacteurs d'une puissance moyenne de 1 450 MWe.

- Introduction -

On a aussi essayé de chiffrer les conséquences en terme de bilan matières et de bilan économique engendrées par les autres installations nucléaires en service ou arrêtées : réacteurs UNGG, réacteur à eau lourde, réacteurs à neutrons rapides, installations du cycle du combustible, installations de R & D.

Afin de ne pas interférer avec les choix proposés pour le renouvellement du parc nucléaire, en termes de puissance ou de moyen de production électrique, nous avons choisi de découpler complètement les bilans matière et économique du parc nucléaire actuel de ceux des différents parcs futurs envisagés. Ceci nous a permis de présenter un bilan complet indépendamment des choix futurs. Les limites de ce découplage résident dans ses avantages puisque suivant le type et le nombre de réacteurs nucléaires envisagés pour le futur, les possibilités dans le domaine de la fin de cycle du combustible nucléaire diffèrent.

Ce rapport final comprend **trois** parties :

1 – Bilan matières du parc nucléaire actuel

2 - Bilan économique du parc nucléaire actuel

3 - Fiches

- Fiche n° 1 : Parc nucléaire français
- Fiche n° 2 : Parc nucléaire mondial
- Fiche n° 3 : Performances d'un parc nucléaire
- Fiche n° 4 : Durée de vie du parc nucléaire actuel
- Fiche n° 5 : Démantèlement des installations nucléaires
- Fiche n° 6 : Taux de combustion des assemblages UOX et MOX
- Fiche n° 7 : Plutonium
- Fiche n° 8 : Présentation générale du cycle du combustible
- Fiche n° 9 : Historique des exercices PEON et DIGEC
- Fiche n°10 : Dépenses de R & D nucléaires en France

Les fiches permettent de développer soit certains aspects du programme nucléaire, soit l'origine des hypothèses que nous avons retenues.

Six scénarios ont été étudiés en couplant différentes hypothèses :

- deux hypothèses quant à la durée de vie moyenne des réacteurs actuels : 41 et 45 ans ;

- trois hypothèses quant à la politique de retraitement-recyclage retenue : arrêt du retraitement-recyclage en 2010, poursuite du retraitement-recyclage au niveau de 20 tranches 900 MWe moxées, poursuite du retraitement-recyclage au niveau de 28 tranches 900 MWe moxées.

	Arrêt du retraitement en 2010	20 tranches moxées	28 tranches moxées
41 ans de durée de vie	S1	S2	S3
45 ans de durée de vie	S4	S5	S6

De façon synthétique, les deux tableaux ci-après donnent les bilans matières et économique des six scénarios. Les données économiques sont exprimées en GF conditions économiques 1999. Pour la période 1970-1998, il s'agit des dépenses réelles.

- Introduction -

Bilan matières cumulé jusqu'en 2050

Production	41 ans			45 ans		
Production électrique en TWh	18 111			20 238		
Besoins	S1	S2	S3	S4	S5	S6
Uranium naturel en ktonnes	415	407	398	460	447	437
Enrichissement en MUTS	297	290	284	330	321	313
Fabrication UOX en ktonnes	52	51	50	56	55	54
Fabrication MOX en ktonnes	2,0	3,0	4,1	2,0	3,5	4,8
Retraitement en ktonnes	15,0	22,4	31,1	15,0	26,2	36,1
Capacité d'entreposage en ktonnes	25-30	15-30	5-20	30-45	20-35	10-25
Entreposage	S1	S2	S3	S4	S5	S6
Uranium appauvri en ktonnes	361	353	344	401	389	379
Uranium de retraitement REP en ktonnes	14,3	21,4	29,5	14,3	24,8	34,1
Combustibles UOX en ktonnes	36,2	28,0	18,4	41,0	28,6	17,6
Combustibles MOX en ktonnes	2,0	3,0	4,1	2,0	3,5	4,8
Stock Pu + Am non séparé en tonnes	542	512	476	602	555	514
Stockage déchets	S1	S2	S3	S4	S5	S6
Déchets B en m ³ (issus du retraitement)	117 876	13 811	16 564	11 786	14 825	18 091
Déchets B en m ³ (issus de l'exploitation des réacteurs)	20 000					
Déchets C en m ³ (verres)	1 601	2 695	3 974	1 601	3 325	4 808

Bilan économique

En GF	S1	S2	S3	S4	S5	S6
Investissements	470	470	470	470	470	470
Démantèlement immédiat	128	128	128	128	128	128
Démantèlement décalé	112	112	112	112	112	112
R & D	100	100	100	100	100	100
<i>s/t investissements (Dmt I)</i>	698	698	698	698	698	698
<i>s/t investissements (Dmt D)</i>	682	682	682	682	682	682
Exploitation	1 035	1 035	1 035	1 109	1 109	1 109
Post-exploitation	66	66	66	66	66	66
Jouvence	109	109	109	122	122	122
<i>s/t exploitation</i>	1 210	1 210	1 210	1 297	1 297	1 297
Amont 77-98	271	271	271	271	271	271
Amont 99-49	284	275	266	331	318	307
<i>s/t amont</i>	555	546	537	602	589	578
Aval 77-98	93	93	93	93	93	93
Aval 99-49	97	120	147	102	139	170
<i>s/t aval</i>	190	213	240	195	232	263
Fin de cycle B + C	18	24	31	18	27	35
Fin de cycle comb. irradiés	85	77	68	94	82	72
<i>s/t fin de cycle</i>	103	101	99	112	110	107
<i>s/t aval + fin de cycle</i>	293	314	339	307	342	370
<i>s/t cycle</i>	848	860	876	909	931	948
Total (Dmt immédiat)	2 768	2 780	2 796	2 916	2 938	2 955
Total (Dmt décalé)	2 740	2 752	2 768	2 888	2 910	2 927
Production électrique	18 111	18 111	18 111	20 238	20 238	20 238
<i>Coût moyen du kWh en cts</i>	15,13	15,20	15,28	14,27	14,38	14,46

Influence du choix relatif à la politique de retraitement-recyclage

D'un point de vue économique, les différences sont faibles pour une durée de vie donnée entre les différentes options en ce qui concerne la politique de retraitement-recyclage. En effet, les différences ne jouent que sur le poste combustible qui ne représente environ que 33 % du total des dépenses. De plus, au sein du poste combustible, les choix au niveau de la politique de retraitement-recyclage jouent de façon diverse. Lorsqu'on augmente la politique de retraitement-recyclage, le sous-poste amont et le sous-poste fin de cycle combustibles irradiés (CI) diminuent, le sous-poste aval et le sous-poste fin de cycle déchets B et C augmentent.

- Introduction -

Les principales incertitudes économiques résident dans le coût d'évacuation des déchets à vie longue, c'est-à-dire :

- les déchets B issus soit du retraitement des combustibles irradiés, soit de l'exploitation des réacteurs nucléaires ;
- les déchets C issus du retraitement des combustibles irradiés ;
- les combustibles irradiés entreposés.

Nous avons utilisé les données fournies par l'ANDRA, qui se situent en haut des fourchettes indiquées par les différents pays nucléaires aussi bien pour le stockage des déchets B et C que pour le stockage des combustibles irradiés. Il faut noter que le stockage définitif des déchets B, C et CI ne représente que 3,4 à 3,9 % des dépenses et que toute variation de ce poste n'aura qu'une incidence faible sur les dépenses totales.

Dans le cas du scénario S6, pour la période au-delà de 1999, les dépenses restant à effectuer atteignent 1 696 GF (58 % du total). Les postes les plus importants sont par ordre décroissant :

	Part en %
Exploitation	46,3 %
Combustible amont	18,1 %
<i>dont enrichissement</i>	8,4 %
<i>dont achat d'uranium naturel</i>	6,0 %
Combustible aval	10,0 %
<i>dont retraitement</i>	7,1 %
<i>dont fabrication MOX</i>	1,8 %
Démantèlement décalé	6,6 %
Fin de cycle	6,3 %
Jouvence	6,1 %
Post-exploitation	3,9 %
R & D	2,7 %

Au niveau de la quantité de déchets, la différence ne porte que sur les actinides produits. L'augmentation du retraitement-recyclage permet de diminuer la quantité de plutonium en stock (avec une légère augmentation de la quantité d'actinides mineurs).

Influence de la durée de vie moyenne du parc nucléaire

L'augmentation de la durée de vie moyenne a une influence importante sur le coût du kWh moyen entraînant un gain de 0,82 centime par kWh entre 41 ans et 45 ans de durée de vie moyenne. On peut estimer que la prolongation d'une année de la durée de vie moyenne du parc nucléaire actuel permet de « gagner » 44 GF environ, soit 0,68 GF par GWe. Cette estimation est un ordre de grandeur car il est probable qu'une prolongation au delà de 50 ans de durée de vie pour certains réacteurs nécessiterait des dépenses de jouvence plus élevées que celles considérées dans notre bilan : 1,5 GF par GWe pour les réacteurs ayant une durée de vie de 40 ans maximum et 2,0 GF par GWe pour les réacteurs ayant une durée de vie de 50 ans maximum.

Remarquons qu'une prolongation de trois ans de la durée de vie moyenne permet de « gagner » une somme supérieure à celle nécessaire pour le démantèlement de l'ensemble du parc nucléaire actuel.

Chapitre I

BILAN MATIERES DU PARC NUCLEAIRE ACTUEL

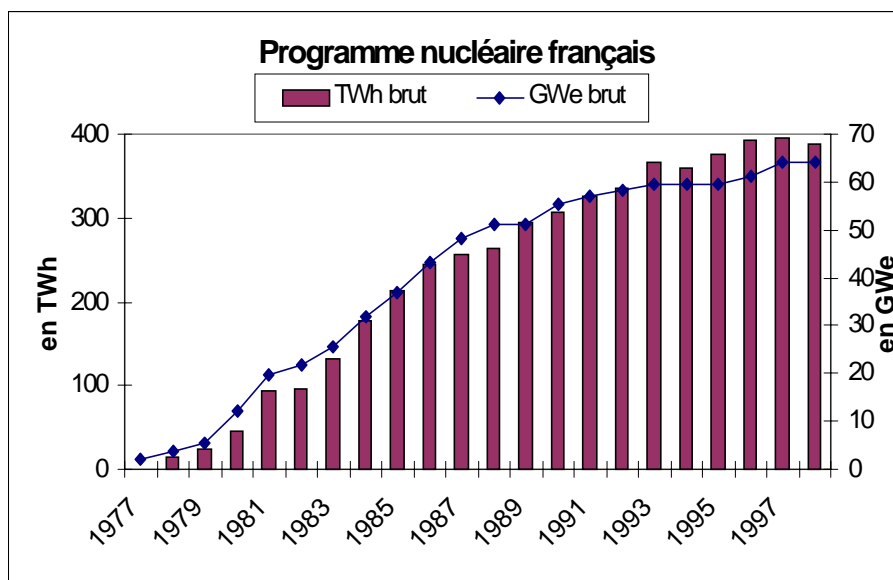
1. Préambule

On s'intéresse dans un premier temps uniquement au bilan des matières nucléaires issues du parc nucléaire actuel.

Afin de ne pas interférer avec les choix faits pour le renouvellement du parc nucléaire, en termes de puissance ou de type de réacteurs, nous avons choisi de découpler complètement le bilan matières du parc nucléaire actuel de celui du parc futur. Ceci nous permet de mener un exercice complet indépendamment des choix futurs. Les limites de ce découplage se comparent à ses avantages, puisque suivant le type et le nombre de réacteurs nucléaires envisagés pour le futur, les possibilités dans le domaine de la fin de cycle diffèrent.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Le graphique ci-dessous retrace l'évolution du programme nucléaire actuel.



Remarques

- Pour effectuer des bilans matières, on utilise généralement les valeurs brutes. Les valeurs nettes en terme de puissance ou de production électrique sont obtenues à partir des valeurs brutes en déduisant l'autoconsommation du réacteur nucléaire (pompes, ventilation, etc.).
- Le découplage du parc nucléaire actuel avec les autres installations nucléaires en service ou arrêtées est plus délicat, surtout en ce qui concerne la fin de cycle où il faut prendre en compte, d'une part, les déchets d'exploitation actuellement entreposés ainsi que (dans une moindre mesure) les matières nucléaires recyclées ou recyclables, d'autre part, les déchets issus des opérations de démantèlement de ces installations nucléaires.

2. Les hypothèses sur le parc et sur les scénarios

2.1 Bilans annuels et scénarios

L'évaluation économique du cycle du combustible sur la base de son bilan matières annuel impose de décrire avec précision les flux et stocks annuels, donc de disposer de scénarios fins sur l'évolution du parc nucléaire actuel. En effet, il est important de noter que des variations mineures dans les hypothèses sur le parc peuvent avoir une influence majeure sur son bilan ¹, et que cette sensibilité aux paramètres techniques met en jeu de nombreux critères.

Une limite méthodologique complique encore l'exercice : le cycle du combustible nucléaire (extraction, fabrication, utilisation, entreposage puis stockage ou recyclage) est fondé sur des durées de l'ordre de la dizaine d'années voire de plusieurs dizaines d'années en cas d'entreposage longue durée des combustibles irradiés ; le cycle du parc industriel nucléaire (construction, exploitation, démantèlement) est fondé sur des durées de l'ordre de la centaine d'années. Les effets de certaines évolutions du parc ou du cycle se manifestent donc à des rythmes lents par rapport à un bilan annuel des flux et rendent difficiles son évaluation en le perturbant sur de nombreuses années.

Le bilan matières, pour un scénario donné, sera donc d'autant plus précis que ce scénario sera décrit avec précision et utilisera des technologies proches des technologies existantes (techniques évolutives). Compte tenu de la période d'étude assez longue que s'est fixée la mission, qui couvre un siècle environ à partir de la mise en place de l'industrie nucléaire sous sa forme actuelle (en

(1) En effet, le bilan matières d'un parc est le résultat d'un équilibre entre de très nombreux paramètres (dont le niveau de production électrique, le taux de recyclage des matières énergétiques, le taux de combustion, le taux de matières fissiles dans le combustible, etc.). Cet équilibre, complexe, peut être totalement modifié par une simple variation de l'un de ces paramètres. Par exemple :

- à production électrique égale, un parc de réacteurs fonctionnant en mono-recyclage est à l'équilibre lorsque les quantités de plutonium issu du retraitement et de plutonium recyclé dans le combustible MOX sont égales : une légère augmentation du taux de combustion du combustible UOX (combustible de première génération) sans augmentation du taux de combustion du combustible MOX (combustible issu du retraitement) perturbe cet équilibre et conduit à la constitution d'un stock de plutonium séparé ;
- on aboutit au même résultat si, sans que les autres paramètres soient modifiés, ce même parc à l'équilibre augmente d'une unité (un réacteur supplémentaire fonctionnant avec du combustible UOX).

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

1977), ce constat conduit à proposer pour l'établissement de scénarios un découpage en deux périodes.

- Le passé (1977-1999) : le bilan annuel et les stocks de matières sont toujours, notamment à cause des temps de lissage des évolutions, très dépendants des bilans et stocks des années passées. Les débuts du programme de réacteurs à eau sous pression (REP), en 1977, constituent donc un point de référence obligé. On a sur cette période une connaissance précise de l'évolution du parc qui permet d'établir des bilans « réels ».
- Le présent (2000-fin de vie des réacteurs actuels) : plusieurs hypothèses sont prises quant à la durée de vie des réacteurs ou quant aux choix dans le domaine de l'aval du cycle. C'est pendant cette période, que des décisions devraient être prises dans le domaine du stockage définitif des déchets à vie longue.

2.2 Elaboration des scénarios

Pour la construction de scénarios globaux portant sur l'ensemble de la période 1977-2050 correspondant à la période de fonctionnement du parc nucléaire actuel, on a fait les hypothèses suivantes :

- on a considéré deux durées de vie moyennes, 41 ans et 45 ans, avec une répartition des arrêts pour tenir compte d'un vieillissement différencié des réacteurs entre 35 et 50 ans ;
- on a considéré trois choix concernant l'aval du cycle : un arrêt du retraitement-recyclage vers 2010, un retraitement-recyclage limité à 20 réacteurs 900 MWe et un retraitement-recyclage limité à 28 réacteurs 900 MWe.

On a, par ailleurs, étudié la possibilité d'un arrêt du retraitement-recyclage en 2001. Les conséquences engendrées par un arrêt quasi-immédiat de la politique de retraitement-recyclage, soit en termes de modifications de l'outil industriel (création de site d'entreposage pour combustibles irradiés, modification des autorisations relatives au fonctionnement des usines de retraitement de La Hague), soit en termes de conséquences sociales à La Hague et Marcoule ou en termes de litiges commerciaux avec les clients étrangers, étaient telles qu'il nous a semblé plus raisonnable d'étudier un arrêt plutôt vers 2010 afin d'avoir le temps nécessaire pour « lisser » et traiter les différents problèmes. On

trouvera cependant en annexe 1, un résumé des conséquences engendrées par un arrêt du retraitement en 2001.

Dans le domaine de la gestion des déchets ultimes ¹, on a supposé :

- la disponibilité d'un centre de stockage pour les déchets très faiblement actifs (déchets TFA) d'ici 2005-2010 ;
- la disponibilité d'un centre de stockage définitif pour les déchets B (faible et moyenne activité à vie longue) d'ici 2020 ;
- pour les déchets C (haute activité à vie longue), compte tenu du temps nécessaire pour leur refroidissement, qu'une solution définitive sera mise en œuvre d'ici 2040-2050.

Les déchets C posent des problèmes spécifiques. Compte tenu des incertitudes liées aussi bien à la définition de ces déchets qu'à leur devenir, nous nous sommes posés les questions suivantes :

- le plutonium est-il un déchet ou une matière première énergétique valorisable ?
- la solution d'un stockage définitif pour les différents types de déchets est-elle envisageable ?
- quelles sont les possibilités de réduire la production de déchets C par kWh ?

Le plutonium est-il un déchet ou une matière première énergétique valorisable ?

Le plutonium contenu dans les combustibles irradiés possède une valeur énergétique, potentiellement valorisable dans des réacteurs à neutrons rapides en couplage avec l'uranium 238 (ou le thorium 232). Toutefois, compte tenu du prix actuel de l'uranium et de l'expérience acquise dans les réacteurs à neutrons rapides, le recours à ce type de réacteurs semble exclu pour l'instant ².

D'une certaine façon, on peut l'assimiler à une ressource fissile non conventionnelle par analogie avec les combustibles fossiles non conventionnels (schistes bitumineux, huiles, hydrates de méthane), dont l'utilisation est

(1) Une description des déchets ultimes est effectuée dans la fiche n° 8.

(2) Le démarrage d'une filière de réacteurs à neutrons rapides isogénérateur (quantité de plutonium avant et après irradiation identique) nécessite un stock initial de 10 tonnes de plutonium par GWe installé pour réaliser le premier et le deuxième cœur, le troisième cœur étant fabriqué à partir du plutonium récupéré lors du retraitement du premier cœur.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

envisageable, moyennant des progrès technologiques dans l'extraction et/ou la valorisation, une fois les ressources conventionnelles consommées¹ (et, si les conséquences liées au stockage des déchets radioactifs sont maîtrisées).

En attendant, une valorisation partielle peut être obtenue en utilisant, dans les réacteurs du parc nucléaire actuel du combustible MOX (oxyde mixte d'uranium et de plutonium). Une telle solution présente des avantages et des inconvénients :

- diminution de la quantité de combustible entreposé ;
- diminution légère de l'inventaire plutonium ;
- pas de changement quant à la quantité de produits de fission, excepté le fait qu'une partie significative se retrouve conditionnée sous forme de verres ;
- diminution légère des besoins en uranium naturel et en besoins d'enrichissement ;
- augmentation importante des problèmes de thermique liés aux assemblages MOX ;
- dégradation de la qualité isotopique du plutonium rendant difficile sa réutilisation en dehors de réacteurs à neutrons rapides ;
- différence de coût (cf. bilan financier).

Les possibilités de choix étant limitées avec le parc nucléaire actuel, on a retenu trois solutions :

- arrêt du retraitement-recyclage en 2010 ;
- maintien du retraitement-recyclage dans 20 réacteurs, niveau actuellement atteint ;
- extension du retraitement-recyclage à 28 réacteurs, niveau maximal actuellement envisageable techniquement.

Comme on le verra dans les résultats, les différences en terme de stock de plutonium sont faibles entre les trois solutions. Il est sûr que les choix pourront être plus étendus avec le parc nucléaire futur permettant :

- soit une stabilisation de l'inventaire plutonium ;

(1) Les ressources fissiles conventionnelles sont essentiellement l'uranium solide naturel, les ressources non conventionnelles étant en premier le plutonium, puis l'uranium dissous dans l'eau de mer. Le cas du thorium est plus ambiguë, car son utilisation nécessite une ressource fissile, d'abord de l'uranium 235 ou du plutonium 239, puis ensuite de l'uranium 233 généré in situ par irradiation de l'uranium 233.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

- soit une réduction de l'inventaire plutonium, en utilisant le plutonium dans un réacteur, ou en le stockant de façon définitive au sein d'un combustible irradié ou d'un autre conditionnement spécifique ;
- soit un accroissement de l'inventaire plutonium.

A plus long terme, après épuisement des ressources fissiles conventionnelles, le recours au plutonium sera probablement nécessaire.

La solution d'un stockage définitif pour les différents types de déchets est-elle envisageable ?

Il est difficile de répondre à cette question avant 2006, échéance fixée par la loi de 1991 sur les recherches sur les déchets à vie longue, le choix définitif appartenant au Parlement.

Sans préjuger des décisions du Parlement, on a supposé que la mise en œuvre d'un stockage définitif pour les déchets B était envisageable à l'horizon 2020, ceci n'excluant pas une éventuelle reprise de certains déchets B anciens en fonction des conditions d'acceptation des colis qui seront fixées par l'ANDRA ¹.

Pour les déchets C, l'examen de la situation internationale montre qu'un seul pays pour l'instant, les États-Unis, s'est doté d'un centre de stockage définitif pour les déchets radioactifs à vie longue (il s'agit d'un centre de stockage pour déchets contenant du plutonium de qualité militaire). Compte tenu, d'une part, des quantités de combustibles nucléaires déjà déchargés et non retraités au niveau mondial, environ 100 000 tonnes, d'autre part, du caractère mondial sur le long terme des conséquences éventuelles du stockage définitif des déchets radioactifs à vie longue, nous avons considéré que :

- le stockage définitif des déchets radioactifs à vie longue était une nécessité, devant faire l'objet d'un consensus international ;
- la protection de l'homme et de l'environnement devait être obtenue par la mise au point d'un conditionnement sûr, et par le choix d'un environnement géologique adapté ;
- il fallait chercher à réduire la quantité de déchets radioactifs à vie longue par kWh produit, cette réduction pouvant se faire soit au niveau du réacteur nucléaire, soit par la mise en œuvre d'un traitement ultérieur.

(1) ANDRA : agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Quelles sont les possibilités de réduire la production de déchets C par kWh ?

Les déchets radioactifs à vie longue comprennent essentiellement les produits issus de la fission de l'uranium et/ou du plutonium, et les actinides (Neptunium, Américium, Plutonium, Curium, etc.).

Concernant les produits de fission, la réduction de la quantité produite par kWh nécessite d'augmenter le rendement du réacteur (actuellement on ne récupère sous forme d'électricité que l'énergie dégagée par une fission sur trois, le reste de l'énergie étant rejeté). A très long terme, il est possible d'envisager des possibilités de réduction après la production des produits de fission. Pour le parc nucléaire actuel, le rendement des réacteurs ne pouvant quasiment pas évoluer, il n'est donc pas possible de diminuer la quantité de produits de fission produits par kWh.

Concernant les actinides, les deux possibilités de réduction sont une augmentation du rendement du réacteur et un traitement post-production.

La première possibilité est exclue avec les réacteurs actuels. La deuxième est envisageable dans le parc actuel dans le cas du plutonium, et éventuellement de façon plus étendue avec le parc nucléaire futur suivant les choix qui seront effectués.

On va donc distinguer dans nos bilans matières :

- les déchets B produits ;
- les déchets C conditionnés sous forme de verres et contenant essentiellement des produits de fission et des actinides mineurs (actinides hors uranium et plutonium) ;
- les combustibles irradiés entreposés, en distinguant les assemblages UOX et les assemblages MOX qui, suivant les scénarios ou les décisions futures, pourront faire l'objet soit d'un post traitement pour récupérer les matières valorisables, uranium et plutonium, soit d'un stockage définitif après conditionnement ;
- les matières nucléaires séparées et potentiellement valorisables (uranium appauvri, uranium de retraitement, etc.).

Certaines installations nucléaires autres que les réacteurs du parc actuel ont produit ou produisent des combustibles irradiés (ou certains radio nucléides) non recyclables, ou dont il n'est pas prévu pour l'instant le retraitement. On abordera la problématique de leur devenir dans le § 5.

3. La méthodologie d'établissement des flux matières

3.1 Difficultés de la méthode

Le bilan annuel en flux matières d'un parc donné repose sur un jeu complexe entre de très nombreux paramètres. Son calcul est assez simple lorsqu'il s'applique à un parc homogène à l'équilibre, c'est-à-dire dont tous les réacteurs et les combustibles sont gérés à l'identique selon un ou deux modèles, et qui n'évolue pas dans le temps.

Mais l'application de cette méthode à des situations plus proches de la réalité, où le parc n'est jamais ni totalement homogène ni totalement à l'équilibre, pose des problèmes méthodologiques difficiles. Ces problèmes sont liés surtout :

- au caractère itératif du processus dès lors que l'on introduit le retraitement - recyclage (le combustible neuf est fabriqué à partir de l'ancien, et permettra de fabriquer le prochain) si bien que les caractéristiques des combustibles d'au moins trois générations sont fortement liées ¹ ;
- à la durée des étapes successives du cycle du combustible, qui obligent à tenir compte à chaque pas des bilans de différentes années ² ;
- à l'imbrication des différents paramètres, par exemple les taux de combustion et les taux de matières fissiles dans le combustible ³.

Lorsqu'on travaille sur des parcs réels ou sur des simulations de parc réels, comme c'est le cas dans cet exercice, et non sur des parcs idéaux ¹, on a d'abord

(1) Puisque les teneurs en matière fissile du combustible neuf, le taux de combustion qu'on peut lui appliquer (l'énergie thermique qu'il peut fournir) et les teneurs du combustible usé sont fortement liés.

(2) Ainsi, si par exemple le combustible irradié est entreposé cinq ans avant son retraitement, puis que le plutonium retraité vieillit encore trois ans, ce sont les quantités de combustible usé extraites des réacteurs l'année N, puis de combustible retraité l'année N + 5, enfin de plutonium recyclé dans du MOX l'année N + 8 qui devront être mises en correspondance. Par ailleurs, le plutonium « vieillit » assez rapidement d'où l'apparition de certaines contraintes sur les caractéristiques du MOX ou les conditions de sa fabrication.

(3) Le taux de combustion, qui décrit l'énergie thermique extraite par unité massique de combustible, est dépendant de la qualité énergétique du combustible neuf, c'est-à-dire de la quantité de matières fissiles (uranium et, éventuellement, plutonium) qu'il contient par unité de masse. Inversement, les quantités et les caractéristiques des matières fissiles présentes dans le combustible usé (donc sa valeur pour le recyclage) dépendent, en plus de sa composition de départ, du taux de combustion qu'on lui a appliqué.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

cherché à valider sur la période 1977-1999 notre méthode en identifiant les paramètres importants. Etant obligés de faire un certain nombre de simplifications, on ne parvient pas par cette méthode à des valeurs rigoureusement exactes, mais à des ordres de grandeur suffisamment précis sur les flux et les stocks.

3.2 Paramètres décrivant le cycle du combustible

La détermination d'un très grand nombre de paramètres, dont beaucoup sont interdépendants, est nécessaire pour caractériser le parc d'installations nucléaires à un instant donné, et plus encore si on le considère sur une longue période. La description du parc dans les différents scénarios doit reposer sur le choix d'un nombre restreint de ces paramètres, suffisant toutefois pour décrire la stratégie du cycle du combustible correspondante. Le choix de ces variables doit également être cohérent avec les éléments retenus pour différencier les différents scénarios.

Les paramètres à considérer concernent :

la production électrique - celle-ci est déterminée par la puissance installée du parc d'une part, et le rendement de ce parc d'autre part, qui lui-même dépend du rendement propre des réacteurs, de leur disponibilité, de leur utilisation. La production électrique et la puissance installée sont liées par le coefficient de production, qui indique le rapport entre la production réalisée et la production maximale possible² ;

les caractéristiques des combustibles - il s'agit essentiellement du type de combustible utilisé, dépendant de sa composition (les matières fissiles qu'il contient) et de sa valeur énergétique (la proportion de matières fissiles par

(1) C'est-à-dire un parc homogène, standardisé, et maintenu à l'équilibre sans évolution.

(2) Le coefficient de production d'un parc nucléaire est, à disponibilité du parc égale, fonction de l'utilisation qui en est faite. Ainsi, le coefficient est le plus élevé lorsque le parc n'est utilisé qu'en base, diminue si il est utilisé pour de la semi-base, et enfin chute si le parc sert également pour couvrir les pointes de consommation. A titre d'exemple, le parc nucléaire français, qui fournit 75 % de la production électrique, fonctionne avec un coefficient de production de 69 % aujourd'hui, alors que des pays comme les Etats-Unis, le Japon ou l'Allemagne, dont le parc est plus diversifié, atteignent un coefficient de production de 80, voire 85 % pour leur parc nucléaire. Typiquement, le coefficient de production du parc nucléaire français devrait augmenter si la part du nucléaire dans l'offre électrique diminue.

rapport aux matières fertiles ou inertes dans le combustible). Par exemple, on utilise aujourd'hui du combustible à l'oxyde d'uranium (UOX) et du combustible mélangeant des oxydes d'uranium et de plutonium (MOX, pour « mixed oxyde »), ce dernier provenant du retraitement de combustible usé¹. Et on peut pour chacune de ces catégories faire varier les propriétés énergétiques, en jouant notamment sur la teneur en isotopes fissiles² de l'uranium et, dans le cas du MOX, du plutonium contenu dans le combustible ;

les caractéristiques des réacteurs - chaque réacteur est décrit par sa puissance et sa filière (actuellement le parc français est constitué par des réacteurs à eau sous pression REP). Pour le parc nucléaire actuel, on raisonnera donc avec un seul modèle de réacteur, REP, mais en faisant varier la durée de vie des réacteurs ;

les durées des différentes étapes - le bilan matières annuel doit tenir compte du rythme du cycle du combustible, qui s'étale sur une durée de l'ordre d'une dizaine d'années. Les durées des étapes du cycle, plus particulièrement dans sa partie aval (temps de refroidissement du combustible usé, temps de vieillissement des matières retraitées) sont notamment importantes du fait de la dégradation progressive, et permanente, de la valeur énergétique des matières fissiles concernées³ ;

les modes de gestion des réacteurs - les réacteurs sont chargés avec un ou plusieurs combustibles, lesquels sont introduits périodiquement dans le cœur par tranches, avec un roulement. Ainsi, les combustibles employés, la part rechargée (en général un tiers ou un quart) et la période entre deux

(1) On peut noter que l'uranium séparé par retraitement des combustibles usés (URT) peut, comme le plutonium, être utilisé pour la fabrication de nouveaux combustibles. A l'heure actuelle, l'URT est utilisé en petites quantités pour produire du combustible UOX. En revanche, EDF exclut pour le moment de fabriquer du MOX en utilisant de l'uranium de retraitement à la place de l'uranium appauvri.

(2) Ainsi, les paramètres les plus importants pour déterminer le potentiel énergétique du combustible sont sa teneur en uranium 235 (l'isotope fissile de l'uranium) et, lorsqu'il en contient, la teneur en isotopes impairs (fissiles) du plutonium – et, dans ce cas, la proportion entre uranium et plutonium dans le combustible. L'uranium peut, par rapport à sa teneur naturelle en uranium 235, être enrichi (on augmente cette teneur) ou appauvri (on la diminue). Le premier est en général utilisé pour le combustible UOX, le second pour le combustible MOX.

(3) Le plutonium, surtout, se dégrade du fait de l'apparition d'américium à partir de l'un de ses isotopes (Pu 241), au point que le plutonium séparé ne peut plus être utilisé sans purification dans du combustible MOX après quelques années de vieillissement, compte tenu des spécifications actuelles des usines de fabrication du MOX.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

rechargements (en général 12 ou 18 mois) décrivent un mode de gestion. Le mode de gestion est étroitement lié au taux de combustion¹ ;

les caractéristiques des usines du cycle du combustible - ces différentes usines, dont certaines sont indispensables dans toutes les options (fabrication du combustible UOX, enrichissement) et d'autres uniquement dans les stratégies de retraitement-recyclage (retraitement, fabrication du combustible MOX), sont définies par un ensemble de caractéristiques diverses. Leur performance, leur capacité de production, leurs rejets d'effluents radioactifs, les caractéristiques des déchets qu'elles génèrent et leur durée de vie figurent parmi les éléments à prendre en compte ;

les capacités d'entreposage et de stockage des matières radioactives - les matières radioactives, et notamment celles qui composent le combustible neuf et le combustible usé, doivent être tout au long du cycle entreposées entre les différentes étapes puis, en sortie de cycle, définitivement stockées. Les sites dédiés à ces deux fonctions jouent un rôle important dans la mise en œuvre du cycle du combustible. Les questions d'entreposage sont cruciales pour la stratégie de retraitement-recyclage, qui multiplie les étapes et augmente les délais du cycle. L'existence de solutions de stockage, avec leurs caractéristiques (en surface, subsurface ou profondeur, réversible ou non, etc.), mises en œuvre pour les différentes catégories de déchets² doit également être intégrée à l'évaluation du bilan.

(1) *Le problème des taux de combustion est en particulier crucial pour les réacteurs « moxés » : ils emploient en effet à la fois du combustible UOX et du combustible MOX, auxquels on ne peut, pour des raisons de sûreté notamment, appliquer pour l'instant le même taux de combustion. La gestion est alors optimisée par une gestion dite hybride, ou les deux combustibles sont rechargés avec la même périodicité mais par tiers de cœur pour l'un et quart de cœur pour l'autre.*

(2) *Le cycle du combustible génère dans toutes ses étapes des déchets, répartis en six catégories : les résidus miniers, matériaux produits en grandes quantités par l'extraction du minerai d'uranium ; les déchets TFA, ou très faiblement radioactifs, qui comprennent essentiellement les très importants volumes de gravats et de ferrailles attendus du démantèlement des installations nucléaires ; les déchets A, de faible et moyenne activité, à vie courte, provenant notamment des matériaux et équipements de protection (gants, etc.) et du traitement des effluents radioactifs liquides et gazeux ; les déchets B, de faible et moyenne activité à vie longue, principalement produits par les opérations de retraitement ; les déchets C, de haute activité, à vie courte ou longue, qui désignent les déchets vitrifiés contenant les produits de fission et d'activation extraits des combustibles irradiés au cours du retraitement ; les combustibles irradiés non retraités et définitivement stockés.*

Parmi ces paramètres, ceux qui servent de variables principales pour la description des évolutions du parc et l'évaluation de son bilan matières sont :

- **la production électrique**, qui dimensionne le parc en fonction des scénarios de référence sur l'offre et la demande, et le coefficient de production qui détermine la puissance installée nécessaire à cette production ;
- **la part de combustible MOX sur l'ensemble du parc**, c'est-à-dire le niveau de recyclage, qui détermine le niveau de retraitement et l'ensemble des flux de l'aval du cycle ¹ ;
- **les taux de combustion**, qui permettent de déduire de la production électrique les quantités de combustible nécessaires, et déterminent indirectement la composition des combustibles et le mode de gestion des réacteurs.

3.3 Valeurs calculées

Une fois ces principaux paramètres définis, dans le cadre des scénarios choisis, on peut déterminer la valeur des autres paramètres secondaires définis ci-dessous :

- soit par un calcul direct lorsque les paramètres sont liés (par exemple les quantités à retraiter compte tenu de la part du parc fonctionnant au combustible MOX) ;
- soit en tenant compte des caractéristiques d'installations de référence (par exemple le rendement des réacteurs, ou le taux de rebut d'une usine de fabrication de MOX) ;
- soit en obtenant l'information par interrogation directe des exploitants (par exemple les modes de gestion prévus par EDF dans ses réacteurs pour différents taux de combustion) ;
- soit lorsqu'aucun des trois moyens précédents n'est utilisable, en émettant une hypothèse cohérente avec les autres paramètres et avec les connaissances théoriques disponibles (par exemple les caractéristiques d'installations d'entreposage de longue durée pour les combustibles irradiés).

(1) *Le volume de MOX suffit à décrire la répartition du parc pour calculer les flux dans des scénarios d'évolution à technologie constante.*

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Lorsque tous les paramètres requis sont connus, on peut procéder au calcul des flux annuels et des stocks dans différents scénarios d'évolution du parc.

Flux de matières :

- flux entrants : uranium naturel utilisé pour la fabrication de combustible ;
- flux internes : UTS (unités de travail de séparation) ;
matières liées au cycle du combustible (combustibles neufs, combustibles usés, uranium et plutonium séparés après retraitement) en cours d'utilisation ou mis en entreposage, passant d'une étape à une autre ;
- flux sortants : déchets de toutes catégories (résidus miniers, déchets TFA, A, B, C, et combustibles usés placés en stockage définitif), rejets d'effluents liquides et gazeux.

Autres éléments quantitatifs :

- énergie produite ;
- capacité de production (programmation des arrêts des réacteurs) ;
- installations du cycle (mises en service et arrêts d'usines du cycle, voire de sites de stockage).

Les résultats sont présentés sous forme de tableaux pour chaque scénario.

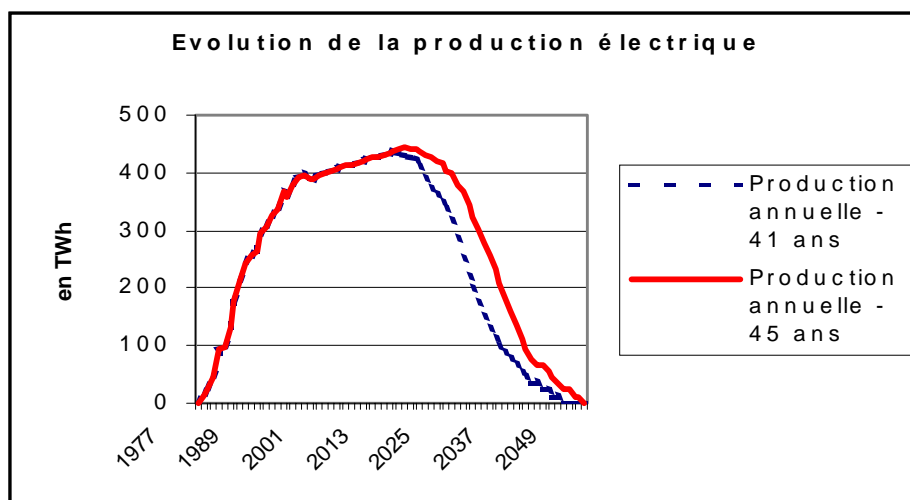
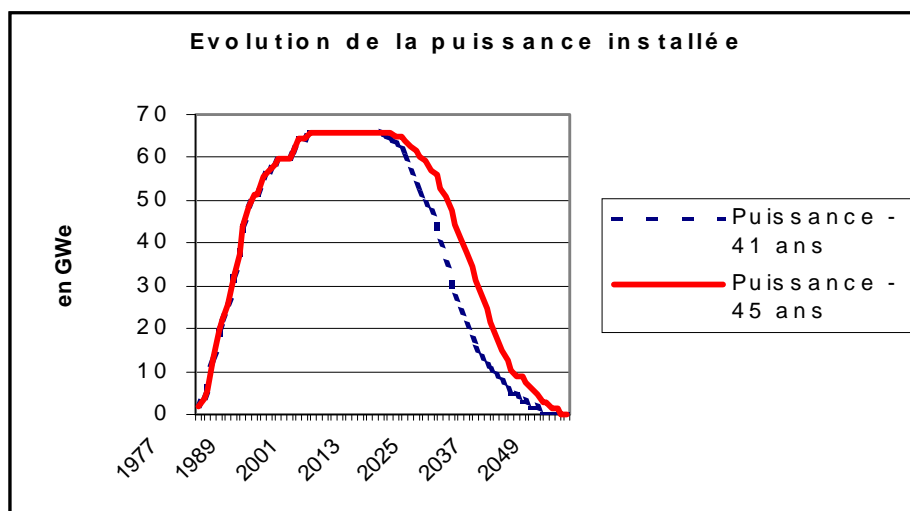
4. Hypothèses

On a donc effectué 6 bilans matières détaillés suivant la durée de vie et la politique de retraitement-recyclage retenue.

	Arrêt retraitement en 2010	20 tranches moxées	28 tranches moxées
41 ans de durée de vie moyenne	S1	S2	S3
45 ans de durée de vie moyenne	S4	S5	S6

4.1 Hypothèse sur la durée de vie des réacteurs du parc actuel

On a retenu les deux chronologies d'arrêts suivantes :



L'écart entre les deux courbes de puissance est faible, mais les conséquences sur la production électrique ainsi que sur le calendrier des besoins en nouveaux moyens de production sont relativement importantes. En cumulé, la production

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

électrique atteindrait 18,1 PWh¹ dans le cas d'une durée de vie moyenne de 41 ans et 20,2 PWh dans le cas d'une durée de vie moyenne de 45 ans.

Remarques

On a tenu compte d'un vieillissement différencié des réacteurs en supposant la distribution suivante des arrêts en fonction de la durée de vie depuis le couplage² des réacteurs.

	35 ans	40 ans	45 ans	50 ans
41 ans moyenne	15 %	50 %	35 %	0 %
45 ans moyenne	5 %	20 %	45 %	30 %

Les arrêts de réacteurs ne pouvant être réalisés que par tranche de 900, 1 300 ou 1 450 MWe, on a ensuite effectué un lissage des arrêts par rapport à la modélisation de la répartition des arrêts mentionnée ci-dessus.

4.2 Hypothèses sur les performances du parc nucléaire

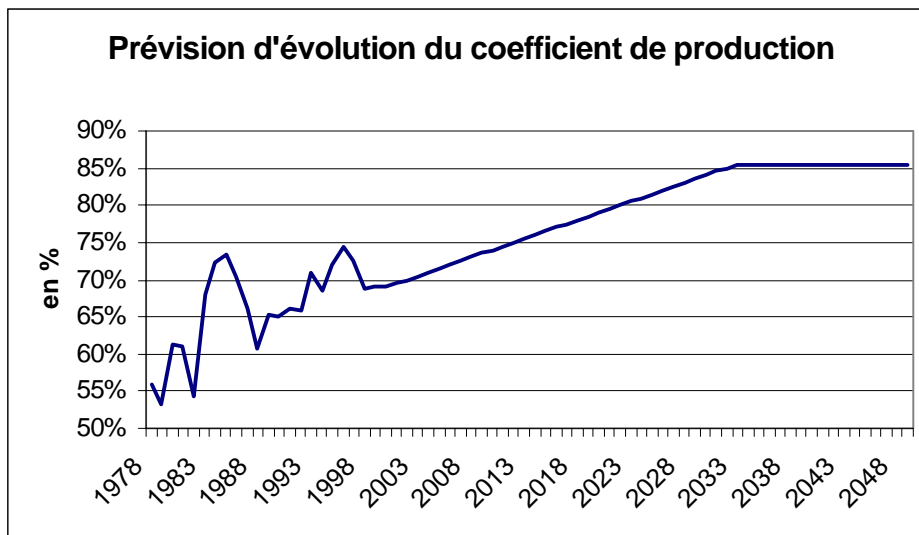
Les performances annuelles d'un parc nucléaire peuvent s'apprécier de façon synthétique par le « *coefficient de production* » qui représente le rapport de l'énergie réellement produite sur l'énergie qui aurait été produite par l'ensemble du parc nucléaire s'il avait fonctionné en permanence à pleine puissance.

Par rapport aux autres compagnies électriques, le parc nucléaire actuel d'EDF souffre d'un handicap lié à une surcapacité, qui conduit à un non fonctionnement en base de ses réacteurs nucléaires. C'est à dire que les réacteurs sont opérationnels mais la puissance produite est inférieure à la puissance nominale.

Pour le futur, on a pris une hypothèse de résorption progressive de la surcapacité du fait de la croissance de la demande et du retrait progressif des premiers réacteurs nucléaires actuels, entraînant une augmentation du coefficient de production jusqu'à une valeur maximale de 85,5 %.

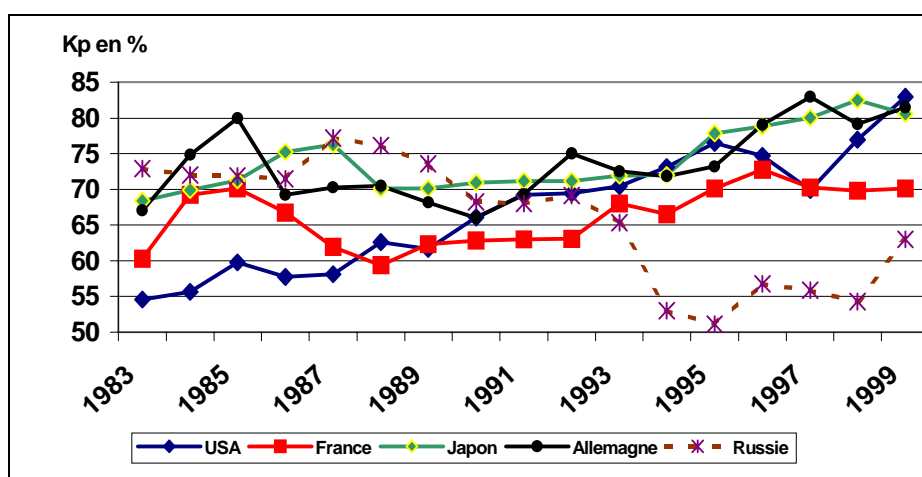
(1) 1 PWh : 10⁺¹² kWh.

(2) Trois étapes principales rythment le démarrage d'un réacteur nucléaire : divergence, réalisation de la première réaction nucléaire ; couplage, production du premier kWh envoyé sur le réseau électrique ; mise en service industriel (MSI), étape réglementaire marquant la fin de la période de construction et des essais.



Remarquons que certains parcs nucléaires ont déjà des coefficients de production dépassant la valeur de 85 %. A titre d'exemple, le graphique ci-dessous retrace l'évolution des coefficients de production des parcs nucléaires des principaux pays.

Evolution des performances de production des principaux parcs 1983 – 1999



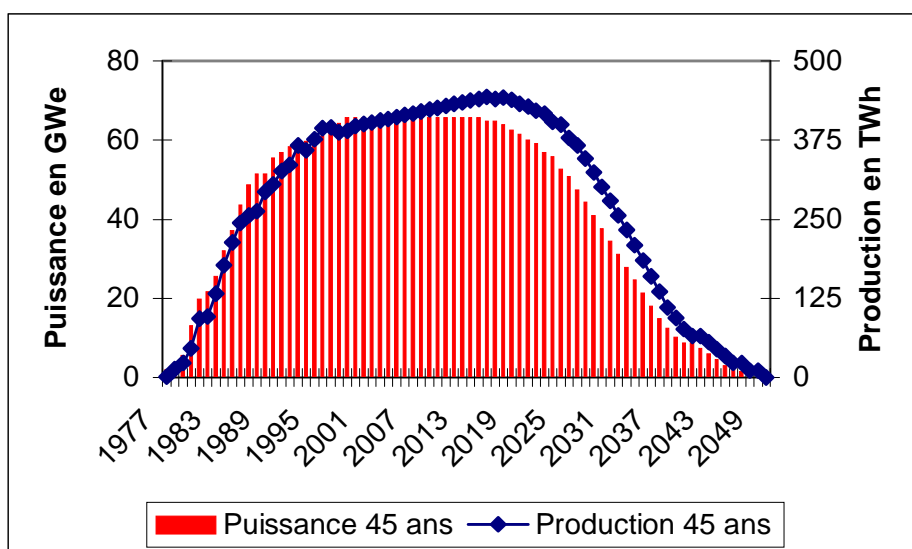
Référence : Elecnuc

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Si le parc nucléaire français avait suivi la même progression depuis 1997 que le parc nucléaire américain, la production nucléaire aurait dépassé 450 TWh au lieu de 375 TWh en 1999.

Il faut donc noter que les décisions quant au parc nucléaire futur pourront avoir des conséquences sur l'évolution du coefficient de production du parc nucléaire actuel en cas d'anticipation du besoin ou de mauvaise programmation.

Le graphique ci-dessous permet de comparer dans le cas d'une durée de vie moyenne de 41 ans l'évolution de la puissance installée et de la production électrique annuelle compte tenu de nos hypothèses.



La période 2000-2020 correspond à une augmentation de la production annuelle alors que la puissance nucléaire installée diminue, d'où une amélioration automatique des performances d'exploitation. Cette amélioration peut être accélérée en cas de croissance rapide de la demande dans l'Union européenne (demande française + exportations) ou ralentie en cas de croissance faible.

4.3 Hypothèses sur les performances des combustibles nucléaires

Les performances d'un combustible nucléaire peuvent s'apprécier à travers l'indicateur du taux de combustion, qui représente l'énergie extraite par tonne

de combustible nucléaire (l'unité couramment utilisée est le GWj/t, 1 GWj/t ↔ 86,4 GJ/kg ou 24 000 kWh/kg)

Le taux de combustion des assemblages UOX pour les REP s'est constamment amélioré en passant de 33 GWj/t à 52 GWj/t, valeur maximale autorisée par les autorités de sûreté actuellement. Toutefois, à partir des informations fournies par les industriels, comme des informations issues des conditions d'exploitation actuelles de réacteurs similaires à l'étranger, nous avons retenu l'hypothèse d'une augmentation progressive du taux de combustion jusqu'à 55-60 GWj/t, valeur moyenne. Cette augmentation du taux de combustion permet de mieux utiliser l'uranium en raison de l'accroissement de l'énergie produite par la fission du plutonium fabriqué simultanément in situ par irradiation de l'uranium 238.

En terme de bilan matières, cette augmentation a une incidence sur un grand nombre de postes, excepté sur le poste produits de fission (cf. remarque § 2.2) et partiellement sur les déchets C (produits de fission, actinides mineurs), la quantité d'actinides mineurs s'accroissant avec le taux de combustion.

Pour les assemblages MOX, on a retenu une hypothèse de croissance plus faible, le taux de combustion passant de 36-37 GWj/t à 49 GWj/t.

4.4 Hypothèses sur le recyclage de l'uranium de retraitement et du plutonium

Uranium de retraitement

Pour des raisons de simplification, nous n'avons pas tenu compte du recyclage de l'uranium de retraitement, qui actuellement ne porte que sur un peu moins de 400 tonnes par an. Celui-ci permet de fabriquer après enrichissement deux recharges par an (37 tonnes) et d'économiser environ 5 % des besoins en uranium naturel. EDF prévoit à court terme de restreindre le recyclage de l'uranium de retraitement à un seul réacteur, soit le recyclage de 200 tonnes par an environ.

On supposera donc que l'uranium de retraitement est entreposé, jusqu'au moment où les conditions économiques (et techniques) permettront son recyclage.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Plutonium

Au-delà de la définition des trois scénarios (arrêt du retraitement-recyclage en 2010, 20 tranches moxées, 28 tranches moxées) on a supposé, quelle que soit la date d'arrêt du retraitement-recyclage dans les réacteurs actuels, que le stock de plutonium séparé était ramené à une valeur nulle. Ceci conduit à un décalage moyen de 3 ans entre l'arrêt du retraitement et l'arrêt du moxage, compte tenu de notre choix de découpler complètement le parc nucléaire actuel du parc futur.

On a supposé par ailleurs un délai de 8 ans entre le déchargement d'un combustible irradié et son retraitement, et un délai de 3 ans entre le retraitement et le chargement du combustible MOX fabriqué à partir de ce plutonium.

4.5 Hypothèses sur la procédure d'arrêt des réacteurs

Nous n'avons pas tenu compte qu'au moment de l'arrêt d'un réacteur, celui-ci contient des combustibles avec des taux de combustion différents. Pour être rigoureux il aurait fallu prévoir, avant chaque arrêt le chargement progressif de combustibles avec des taux d'enrichissement différents afin de ne pas « gaspiller » de la matière fissile. On fait ainsi une erreur de 3 300 tonnes sur le bilan des tonnes d'UOX entreposées. Par contre, ceci n'a quasiment pas d'incidence sur le stock de plutonium.

Par ailleurs, EDF étudie actuellement une solution alternative permettant, en cas d'arrêt décalé de deux réacteurs sur un même site, de transférer les combustibles insuffisamment irradiés d'un réacteur à l'autre, ce qui éviterait cette surproduction de combustibles irradiés.

Pour les tranches moxées, on a retenu comme hypothèse la possibilité d'arrêt rapide du moxage des tranches avant l'arrêt définitif de production. On a considéré qu'on ne pouvait pas conserver un outil industriel (retraitement + recyclage) complet dès que les besoins annuels en retraitement étaient inférieurs à 500 tonnes et/ou les besoins annuels en fabrication de combustibles MOX inférieurs à 50 tonnes. Cette hypothèse pourrait être remise en cause suivant les choix susceptibles d'être faits pour le parc futur.

4.6 Hypothèses sur le démantèlement des installations nucléaires

Deux méthodes sont généralement considérées dans le cas du démantèlement des installations nucléaires : soit un démantèlement immédiat ; soit un

démantèlement partiel suivi d'une période d'attente, avant le démantèlement final.

Pour les installations nucléaires du cycle du combustible, compte tenu de la présence d'éléments radioactifs à vie longue, la deuxième méthode n'apporte aucun gain ni d'un point de vue financier, ni d'un point de vue irradiation des personnes chargées du démantèlement. On a donc retenu comme hypothèse un démantèlement immédiat (nécessitant pour certaines installations une quinzaine d'années).

Pour les réacteurs nucléaires, compte tenu de la présence d'éléments radioactifs à vie courte, la deuxième méthode permet de diminuer l'irradiation du personnel chargé du démantèlement et, de façon importante, le volume des déchets à stocker en décharge spécifique. On a donc retenu un démantèlement en deux étapes comme solution de référence, avec en option un démantèlement rapide en une étape

5. Résultats

5.1 Résultats concernant l'amont du cycle

Besoins cumulés d'uranium naturel

En k tonnes		2000	2020	2050
41ans	S1	155	333	415
	S2	155	328	407
	S3	155	322	398
45 ans	S4	155	337	460
	S5	155	330	447
	S6	155	325	437

Les besoins en uranium naturel pour la période 2000-2050 représentent 7 à 8 années de la production annuelle mondiale actuelle, ou 5 années de la consommation annuelle mondiale.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Besoins cumulés d'UTS (enrichissement)

En MUTS		2000	2020	2030	2050
41ans	S1	104	236	282	297
	S2	104	231	276	290
	S3	104	227	269	284
45 ans	S4	104	238	298	330
	S5	104	233	289	321
	S6	104	229	282	313

La période 2020-2030 correspond à l'époque où l'usine actuelle d'enrichissement Eurodif devrait s'arrêter, Eurodif ayant été mise en service de 1978 à 1982.

En cas d'arrêt d'Eurodif vers 2030, on peut constater que les besoins d'UTS pour la période 2030-2050 pour le parc nucléaire actuel sont compris entre 15 et 32 MUTS soit à peine la production de 2 à 3 années d'Eurodif.

En cas d'arrêt d'Eurodif vers 2020, on peut constater que les besoins pour la période 2020-2050 pour le parc nucléaire actuel sont compris entre 57 et 92 MUTS, soit la production de 6 à 9 années d'Eurodif.

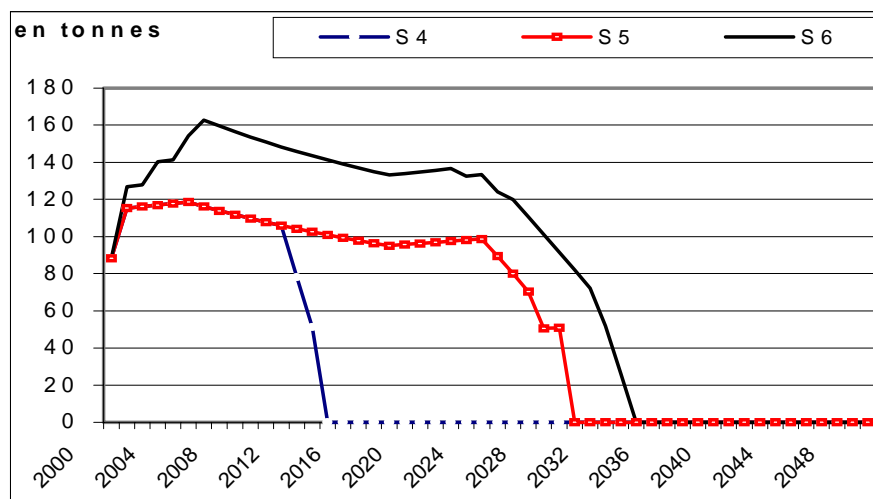
Le dimensionnement de l'usine devant remplacer Eurodif dépendra :

- de la taille du parc nucléaire futur ;
- de la concurrence ;
- des besoins restant à couvrir pour le parc nucléaire actuel.

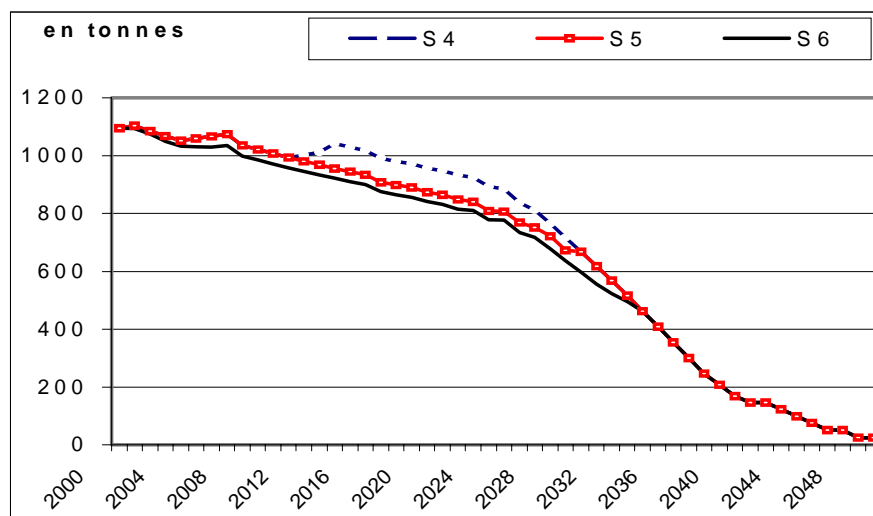
Besoins annuels en fabrication de combustibles UOX et MOX

Le graphique ci-après résume l'évolution des besoins annuels de combustibles UOX et MOX dans le cas d'une durée de vie moyenne du parc actuel de 45 ans.

Besoins annuels en fabrication de MOX



Besoins annuels en fabrication d'UOX



Pour les assemblages UOX, les besoins annuels restent supérieurs à 800 tonnes jusque vers 2025. Sous réserve d'un bon vieillissement des usines actuelles de FBFC¹ (Romans, Dessel), leur remplacement n'est pas à prévoir jusqu'à cette date.

(1) FBFC appartient à COGEMA et FRAMATOME.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

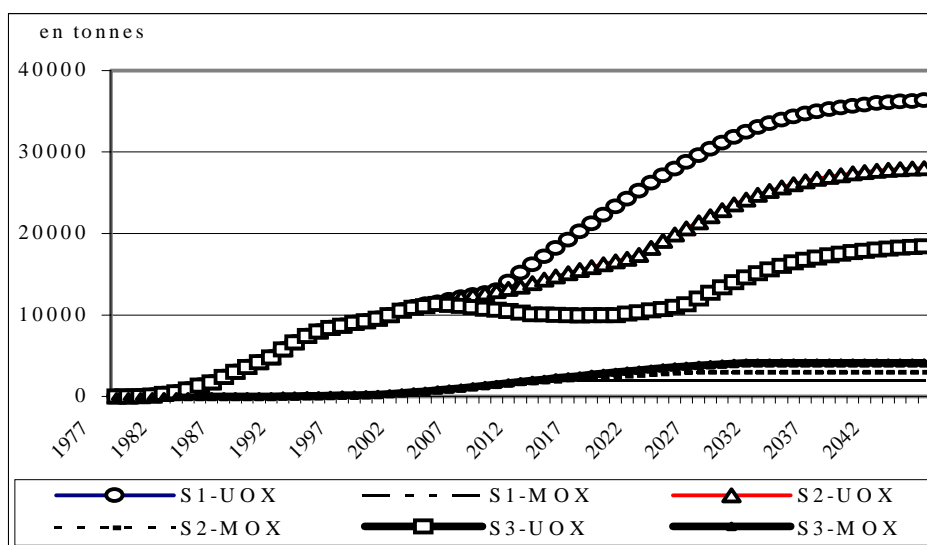
Pour les assemblages MOX, l'usine de MELOX est suffisante, excepté dans le cas du scénario S6 – 28 tranches moxées – pour lequel une augmentation de la capacité de l'usine MELOX sera nécessaire. Les scénarios S1 et S4 – arrêt du retraitement en 2010 – entraîneront probablement une fermeture anticipée de l'usine MELOX après 2010.

5.2 Résultats concernant l'aval du cycle

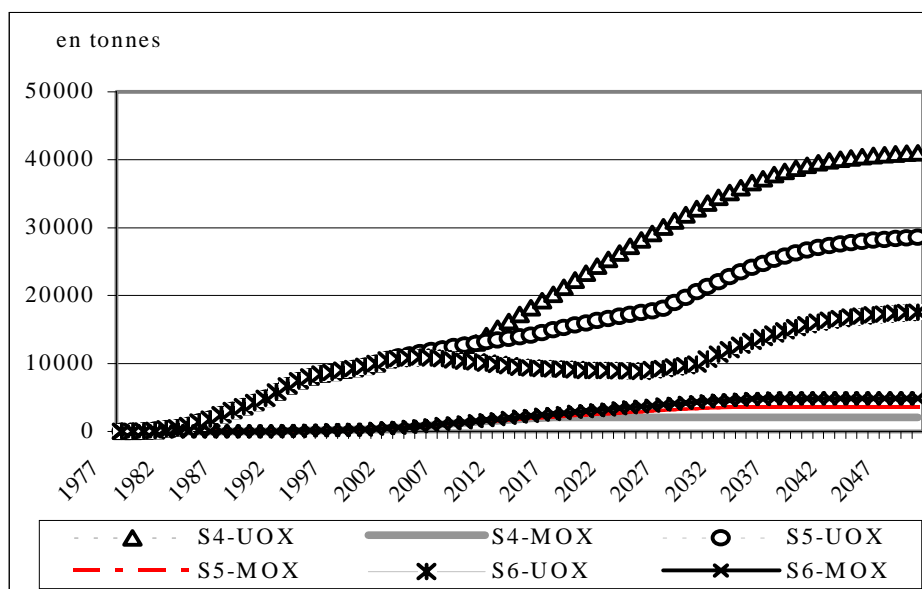
Besoins en entreposage de combustibles irradiés

Le graphique ci-dessous représente l'évolution des stocks d'UOX et de MOX entreposés.

41 ans – Evolution des stocks d'UOX et de MOX



45 ans – Evolution des stocks d'UOX et de MOX



Sur les courbes des stocks d'UOX, les ruptures de pentes correspondent aux modifications des quantités retraitées, la première rupture en 1994 correspondant à la mise en service d'UP2-800 et à l'augmentation significative des quantités retraitées.

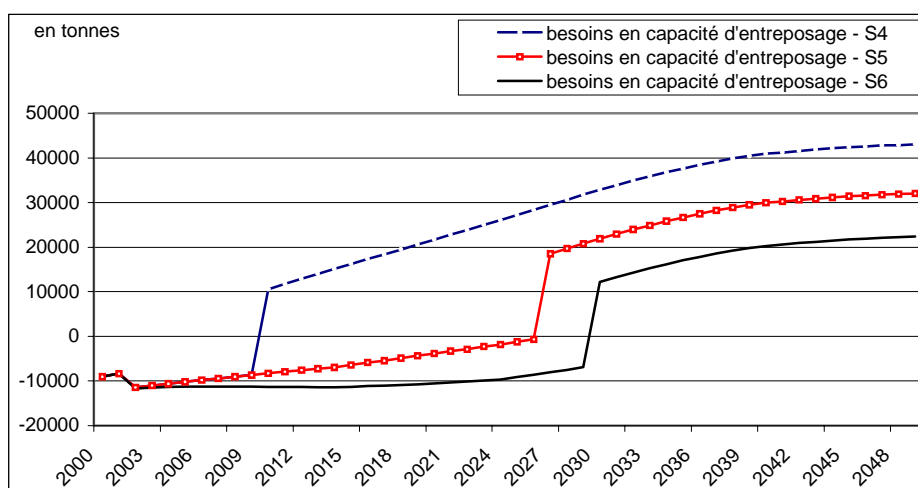
Pour déterminer les besoins en capacité d'entreposage, on a supposé, conformément aux autorisations actuelles, que :

- au moment de l'arrêt définitif de production d'un réacteur, la capacité d'entreposage associée disparaissait (l'équivalent de 2 cœurs par réacteur) l'année de l'arrêt, même si en pratique l'évacuation de la totalité des combustibles irradiés entreposés nécessitera probablement 2 à 3 années ;
- au moment de l'arrêt des usines de retraitement, la capacité d'entreposage associée disparaissait puisque la destination de ces installations est le retraitement et non l'entreposage. Cependant, il est probable que les durées de vie des piscines d'entreposage soient telles que leur prolongement soit possible à condition d'obtenir toutes les autorisations nécessaires.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Le graphique ci-après résume les besoins minimaux en capacité d'entreposage pour les 3 scénarios dans le cas d'une durée de vie de 45 ans : une valeur positive correspond à un besoin de capacité d'entreposage ; les capacités d'entreposage de tous les réacteurs sont supposées être utilisées au maximum, ce qui n'est pas compatible avec des conditions normales d'exploitation. On a par ailleurs, supposé acquis l'augmentation des capacités d'entreposage sur le site de La Hague. Celle-ci fait l'objet d'une demande (enquête publique de février-mars 2000).

Evolution des besoins en capacité d'entreposage



Remarque

Il s'agit des besoins minimaux. En pratique, il est nécessaire de disposer de capacités d'entreposage plus importantes pour tenir compte :

- qu'en exploitation normale, les piscines des réacteurs contiennent, d'une part, des combustibles en attente d'expédition vers La Hague après une période minimale de refroidissement ¹, d'autre part divers objets ², dont la

(1) Cette période de refroidissement dépend du taux de combustion et de la nature de l'assemblage UOX et MOX. L'augmentation du taux de combustion des UOX et à terme des MOX entraînera un allongement du temps de séjour des combustibles dans les réacteurs mais une quantité annuelle nécessaire de combustible plus faible.

(2) Grappes de contrôle usées, squelettes d'assemblages, étuis contenant divers objets, etc.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

plupart seront évacués sous forme de déchets B. Le tableau ci dessous, qui a été établi à partir de l'inventaire 1999 publié par l'ANDRA ¹, donne une synthèse des objets (hors combustibles nucléaires) présents dans les piscines des réacteurs nucléaires au 31/12/1998 ;

	Etuis	Squelette	Grappes	Divers	Total	En % de la capacité ²
900 MWe	592	28	1 537	64	2 221	20 %
1 300 MWe	308	11	731	120	1 170	15 %

- qu'on ne peut être à l'abri d'un blocage des expéditions des combustibles irradiés des réacteurs vers La Hague (ou toute autre installation d'entreposage) ;
- et que, suivant la façon dont on arrête les réacteurs, ceci pourrait générer 3 000 tonnes de combustibles de plus (voir § 3).

S'il est possible de conserver les piscines d'entreposage de La Hague indépendamment du reste de l'usine, les besoins de nouvelles capacités d'entreposage sont à diminuer de 18 000 tonnes. Le tableau ci-dessous résume les nouveaux besoins en capacité d'entreposage suivant le maintien ou non des piscines d'entreposage de La Hague (on a considéré que les installations d'entreposage à construire seront modulaires d'une capacité unitaire de 5 000 tonnes).

Période	S4		S5		S6	
	avec LH	sans LH	avec LH	sans LH	avec LH	sans LH
2000-2010	0	10 000		0		
2010-2020	10 000	15 000	5 000	10 000		5 000
2020-2030	10 000	10 000	5 000	15 000		10 000
2030-2050	10 000	10 000	10 000	10 000	10 000	10 000
Total en tonnes	30 000	45 000	20 000	35 000	10 000	25 000
Total en modules	6	9	4	7	2	5

(1) Etat et localisation des déchets radioactifs en France – ANDRA, 1999.

(2) On a supposé que chaque objet occupait un emplacement, et que chaque réacteur avait une capacité de stockage équivalente à 2 cœurs (plus une capacité équivalente à 1 cœur laissée vacante pour raisons de sûreté).

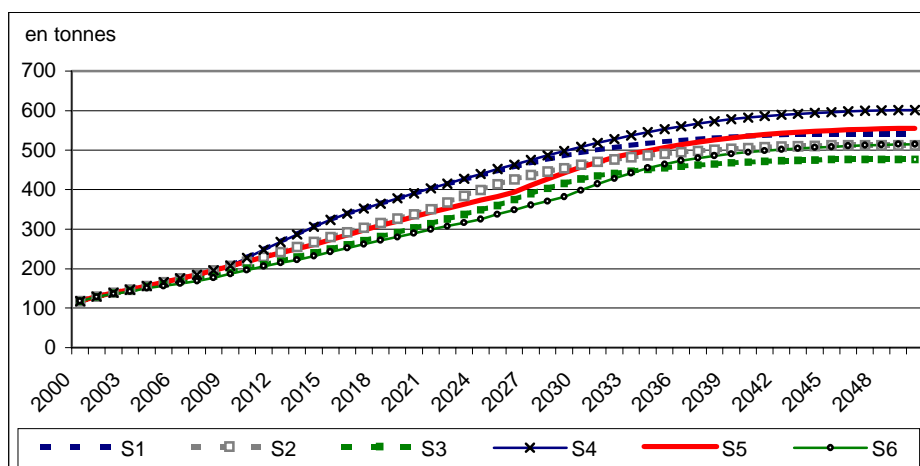
- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Dans le cas d'une durée de vie moyenne de 41 ans, il faut construire un module de moins quel que soit le scénario, mais le calendrier des mises en service sera plus resserré.

Inventaire plutonium

Le graphique ci-dessous donne l'évolution du stock de plutonium contenu dans les combustibles irradiés entreposés suivant les 6 scénarios. Pour simplifier, nous n'avons pas tenu compte de la désintégration du plutonium 241 en américium 241, il s'agit donc de stock plutonium + américium.

**Evolution du stock de Pu + Am
dans les combustibles entreposés**



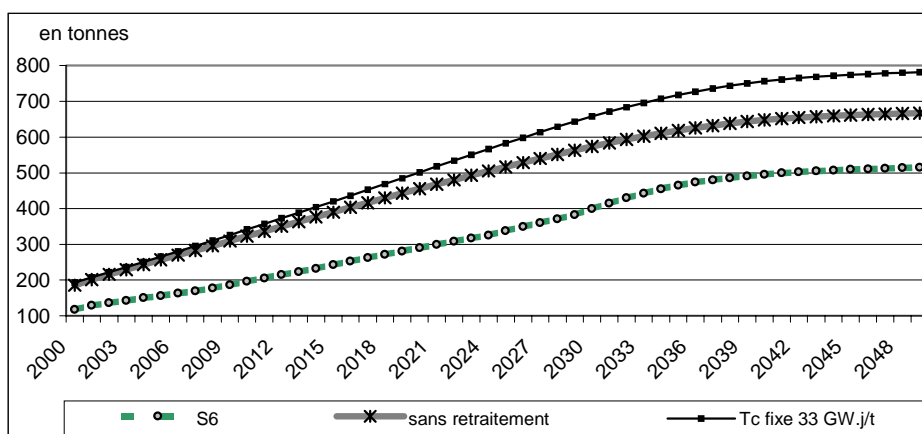
Les écarts entre les différents scénarios sont faibles : 66 tonnes entre S1 et S3, 88 tonnes entre S4 et S6.

Par ailleurs, on a simulé ce qu'aurait été l'évolution du stock de plutonium dans deux cas :

- choix de l'option de non retraitement dès le début du parc actuel ;
- choix de l'option de non retraitement dès le début du parc actuel avec un taux de combustion maximal de 33 GWj/t (au lieu d'une progression jusqu'à 57 GWj/t).

Le graphique ci-dessous donne, dans le cas d'une durée de vie moyenne de 45 ans, l'évolution simulée des stocks de plutonium en les comparant à la courbe du scénario S6.

45 ans – stock de Pu + Am - Influences du taux de combustion et du retraitement-recyclage



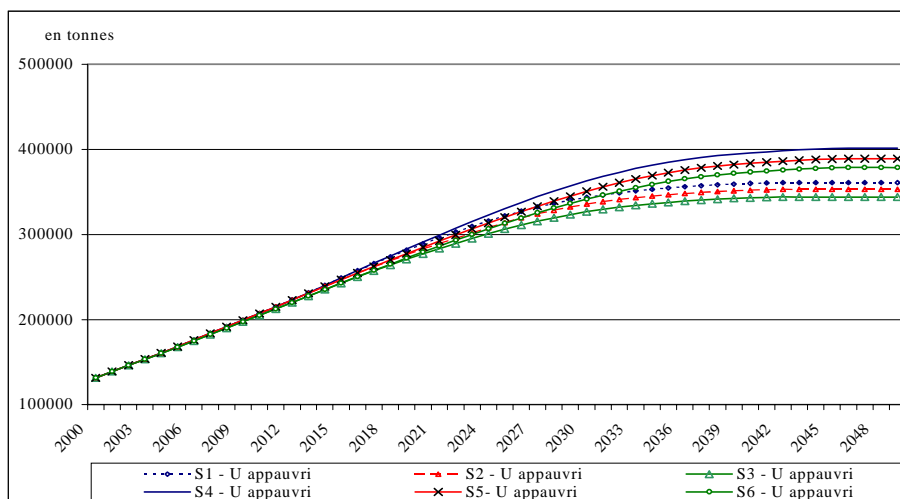
L'augmentation du taux de combustion permet de « gagner » 15 % sur le stock de plutonium, et suivant le niveau de retraitement-recyclage, on peut « gagner » de 8 à 19 % de plus, soit au total un gain allant de 23 % (S4) à 34 % (S6) sur le stock de plutonium.

Besoins en entreposage d'autres matières recyclables

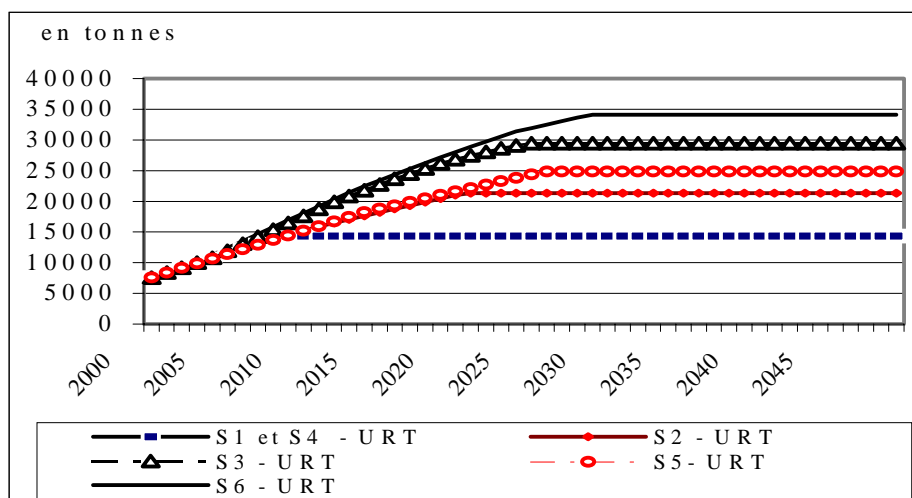
Les autres matières potentiellement recyclables sont essentiellement l'uranium appauvri issu des opérations d'enrichissement (et non recyclé dans le MOX) et l'uranium issu des opérations de retraitement et non réutilisé. On suppose que cet uranium est entreposé sous forme d' U_3O_8 .

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Evolution du stock d'uranium appauvri



Evolution du stock d'uranium de retraitement



Concernant le stock d'uranium appauvri, les écarts entre les scénarios sont faibles. Il s'élève dans chacun d'entre eux à 370 ktonnes \pm 30 ktonnes. A très long terme, ce stock d'uranium appauvri pourrait être utilisé dans des réacteurs à neutrons rapides (un RNR de 1 GWe consomme 1 tonne nette d'uranium appauvri par an). En dehors des problèmes d'entreposage (site, tenue des conteneurs de stockage), cet uranium appauvri peut être assimilé à une réserve non conventionnelle d'énergie fissile.

Concernant le stock d'uranium issu du retraitement, il pourrait varier à l'issue du parc actuel entre 14 et 34 ktonnes suivant les scénarios. Comme on l'avait indiqué, nous n'avons pas tenu compte du recyclage de cet uranium de retraitement mis en œuvre actuellement, à échelle modeste. On estime que le recyclage dans un réacteur de 900 MWe pendant 40 ans permettrait d'utiliser 8 ktonnes environ. Actuellement, l'uranium appauvri et l'uranium de retraitement sont stockés sous forme U_3O_8 dans des conteneurs sur le site de Pierrelatte. Compte tenu de la croissance prévisible, il sera nécessaire de créer une installation dédiée.

Une dernière catégorie de matières nucléaires recyclables concerne les rebuts issus de la fabrication du MOX. Les usines MOX possèdent un atelier de recyclage interne des pastilles de combustibles MOX ne répondant pas aux spécifications. Dans le cas de l'usine MELOX, compte tenu d'un certain nombre de difficultés lors de son démarrage, une quantité importante de rebuts MOX a été générée, dont une partie a pu être recyclée dans l'usine. Mais, compte tenu du vieillissement du plutonium (transformation du plutonium 241 en américium 241), une partie de ces rebuts dépassait la teneur maximale autorisée en américium. Ces rebuts ont été conditionnés sous forme d'assemblages MOX et envoyés à l'usine de La Hague. Les quantités concernées sont de l'ordre de 50 tonnes, contenant approximativement 2,5 tonnes de plutonium. On a supposé que ces rebuts seront recyclés avant la fermeture des usines de La Hague.

Besoins en retraitement - recyclage

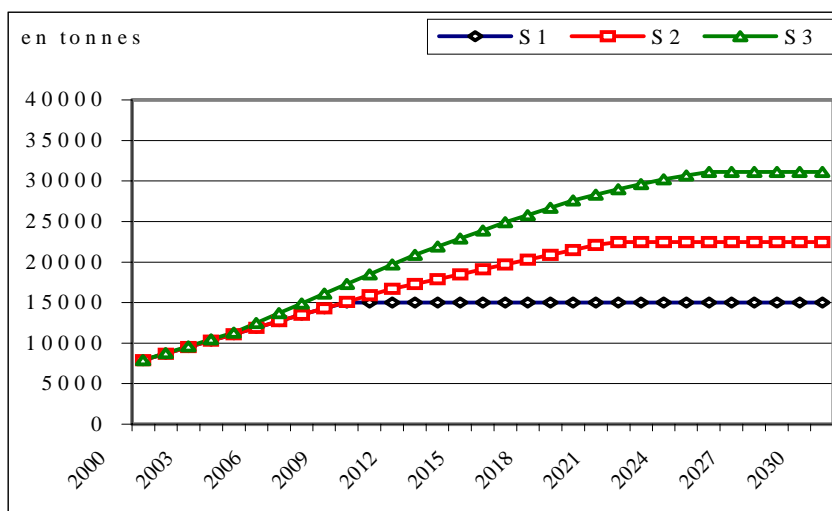
Rappel important : on considère que le volume retraité dépend directement de la possibilité de recycler le plutonium sous forme de combustible MOX et que le stock de plutonium séparé sera totalement utilisé avant l'arrêt du recyclage.

Les deux scénarios relatifs à un arrêt du retraitement-recyclage en 2010 (S1 et S4) conduisent à des quantités retraitées identiques.

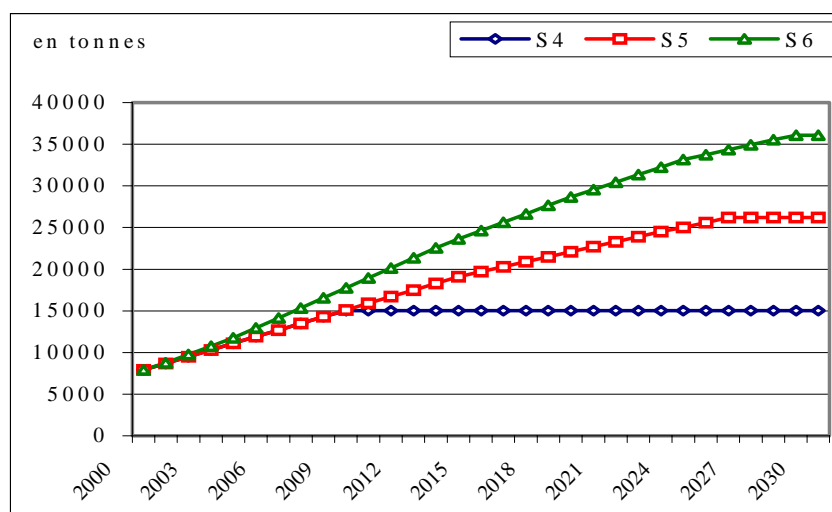
Pour les autres scénarios, l'allongement de la durée de vie des centrales moxées entraîne un accroissement des quantités d'UOX retraitées, respectivement de 4 000 à 5 000 tonnes pour 20 réacteurs et 28 réacteurs moxés.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

41 ans de durée de vie – cumul des tonnes d'UOX retraitées

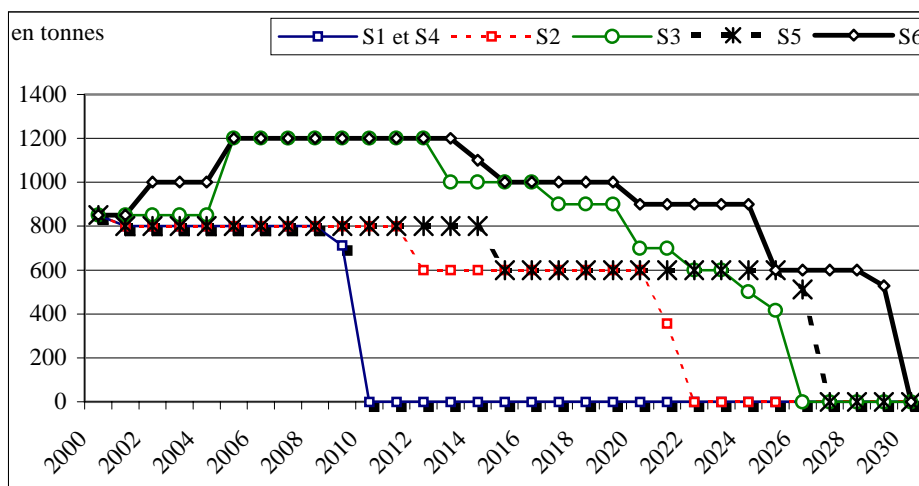


45 ans de durée de vie – cumul des tonnes d'UOX retraitées



Les besoins en capacité annuelle de retraitement évolueraient ainsi :

Besoins annuels en capacités de retraitement



Pour les besoins du parc nucléaire actuel, les différents scénarios conduiraient aux dates d'arrêt suivantes pour le retraitement : 2010 pour S1 et S4, 2022 pour S2, 2026 pour S3, 2027 pour S5, 2030 pour S6.

Remarque

Le site de La Hague comprend deux usines de retraitement d'une capacité maximale unitaire de 1 000 tonnes par an, la capacité du site ne pouvant dépasser 1 700 tonnes par an (sous réserve d'une issue positive de la procédure actuellement en cours à La Hague). Compte tenu du poids des charges fixes dans une usine de retraitement, et sans préjuger du volume du retraitement lié à des contrats de compagnies électriques étrangères, on peut donc faire les hypothèses suivantes sur l'utilisation du site pour les prochaines décennies.

Scénarios 1 et 4

- réduction probable de la capacité de retraitement à 1 000 tonnes par an puis arrêt définitif de la production vers 2010.

Scénarios 2 et 5

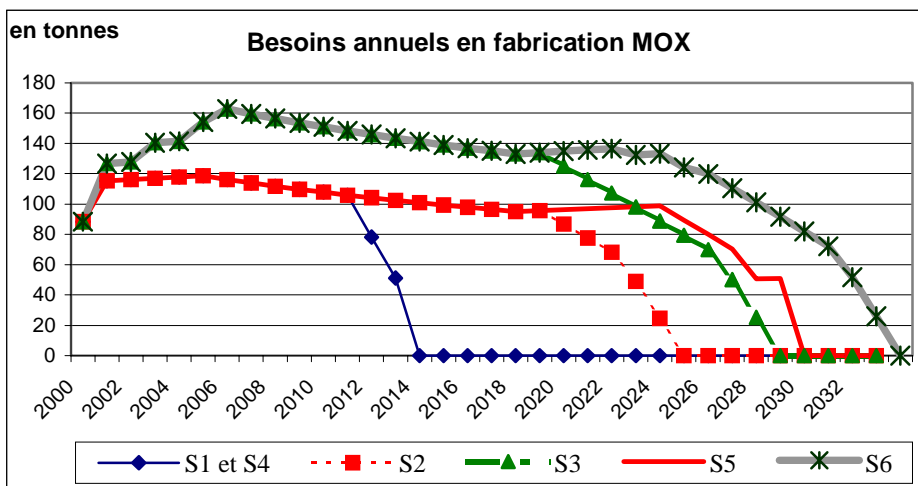
- réduction probable de la capacité de retraitement à 1 000 tonnes par an puis arrêt définitif de la production au-delà de 2020.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Scénarios 3 et 6

- maintien de la capacité actuelle jusque vers 2015, puis réduction à 1 000 tonnes par an et enfin arrêt au-delà de 2025.

Le plutonium extrait lors des opérations de retraitement est intégralement recyclé sous forme de combustible MOX. La figure ci-dessous représente l'évolution des besoins annuels de MOX. Elle est proche de celle des besoins annuels en capacités de retraitement avec un décalage provenant, d'une part, du temps s'écoulant entre le retraitement et le recyclage, d'autre part, du souci d'épuiser le stock de Pu séparé avant l'arrêt du recyclage.



Ceci conduirait à un arrêt de la fabrication de combustibles MOX pour les besoins du parc nucléaire actuel aux dates suivantes : S1 et S4 en 2013, S2 en 2024, S3 en 2028, S5 en 2029 et S6 en 2031. En supposant la fermeture d'ici 2005 de l'usine de fabrication de combustibles MOX, CFCa à Cadarache, d'une capacité de 35 tonnes par an, il sera nécessaire d'augmenter la capacité de fabrication en combustibles MOX pour les REP en France pour les scénarios S3 et S6.

5.3 Résultats concernant la fin du cycle

Besoins en capacité de stockage des déchets TFA

Les déchets TFA seront essentiellement produits lors des opérations de démantèlement des réacteurs nucléaires et des usines du cycle du combustible associées. Par ailleurs, certaines opérations de jouvence réalisées dans les réacteurs nucléaires pourraient générer des déchets TFA.

Le tableau ci-dessous donne l'inventaire¹ des déchets TFA issus ou susceptibles d'être issus des installations d'EDF. Il a été réalisé en 1995 et concerne les 58 réacteurs du parc actuel et 5 réacteurs UNGG². Cet inventaire est susceptible d'évoluer en fonction de la réglementation ou des décisions quant au calendrier de démantèlement des réacteurs.

En tonnes	Gravats	Métal	Autres	Total
Exploitation et maintenance	5 500	500	20 000	26 000
Démantèlement niveau 2	120 000	380 000	26 000	526 000
Démantèlement niveau 3	300 000	410 000	15 000	725 000
Total	425 500	790 500	61 000	1 277 000

Concernant les usines du cycle du combustible, l'inventaire réalisé en 1995 indiquait qu'elles devraient générer 175 000 tonnes de déchets TFA, démantèlement inclus.

Ces estimations avaient été faites sur la base d'un zonage des déchets qui devrait permettre de séparer les déchets non radioactifs des déchets radioactifs, et d'évacuer les premiers vers une décharge normale. Ces déchets pourraient représenter 13,4 millions de tonnes (référence 20) pour l'ensemble des installations CEA, EDF et COGEMA.

Actuellement, l'ANDRA a prévu de réaliser une décharge spécifique pour les déchets TFA, d'une capacité de 0,75 million de tonnes et dont la mise en service devrait intervenir après 2002. Elle serait utilisée jusqu'en 2030 environ.

(1) *Contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires*, C. Birraux, AN (26551) Sénat (278) 1996.

(2) *Le parc nucléaire EDF comprend 6 réacteurs UNGG. Aucune précision n'est donnée quant au réacteur UNGG dont le démantèlement n'est pas pris en compte dans les chiffres donnés.*

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Besoins en capacité de stockage des déchets A

Les déchets A produits annuellement en France (industrie et recherche) représentent un volume moyen de 1 000 m³, ce chiffre comprenant les déchets A issus de l'exploitation et du démantèlement des installations nucléaires. Le tableau ci-après retrace l'historique des livraisons de déchets depuis l'ouverture du centre de stockage de l'Aube en 1992 ¹.

En m ³	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999
Livraison	4 750	8 012	12 471	17 639	21 862	17 148	12764	13 824

La mise en service de nouvelles installations comme l'usine CENTRACO à Marcoule a permis de réduire encore la production annuelle de déchets A.

Les opérations de démantèlement des réacteurs, toujours avec les mêmes hypothèses de calendrier, devraient générer 43 000 tonnes de gravats, 107 000 tonnes de ferrailles et 4 000 tonnes de divers relevant de la catégorie des déchets A. Les installations du cycle devraient générer 10 000 tonnes de déchets A lors de leur démantèlement.

Compte tenu de la vitesse de remplissage du centre de stockage de l'Aube (CSA), on peut estimer que le CSA avec une capacité de stockage de 1 million de m³ devrait suffire pour les besoins du parc nucléaire actuel en y incluant les usines associées, aussi bien pour la phase d'exploitation que pour la phase de démantèlement.

Besoins en capacité d'entreposage et de stockage pour les déchets B

Les déchets B sont principalement produits, soit lors de l'exploitation des réacteurs, soit lors des opérations de retraitement des combustibles irradiés.

Déchets B produits lors de l'exploitation des réacteurs

Il s'agit des déchets B contenant une partie des « objets » mentionnés dans le § 5.2. Selon une estimation fournie par EDF à l'ANDRA, ces déchets pourraient représenter un volume 16 000 m³ en 2020 pour la totalité du parc nucléaire d'EDF (REP + UNGG). En supposant une production continue de ce type de déchets, on peut estimer à 20 000 m³ la quantité de déchets B issus des réacteurs (parc actuel + parc ancien). Une ouverture du centre de stockage vers 2020

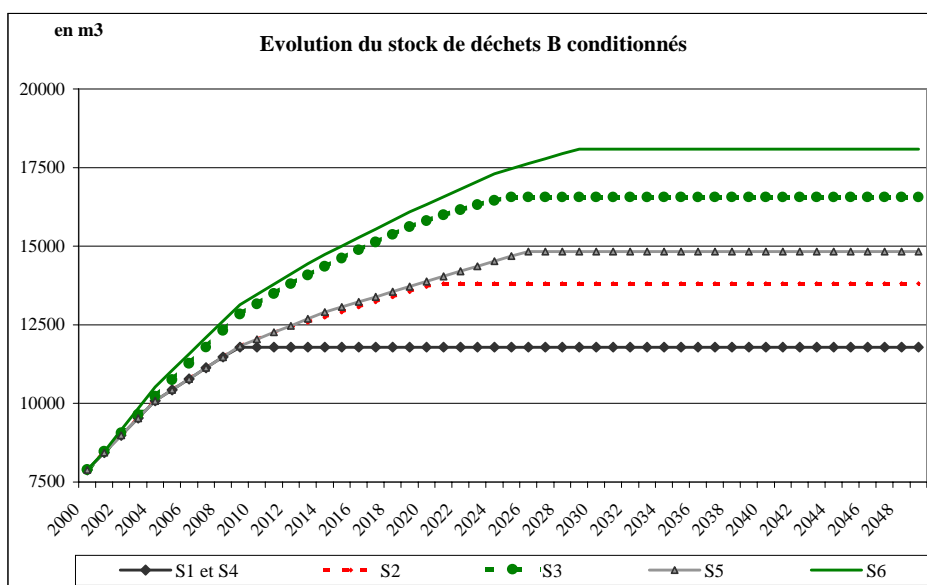
(1) Avant 1992, le stockage des déchets A se faisait au centre de stockage de la Manche qui a accueilli 500 000 m³ de déchets.

permettrait d'évacuer ces déchets au moment de l'arrêt définitif des premiers réacteurs sans avoir besoin d'une capacité d'entreposage intermédiaire.

Déchets B produits lors des opérations de retraitement :

- déchets B contenant les coques et embouts. Initialement, les coques et embouts étaient mis en fûts avec un liant (ciment). Depuis 1996 environ, les coques et embouts sont entreposés avant la mise en service théoriquement prévue en 2000 d'une nouvelle installation dans laquelle les coques et embouts seront d'abord compactés avant d'être mis en fûts, d'où un gain d'un facteur 5 en volume;
- déchets B contenant les résidus du traitement des effluents liquides. Initialement, ces résidus étaient mis en fût avec du bitume. Le changement de procédé devrait permettre de gagner un facteur 3 sur les volumes ;
- déchets B contenant des déchets technologiques divers. Suivant les déchets, on peut ici encore envisager de gagner un certain facteur en volume.

Nous avons donc tenu compte d'une évolution temporelle des techniques mises en œuvre permettant de diminuer la quantité de déchets B produits par tonne d'uranium retraité.



- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Remarques

- Pour simplifier, nous avons supposé que l'intégralité des coques et embouts entreposés depuis l'arrêt du précédent procédé en 1996 était traitée en 2000.
- L'inventaire ANDRA ¹ publié annuellement ne permet pas de distinguer les déchets B destinés à rester en France de ceux devant repartir à l'étranger, actuellement entreposés sur le site de l'usine de La Hague. Par ailleurs, il intègre les déchets B issus des opérations de retraitement des combustibles UNGG réalisées antérieurement (4 900 tonnes de 1966 à 1987), ainsi que les déchets B issus des opérations de retraitement à petite échelle de combustibles Phénix, MOX, etc. (environ 20 tonnes).

Type	Conditionnés	En attente
Coques et embouts	3 658 fûts	2 220 tonnes
Déchets issus des effluents liquides	9 805 fûts bitumés	9 264 m ³ de boues
Déchets technologiques	2 989 coques béton 1 565 coques béton 858 fûts métalliques	Divers déchets

Fin 1998, le volume des déchets B conditionnés entreposés à La Hague était approximativement de 18 000 m³ à La Hague.

Le cumul des quantités de combustibles irradiés se répartit ainsi à fin 1999 :

- combustibles UNGG (de 1966 à 1987) : 4 900 tonnes ;
- combustibles REP France : 7 050 tonnes ;
- combustibles REP et REB étrangers : 8 400 tonnes ;
- autres combustibles : environ 20 tonnes.

La quantité de déchets B entreposés sur le site de La Hague varient selon le combustible retraité, le procédé utilisé et suivant les expéditions de déchets B vers les clients étrangers, il est relativement difficile d'apprécier la précision de nos simulations. Les capacités d'entreposage sur le site de La Hague sont de 40 000 fûts dont 9 510 fûts bitumés et 1 720 fûts coques et embouts entreposés fin 99 (+ 2 730 fûts en attente du démarrage de la nouvelle installation de

(1) *Etat et localisation des déchets radioactifs en France – ANDRA, 1999.*

compactage). 53 % des fûts coques et embouts et 40 % des fûts bitumés doivent être réexpédiés vers les clients étrangers ¹.

Il est difficile de se prononcer sur le besoin de nouvelles capacités d'entreposage en raison de l'interférence de plusieurs facteurs :

- la possibilité de garder opérationnels les sites d'entreposage de La Hague en cas d'arrêt de l'activité retraitement (cf. § besoins en entreposage de combustibles irradiés) ;
- la vitesse de retour des déchets B étrangers ;
- la date d'ouverture d'un centre de stockage définitif acceptant les déchets B ;
- la capacité annuelle d'accueil de ce futur site de stockage définitif.

En supposant l'ouverture d'un centre de stockage définitif vers 2020, d'une capacité voisine de 130 000 m³ pour les déchets B ², une capacité d'accueil au niveau du site de stockage de 2 000 m³/an, quel que soit le scénario, on ne devrait pas avoir besoin de nouvelles capacités d'entreposage (sous réserve de pouvoir conserver celle de La Hague dans le cas des scénarios avec arrêt du retraitement en 2010). Il faut noter qu'il est possible de réaliser une extension pouvant accueillir 16 000 fûts pour les résidus bitumés en plus de la capacité existante (40 000 fûts).

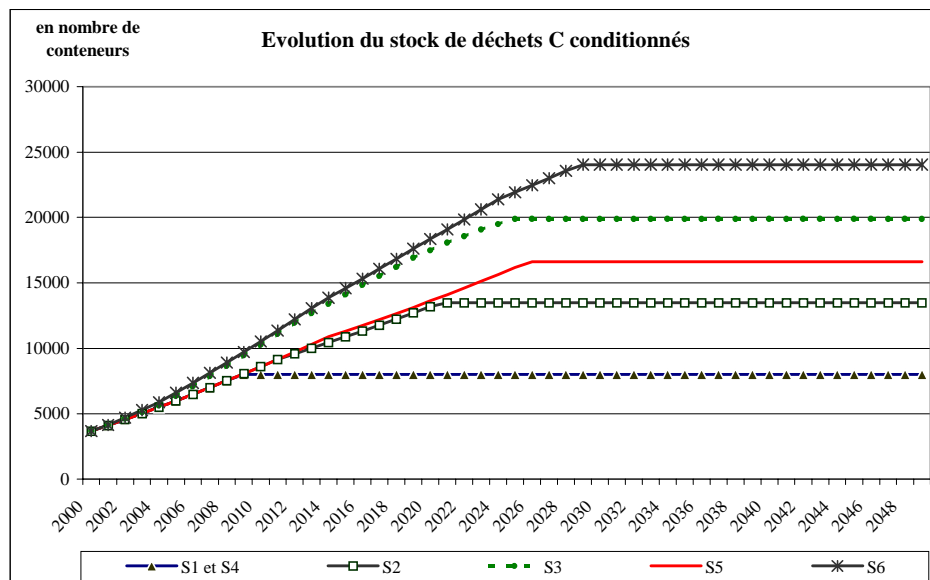
Besoins en capacité d'entreposage et de stockage pour les déchets C (produits de fission, actinides mineurs)

Les déchets C que nous avons considéré, proviennent uniquement des opérations de vitrification des solutions de produits de fission et d'actinides mineurs issues des opérations de retraitement. Par ailleurs, pour simplifier, on suppose que l'intégralité des solutions de produits de fission – actinides mineurs sont conditionnés immédiatement. Un conteneur pèse 0,5 tonnes et son volume est de 0,2 m³.

(1) Information COGEMA février 2000.

(2) Données ANDRA de novembre 1999 : la capacité pour les déchets B s'élève à 134 000 m³, la durée d'exploitation est de 50 ans, ce qui permet une vitesse moyenne de remplissage de 2 700 m³ par an.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -



Fin 1998, l'inventaire ANDRA indique la présence de 6 300 conteneurs de verre à La Hague mais n'indique ni la quantité de déchets C en attente de vitrification, ni la répartition par propriétaire des déchets C entreposés.

Toutefois, notre simulation donne pour fin 1998 une production cumulée de 3 000 conteneurs. En supposant un taux de combustion moyen de 2,5 GWj/t pour les 4 900 tonnes de combustibles UNGG retraités, on arriverait à 100-200 conteneurs pour les déchets C fabriqués lors du retraitement des combustibles UNGG à La Hague, suivant la teneur en produits de fission considérée dans le verre.

En supposant un taux de combustion uniforme pour l'ensemble des combustibles retraités (REP, REB, France, Etranger), on arriverait à environ 2 800 conteneurs fabriqués lors du retraitement des combustibles REP issus du parc nucléaire actuel. Compte tenu des différentes hypothèses prises, on peut considérer que notre simulation est suffisamment précise.

Les capacités d'entreposage sur le site de La Hague sont actuellement de 12 400 conteneurs, dont 6 640 conteneurs entreposés fin 1999. 53 % des verres produits à La Hague appartiennent aux compagnies électriques étrangères, 6 % ont fait l'objet d'une réexpédition ¹.

(1) Information COGEMA février 2000.

Par ailleurs, il est possible de réaliser une extension d'une capacité de 13 000 conteneurs.

En supposant d'une part, que l'ensemble des conteneurs «étrangers» repartiront, d'autre part, qu'il sera possible de conserver en activité les sites d'entreposage (cf. remarque § besoins en entreposage de combustibles irradiés), il faudra construire suivant les scénarios une capacité d'entreposage supplémentaire de 0 à 13 000 conteneurs.

6. Incidence des autres installations nucléaires

6.1 Autres réacteurs électronucléaires en fonctionnement ou arrêtés

Parc UNGG

Le tableau ci-dessous décrit les principales caractéristiques des 9 réacteurs UNGG construits en France.

	Puissance brute en MWe	Couplage au réseau	Sortie du réseau	Production brute en TWh ¹	Kp cumulé ²	Démantèlement
Marcoule G1	2	1956	1968	0,142	68,4 %	niveau 2 en cours
Marcoule G2	43	1959	1980	5,3	68,5 %	niveau 2 en cours
Marcoule G3	43	1960	1984	6,3	69,6 %	niveau 2 en cours
Chinon A1	80	1963	1973	3,1	45,8 %	niveau 1
Chinon A2	230	1965	1985	27,2	67,5 %	niveau 2
Chinon A3	500	1966	1990	31,4	30,5 %	niveau 2
St-Laurent A1	500	1969	1990	47,9	52,6 %	MAD ³ en cours
St-Laurent A2	435	1971	1992	48,8	62,4 %	MAD en cours
Bugey 1	555	1972	1994	57,2	53,4 %	MAD en cours

Référence : Elecnuc

(1) 1 TWh = 10⁹ kWh.

(2) Kp cumulé entre le couplage au réseau et la sortie du réseau.

(3) MAD : Mise à l'arrêt définitif.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Les trois réacteurs de Marcoule ayant une vocation militaire, leur fin de cycle sera étudié plus loin avec les « autres installations nucléaires ».

Ce type de réacteur utilisait :

- comme modérateur de neutrons, du graphite ;
- comme caloporteur, du CO₂ sous pression (30 bars, 400 °C) ;
- comme combustible, de l'uranium naturel sous forme métallique.

La quasi totalité des combustibles sortis des réacteurs UNGG ont été retraités à l'usine UP1 de Marcoule (8 400 tonnes) et à l'usine de La Hague (4 900 tonnes). Le tonnage déchargé représentait approximativement 13 300 tonnes pour une production électrique totale de 227 TWh, soit un taux de combustion moyen de 2,5 GWj/t. En pratique, le taux de combustion a varié entre 0,5 et 5 GWj/t suivant l'objectif recherché, qu'il soit militaire ou civil. Cette filière a été abandonnée en 1969.

La fin de cycle du parc UNGG comprend :

- l'entreposage de l'uranium de retraitement récupéré¹ ;
- le démantèlement des réacteurs UNGG appartenant à EDF, 6 réacteurs ;
- l'évacuation des déchets B et C issus, soit du démantèlement des réacteurs, soit du retraitement des combustibles.

Environ 13 000 tonnes d'uranium ont été récupérées. Le recyclage de cet uranium présente encore moins d'intérêt que celui de l'uranium issu du retraitement du combustible UOX des REP, du fait d'une teneur en uranium 235 inférieur à 0,5 % (au lieu de 0,8 % à 1 %).

Certains des déchets posent des problèmes spécifiques comme les chemises graphite (présence de carbone 14 de durée de vie 5 600 ans et de tritium d'une durée de vie de 14 ans) dont le stockage définitif n'est pas résolu (19 000 tonnes² pour la part d'EDF).

Les déchets issus du démantèlement ont été inclus dans les estimations du § 5.3 (à l'exception d'un seul UNGG). Pour les déchets B et C, il faut tenir compte

(1) Le plutonium issu du retraitement des combustibles UNGG a été utilisé dans sa quasi totalité (combustibles pour Phénix, Superphénix, et combustibles MOX).

(2) CNE, rapport n° 4, 1998.

des déchets entreposés sur les sites de La Hague et de Marcoule. Pour le site de La Hague, on a déjà donné dans le même paragraphe le détail des déchets B et C entreposés. L'inventaire ANDRA de 1999 indique dans la fiche concernant Marcoule, pour les déchets issus des opérations de retraitement des combustibles et pour les déchets issus des opérations de maintenance les quantités suivantes :

- *déchets C* :
 - 2952 conteneurs de verre + 217 m³ de solutions de produits de fission (PF) ;
- *déchets B*
 - déchets solides d'enrobés bitumeux : 61 191 fûts ;
 - déchets issus du traitement des combustibles UNGG : 1 616 tonnes de magnésium, 986 tonnes de graphite, 32 tonnes d'inox, 56 tonnes d'aluminium, etc. ;
 - déchets issus du traitement des eaux des piscines : 152 m³ ;
 - déchets technologiques : 4 600 m³.

Le site de Marcoule a retraité des combustibles mixtes civils et militaires, et les données figurant dans l'inventaire ANDRA ne permettent pas de les distinguer.

Compte tenu des difficultés mentionnées ci-dessus, on n'a pas pu identifier le volume des déchets spécifiques aux réacteurs UNGG.

	Déchets TFA	Déchets A	Déchets B + C
UNGG	Inclus avec les REP	Inclus avec les REP	Marcoule : inclus dans les autres installations nucléaires La Hague : inclus § 5.3

Réacteur EL4

Il s'agit du réacteur à eau lourde construit à Brennilis (29). C'était le prototype d'une filière à eau lourde (modérateur) + CO₂ (caloporteur) appartenant par moitié au CEA et à EDF.

	Puissance brute en MWe	Couplage au réseau	Sortie du réseau	Production brute en TWh	Kp cumulé	Démantèlement
EL4	75	1967	1985	6,78	58,7 %	niveau 2 et 3 en cours

Référence : Elecnuc

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

La fin de cycle du réacteur EL4 comprend :

- les combustibles irradiés (46 tonnes entreposées à Cadarache¹ et dont le retraitement n'est pas envisagé) ;
- le démantèlement du réacteur.

L'eau lourde contenue dans le réacteur (environ 100 tonnes) est entreposée à Cadarache après avoir été « détritée » et, elle pourrait théoriquement être recyclée (ou vendue).

La logique retenue initialement pour le démantèlement d'EL4 était similaire à celle retenue pour les autres réacteurs d'EDF : démantèlement au niveau 2 ; entreposage in situ pendant 40-50 ans ; démantèlement niveau 3. A la demande de la DSIN², le CEA et EDF ont décidé en décembre 1999³ d'accélérer le processus de démantèlement, à savoir d'atteindre le démantèlement au niveau 3 d'ici une quinzaine d'années.

Le tableau suivant donne une estimation des déchets liés à la fin de cycle d'EL4.

	Déchets TFA	Déchets A	Déchets B	Déchets C
EL4	inclus inventaire CEA	inclus inventaire CEA	inclus inventaire CEA	46 tonnes non conditionnées

Chooz-A

La filière à eau pressurisée a commencé avec le réacteur Chooz-A qui a été construit et exploité par une filiale commune d'EDF et d'Electrabel, SENA⁴.

	Puissance brute en MWe	Couplage au réseau	Sortie du réseau	Production brute en TWh	Kp cumulé	Démantèlement
Chooz-A	320	1967	1991	40.32	59.4%	MAD ⁵

Référence : Elecnuc

(1) Inventaire ANDRA, 1999.

(2) DSIN : Direction de la sûreté des installations nucléaires.

(3) Communiqué de presse CEA – EDF diffusé le 10/12/1999.

(4) SENA : Société d'énergie nucléaire Franco-Belge des Ardennes.

(5) MAD : mise à l'arrêt définitif.

En 1997, la société SENA a été dissoute et les différentes obligations (déchets, démantèlement) ont été transférées à EDF¹. On peut estimer la totalité des combustibles utilisés dans Chooz-A à 150 tonnes environ, dont le retraitement a généré 1,5 tonne de plutonium, 142 tonnes d'uranium de retraitement, 180 m³ de déchets B et 16 m³ de déchets C. La fin de cycle de Chooz-A devrait comprendre essentiellement le démantèlement et l'évacuation des déchets issus des opérations de retraitement.

Le planning de démantèlement de Chooz-A est pour l'instant le planning de référence d'EDF, la DSIN ayant formulé la même demande que pour EL4, c'est-à-dire un démantèlement niveau 3 immédiat.

	Déchets TFA + A	Déchets B	Déchets C
Chooz-A	6 800 tonnes + 400 m ³	180 m ³ + déchets entreposés ²	16 m ³ ?

Parc RNR³

Le parc nucléaire RNR comprend deux réacteurs Phénix et Superphénix, le premier RNR construit en France, Rapsodie, étant uniquement un réacteur de recherche (pris en compte dans le paragraphe sur les autres installations nucléaires).

Phénix

Phénix a été réalisé conjointement par le CEA (80 %) et EDF (20 %). Son coût de construction a été de 4,0 GF environ (hors coût du combustible).

	Puissance brute en MWe	Couplage au réseau	Mise en service industriel	Kp cumulé à fin 1999	Etat actuel
Phénix	250	1973	1974	41,5 %	en travaux, ADP ⁴ prévu en 2004

Référence : Elecnuc

(1) EDF est devenu l'exploitant officiel de Chooz-A par décret daté du 16/10/1996.

(2) Inventaire Andra, 1999 : fiche Chooz-A.

(3) RNR : réacteur à neutrons rapides. Pour des précisions sur la technologie RNR, les surgénérateurs, CEA – Eyrolles, 1986.

(4) ADP : arrêt définitif de production.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Phénix utilise du sodium comme caloporteur, ce qui permet d'atteindre des températures plus élevées qu'avec de l'eau pressurisée. Cela lui permet un rendement brut meilleur, de 44,4 % contre 33-34 % pour les REP.

Le combustible utilisé par cœur ¹ comprend :

- 103 assemblages fissiles contenant de l'oxyde mixte uranium-plutonium avec 17 à 24 % de Pu, soit environ 8 kg par assemblage ;
- 90 assemblages fertiles contenant de l'oxyde d'uranium appauvri.

La fin de cycle de Phénix en y incluant la période d'exploitation jusqu'en 2004 comprend :

- le devenir des combustibles de Phénix déjà irradiés entreposés et à venir jusqu'en 2004 ;
- la phase de cessation définitive d'exploitation avec en particulier la destruction du sodium ;
- le démantèlement du réacteur, ;
- l'évacuation des différents déchets.

Concernant le devenir des combustibles irradiés, environ 10 tonnes de combustibles irradiés ont été retraités à La Hague et d'autres l'ont été à Marcoule. Le plutonium a été recyclé. Le stock actuel de combustibles irradiés entreposés à la fin de 1999 s'élève à 9 tonnes environ. D'ici 2004, ce stock devrait s'accroître d'au maximum 33 tonnes. Ces combustibles devraient être retraités, générant au maximum une dizaine de tonnes de plutonium environ.

	Déchets TFA	Déchets A	Déchets B	Déchets C
Phénix	inclus inventaire CEA	inclus inventaire CEA	inclus inventaire CEA	inclus inventaire CEA

Superphénix

Superphénix a été réalisé pour le compte de la NERSA ² dont le capital était réparti entre :

- EDF (France) : 51 %
- ENEL (Italie) : 33 %

(1) *Les surgénérateurs P. Boulinier (Eyrolles), 1986.*

(2) *Centrale nucléaire européenne à neutrons rapides SA (NERSA).*

- RWE (Allemagne) : 11 %
- SEP (Pays-Bas) : 2,5 %
- Synatom (Belgique) : 2,5 %

	Puissance brute en MWe	Couplage au réseau	Sortie du réseau	Production brute en TWh	Kp cumulé ¹	Démantèlement
Superphénix	1242	1986	1998	8,3	6,4 %	ADP en cours

Référence : Elecnuc

La fin de cycle de Superphénix comprend : le devenir du combustible irradié et neuf, l'évacuation de certains fluides spécifiques (sodium) ainsi que le démantèlement du réacteur

Poste retraitement du combustible

Il s'agit de retraiter les deux cœurs fabriqués pour Superphénix, le premier ayant été utilisé à 60%, et le deuxième n'ayant jamais été utilisé².

		Initial		Final (estimé)	
		Uranium appauvri	Plutonium	Uranium	Plutonium
1° cœur	376 assemblages fissiles	50,7 tonnes	6,0 tonnes	49,3 tonnes	6,2 tonnes
	222 assemblages fertiles	48,8 tonnes	0,0	48,5 tonnes	0,2 tonnes
2° cœur	375 assemblages fissiles	49,9 tonnes	6,6 tonnes	-	-

Au total, 13 tonnes de plutonium sont potentiellement récupérables dans les deux cœurs de Superphénix (162 tonnes de combustibles au total). Cette quantité de plutonium correspond environ aux besoins en plutonium pour une année. Il faudrait donc envisager le retraitement des combustibles de Superphénix avant l'arrêt du retraitement-recyclage, ce qui diminuerait les quantités d'UOX retraitées d'environ 1 200 tonnes. Par contre la quantité de déchets B et C générés sera beaucoup plus faible, environ 50 m³ de déchets B et 10 m³ de déchets C.

(1) Kp cumulé entre le couplage au réseau et la sortie du réseau.

(2) Le deuxième cœur non utilisé s'apparente plus à un rebut MOX (absence de produits de fission et d'actinides mineurs en dehors de l'américium 241).

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Poste démantèlement

EDF a confirmé que « les scénarios de déconstruction de Superphénix sont à l'étude » et que les « études devraient permettre, à relativement court terme, de présenter un programme d'ensemble et d'en préciser le coût ».

	Déchets TFA	Déchets A	Déchets B	Déchets C
Superphénix - combustible - démantèlement	?	?	50 m ³ ?	10 m ³

Autres installations nucléaires ¹

Les autres installations nucléaires sont : les installations nucléaires de R & D (hors Phénix et EL4), les installations nucléaires à vocation militaire (réacteurs sous-marins, armes, matières nucléaires).

Les incidences sur le bilan matières sont faibles, excepté sur l'inventaire en déchets. Il est relativement difficile de faire un bilan précis. La CNE dans son rapport n°4 de 1998 ² notait d'ailleurs l'imprécision des inventaires de déchets B et C.

On a d'abord essayé de déterminer le bilan des déchets à partir des données disponibles (inventaire ANDRA 1999, rapport d'activité 1998 de la Direction chargée de la gestion des déchets du CEA).

- déchets C :

- combustibles sans emploi du CEA : 90 tonnes ³ ;
- combustibles usés de la propulsion navale : ? ;
- verres produits à Marcoule dans les installations CEA (AVM + PIVER) : 9 m³ ;

(1) On ne tient pas compte des déchets résultant des expérimentations militaires.

(2) Commission Nationale d'Evaluation relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, rapport d'évaluation n°4, octobre 1998.

(3) Le rapport d'activité de la Direction chargée de la Gestion des Déchets au CEA indique la présence de 90 tonnes de combustibles fin 1998 se répartissant ainsi : UNGG 21 tonnes, eau légère 4,5 tonnes, eau lourde 50 tonnes, neutrons rapides - cœur 0,9 tonnes, couvertures 6 tonnes – caramel Osiris (réacteur de recherche) 6,5 tonnes, MTR 0,2 tonne, échantillons de laboratoire 1,3 tonne.

- verres produits lors du retraitement des combustibles à Marcoule : 532 m³.

- **déchets B**

- déchets entreposés au CEA (principalement à Cadarache) : 9 000 m³ ;
- déchets B issus du retraitement des combustibles à Marcoule : 14 300 m³ + 2 900 tonnes ;
- déchets métalliques issus des réacteurs nucléaires des sous-marins nucléaires arrêtés : 2 100 tonnes.

- **autres déchets**

- déchets tritiés : 400 m³ de déchets tritiés (Marcoule) + 1 500 m³ (Valduc) ;
- déchets graphite issus des réacteurs UNGG (civils et militaires) : 24 347 tonnes ;
- déchets radifères : 760 m³ (Cadarache) + ? ;
- déchets TFA : 12 000 m³ (Marcoule) + ?.

Les déchets A destinés au centre de stockage de l'Aube ne font pas partie de cet inventaire, étant généralement évacués rapidement. Par ailleurs, une partie des déchets (principalement B) pourrait être traitée afin, soit de diminuer le volume, soit de permettre leur déclasserement en catégorie A.

Concernant les prévisions long terme, elles sont, comme l'a noté la CNE dans son rapport n° 4, fluctuantes, imprécises (certains déchets sont « oubliés »), et difficilement vérifiables compte tenu de l'imprécision des hypothèses retenues (production, traitement), et dans certains cas de leur non validation actuellement.

Le tableau ci-dessous donne les prévisions pour 2020 et 2070 fournies par l'ANDRA à la CNE en 1997. Ces prévisions ne concernent que les déchets B et C, et n'incluent pas les déchets issus du démantèlement de Marcoule. Par ailleurs, il est supposé une production électrique constante à hauteur de 400 TWh, une production annuelle de 1 200 tonnes de combustibles usés dont 1 080 tonnes d'UOX et 120 tonnes de MOX, et un retraitement à hauteur de 1 200 tonnes par an (ce scénario s'apparente aux scénarios S3 ou S6 jusqu'en 2020 seulement).

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

Producteurs	Prévisions 2020		Prévisions 2070	
	déchets B m ³	déchets C m ³ + combustibles en t.	déchets B m ³	déchets C m ³ + combustibles en t.
Cogema La Hague	21 695	4 352	38 783	7 664
Cogema Marcoule	19 425	504	19 425	504
EDF	16 010	0	24 130	0
CEA	19 800-26 400	10-60 tonnes	non défini	non défini
TOTAL	76 930-83 350 m ³	4 856 m ³ +10-60t	>82 338 m ³	> 8 168 m ³

Une incertitude importante existe au niveau de Marcoule, car l'estimation donnée suppose la possibilité d'y envoyer après traitement, plus de 60 % des fûts de bitume actuellement entreposés. Si cette opération de traitement n'atteint pas les performances espérées, les déchets B issus de Marcoule pourraient augmenter de 13 000 m³. Une remarque similaire peut être faite pour la reprise des déchets anciens.

Le démantèlement de l'usine UP1 (au niveau 2) pourrait générer 5 500 m³ de déchets B et 26 m³ de déchets C.

Incidence sur la fin de cycle

La consolidation de l'ensemble des déchets (TFA, A, B, C) permet de juger de leur adéquation avec les capacités des centres de stockage définitifs actuels et envisagés. Le tableau ci-dessous résume notre estimation grossière des déchets générés par le parc nucléaire actuel (démantèlement inclus) et par les autres installations (hors déchets radifères, tritiés ou déchets graphite).

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

	Déchets TFA	Déchets B	Déchets C
Parc actuel + UNGG	1,27 Mtonnes	18 000 m ³	-
COGEMA	0,175 Mtonnes	40 000-60 000 m ³	3 000-6 000 m ³
CEA	0,05 Mtonnes	25 000-35 000 m ³	10-100 tonnes + 10 m ³
Autres	0,2 Mtonnes?	10 000 m ³ ¹	? tonnes
Total	1,7 Mtonnes	93 000-123 000 m³	3 500 – 6 500 m³ + 100 tonnes ?

Pour le CEA, le volume des déchets TFA correspond à un démantèlement au **niveau 2 seulement** et non au niveau 3 (libération inconditionnelle du site) comme pour les réacteurs nucléaires. De même, le démantèlement du site de Marcoule est prévu de s'arrêter au niveau 2.

Pour être complet, il faudrait aborder le devenir des résidus miniers suite à l'exploitation de mines d'uranium en France, des déchets radifères, des déchets tritiés et des déchets graphite :

- résidus miniers : 50 millions de tonnes ;
- déchets radifères : 100 000 tonnes ;
- déchets tritiés : < 3 000 m³ ;
- déchets graphite : 25 000 tonnes.

Concernant les déchets tritiés, cette estimation suppose qu'aucune installation de fusion thermonucléaire contrôlée n'est mise en service en France au moins jusqu'en 2050.

(1) Cette estimation comprend les ferrailles issues des réacteurs nucléaires de la propulsion navale. Ces ferrailles représentaient fin 1998 2 100 tonnes pour 3 réacteurs nucléaires arrêtés. On a supposé l'arrêt d'ici 2050 de 15 nouveaux réacteurs nucléaires (7 SNLE, 6 SNA et 1 PAN). Les réacteurs étant de taille différente, on a retenu un ratio de 800 tonnes de ferrailles par réacteur, d'où 14 600 tonnes, soit un volume supposé de 10 000 m³.

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

7. Conclusions

Principaux résultats concernant le parc nucléaire actuel

Production	41 ans			45 ans		
Production électrique en TWh	18 111			20 238		
Besoins						
	S1	S2	S3	S4	S5	S6
Uranium naturel en ktonnes	415	407	398	460	447	437
Enrichissement en MUTS	297	290	284	330	321	313
Fabrication UOX en ktonnes	52	51	50	56	55	54
Fabrication MOX en ktonnes	2,0	3,0	4,1	2,0	3,5	4,8
Retraitement en ktonnes	15,0	22,4	31,1	15,0	26,2	36,1
Capacité d'entreposage en ktonnes	25-30	15-30	5-20	30-45	20-35	10-25
Entreposage						
	S1	S2	S3	S4	S5	S6
Uranium appauvri en ktonnes	361	353	344	401	389	379
Uranium de retraitement REP en ktonnes	14,3	21,4	29,5	14,3	24,8	34,1
Combustibles UOX en ktonnes	36,2	28,0	18,4	41,0	28,6	17,6
Combustibles MOX en ktonnes	2,0	3,0	4,1	2,0	3,5	4,8
Stock Pu + Am non séparé en tonnes	542	512	476	602	555	514
Stockage déchets						
	S1	S2	S3	S4	S5	S6
Déchets B en m ³ (retraitement)	11 786	13 811	16 564	11 786	14 825	18 091
Déchets B en m ³ exploitation	20 000					
Déchets C en m ³ (verres)	1 601	2 695	3 974	1 601	3 325	4 808

Prise en compte des autres installations nucléaires (réacteurs actuels, installations nucléaires de R & D, installations nucléaires militaires) en phase d'exploitation ou de démantèlement :

- production électrique des autres réacteurs : 306 TWh (hors production de Phénix de 2000 à 2004) ;
- résidus miniers : 50 millions de tonnes ;
- uranium produit en France : 80 000 tonnes ;
- uranium appauvri issu des opérations d'enrichissement de l'uranium militaire ? ;
- uranium de retraitement des combustibles UNGG : 13 000 tonnes ;
- uranium appauvri issu du retraitement des combustibles RNR ou rebuts MOX : 200 tonnes + ? ;
- plutonium récupéré lors du retraitement des combustibles RNR ou rebuts MOX : 15 tonnes ;
- combustibles civils et/ou militaires non retraités : 0 à 100 tonnes + ? ;
- déchets TFA issus du démantèlement des installations nucléaires : > 1,7 million de tonnes ;
- déchets A issus du démantèlement ou de l'exploitation : < 1,5 million de m³ ;
- déchets B issus du retraitement des combustibles UNGG et du démantèlement : 60 000 m³ ;
- déchets C issus du retraitement des combustibles UNGG : 1 500 m³ ;
- déchets graphites : 25 000 tonnes ;
- déchets tritiés : 3 000 m³ ;
- déchets radifères : 100 000 tonnes.

A la demande du gouvernement en 1999, le président de l'ANDRA a remis en juin 2000 un rapport¹ sur la méthodologie de l'inventaire des déchets radioactifs. Dans ce rapport, des ordres de grandeur sont donnés sur les stocks et les prévisions des quantités des différents déchets radioactifs.

(1) *Rapport de la mission sur la méthodologie de l'inventaire des déchets radioactifs, Yves le Bars, La documentation française (2000).*

- Bilan matières du parc nucléaire actuel -

	Estimation ANDRA	Notre estimation
TFA résidus miniers	52 millions de tonnes	50 millions de tonnes
TFA hors résidus miniers	1 à 2 millions de m ³	> 1,7 million de tonnes
FMA (déchets A)	1,3 million de m ³	< 1,5 million de tonnes
FMA (déchets tritiés)	3 500 m ³	3 000 m ³
FA graphite	14 000 m ³	25 000 tonnes
FA radifères	>100 000 m ³	100 000 tonnes
MA	60 000 m ³	90 000 à 110 000 m ³
HA	5 000m ³	3 000 à 6 300 m ³
Combustibles usés entreposés	3 500 à 15 000 tonnes	22 à 43 000 tonnes

Excepté sur le poste combustibles usés entreposés, les estimations sont cohérentes. Concernant le poste combustible usé, le rapport du président de l'ANDRA mentionne le fait que l'inventaire dépend fortement des choix susceptibles d'être faits dans le domaine de l'aval du cycle.

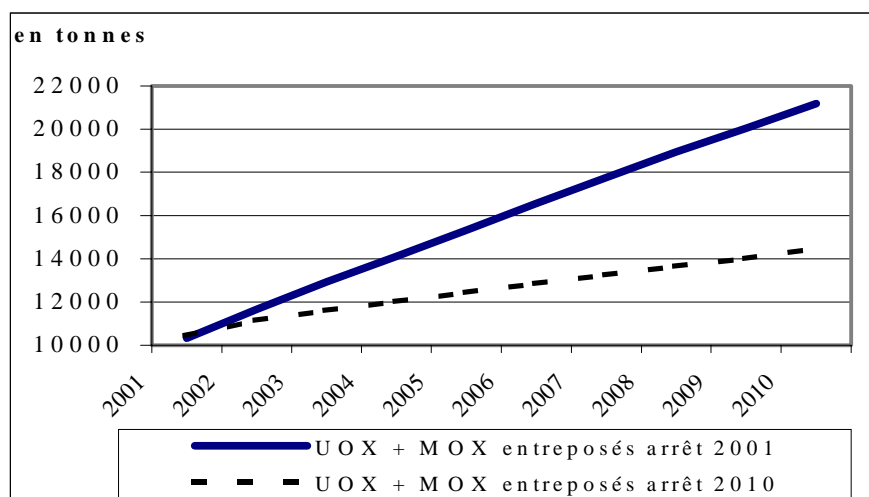
ANNEXE 1

CONSEQUENCES D'UN EVENTUEL ARRÊT DU RETRAITEMENT EN 2001

On s'est intéressé aux conséquences qu'aurait un éventuel arrêt du retraitement en 2001, au moment où le contrat de retraitement actuel entre EDF et COGEMA se termine. On a supposé la poursuite du recyclage du MOX pour épuiser le stock de plutonium séparé.

Conséquences quant aux besoins en capacité d'entreposage

La figure ci-dessous montre l'écart entre les assemblages UOX et MOX entreposés en cas d'arrêt du retraitement en 2001 par rapport au scénario S1 ou S4 (arrêt du retraitement en 2010)



- Annexe 1 - Conséquences d'un éventuel arrêt du retraitement en 2001 -

On peut s'interroger sur la disponibilité des piscines d'entreposage situées à La Hague pour plusieurs raisons :

- à la fin du contrat actuel de retraitement en 2001, environ 7 000 tonnes de combustibles irradiés seront déjà entreposés à La Hague en provenance d'EDF, en attente de retraitement ;
- actuellement, les piscines d'entreposage ne sont pas des INB individualisées ¹, de même que les entreposages de déchets B et C issus du retraitement. En cas d'arrêt définitif des usines UP2 et UP3, il faudrait modifier les décrets d'autorisation de création, ce qui nécessite un délai d'au minimum 3 à 4 ans ;
- tant que ces décrets n'auront pas été modifiés, il est probable qu'aucune nouvelle livraison de combustible irradié en provenance d'EDF ne pourra avoir lieu car ces combustibles n'ayant plus vocation à être retraités, ceci constituerait une violation de la destination des INB 116 et 117 (UP2-800 et UP3) ².

Les capacités d'entreposage dans les piscines des réacteurs sont de 5 000 tonnes environ, dont 20 % sont utilisées pour les objets mentionnés au § 4-b-1. Fin 2000, on peut estimer que 3 000 tonnes de combustibles seront entreposés dans ces piscines en attente d'expédition vers La Hague. En cas de blocage des expéditions vers La Hague dans le courant de l'année 2001 et compte tenu de l'absence d'autres installations d'entreposage, les piscines des réacteurs seraient saturées au cours de l'année 2002. Il y aurait alors deux possibilités : soit arrêter

(1) Le site de La Hague COGEMA comprend les Installations Nucléaires de Base (INB) suivantes : INB 33 (UP2-400 usine de retraitement mise en service en 1966 pour le retraitement des combustibles UNGG et AT1 pilote pour le retraitement des combustibles RNR en cours de démantèlement), INB 38 (Station de traitement des effluents 2), INB 47 (Elan II B en cours de démantèlement), INB 80 (HAO atelier mis en service en 1976 pour le retraitement des combustibles des réacteurs à eau légère et dont l'arrêt est prévu en 2000), INB 116 (UP3 usine de retraitement mise en service en 1989), INB 117 (UP2-800 usine de retraitement mise en 1994), INB 118 (Station de traitement des effluents n° 3). L'enquête publique réalisée en février-mars 2000 prévoit un redécoupage au sein de certaines INB du site de La Hague.

(2) cf. le précédent Superphénix avec l'annulation par le Conseil d'Etat en février 1997 du décret de 1994 autorisant le fonctionnement du réacteur estimant que « les modifications contenues dans le décret attaqué revêtent en l'espèce une importance telle qu'elles affectent substantiellement sa destination. ».

les réacteurs nucléaires, soit utiliser des conteneurs avec stockage sur le site, cette possibilité nécessitant probablement des autorisations spécifiques.

Par ailleurs, la création d'une nouvelle installation d'entreposage nécessite au moins 6 ans : 2 à 3 ans pour obtenir le décret d'autorisation de création, 2 à 3 ans pour la construction et la mise en service.

Conséquences en terme industriel et social

En cas d'arrêt du retraitement en 2001, ceci entraînerait la fermeture rapide des deux usines de retraitement du site de La Hague, et quelques années plus tard de MELOX. Il est difficile de chiffrer le coût engendré par ces fermetures ou par les éventuels litiges avec les clients étrangers.

Conséquences en terme économique

En utilisant les mêmes hypothèses pour réaliser le bilan économique d'un scénario conduisant à un arrêt du retraitement en 2010 et en supposant qu'aucun problème ne se posera au niveau de l'entreposage pendant la période 2001-2006, le bilan économique de ce scénario est inférieur de 10 GF seulement par rapport au scénario conduisant à un arrêt du retraitement en 2010 (avec un accroissement de la quantité de plutonium stocké de 30 tonnes environ).

En tenant compte du coût engendré par une fermeture anticipée des usines de La Hague et de MELOX, on peut estimer que l'écart économique entre les deux scénarios sera au moins nul, voire négatif.

Conclusion

Compte tenu des différents problèmes juridiques, techniques et sociaux susceptibles d'être engendrés par un arrêt du retraitement en 2001, d'un gain économique probablement nul, de l'accroissement du volume des déchets à vie longue à stocker, on a préféré choisir comme scénario bas, un arrêt du retraitement en 2010, ce délai permettant de lisser les différents problèmes.