



ANALYSE CRITIQUE DU PROJET « AVAL DU FUTUR »

Bernard Laponche, Jean-Claude Zerbib, Jean-Luc Thierry

*

Table des matières

INTRODUCTION	3
1. ORANO ET LE CYCLE DU COMBUSTIBLE	3
2. LE PROJET « AVAL DU FUTUR »	4
3. LE PLUTONIUM	5
3.1 LE PLUTONIUM ET SA PRODUCTION	5
3.2 LA SEPARATION DU PLUTONIUM PAR LE RETRAITEMENT	5
3.3 RADIOACTIVITE ET TOXICITE DU PLUTONIUM	6
4. LE MOX.....	7
4.1 LE COMBUSTIBLE MOX	7
4.2 RISQUES ACCRUS DU FAIT DU MOX, EN FONCTIONNEMENT ET EN CAS D'ACCIDENT	8
4.3 ENTREPOSAGE ET STOCKAGE DES COMBUSTIBLES MOX IRRADIES	9
5. LA CONVENTION OSPAR.....	10
6. LE COUT DU PROJET	11
CONCLUSION : VISION SUR UNE VISION.....	12

Juillet 2026

INTRODUCTION

Suite à la sollicitation par l'entreprise Orano, la Commission nationale du débat public (CNDP) a décidé le 4 juin 2025 de conduire une mission de conseil « relative à la préparation de la saisine de la CNDP » du projet « Aval du Futur » et à l'accompagnement des premières démarches d'information du public, menées par le maître d'ouvrage. Cette mission doit remettre son rapport intermédiaire en juin 2026. Un débat public est envisagé par la CNDP en 2027.

La présente note a pour objet de présenter une analyse critique du projet « Aval du Futur » sur la base du document de présentation du projet par l'entreprise Orano¹.

Les chapitres présentent les différents sujets permettant de comprendre les enjeux de ce projet. Le Chapitre 1 présente l'entreprise Orano et le « cycle » du combustible, le Chapitre 2 le projet « Aval du Futur ». Les Chapitres 3, 4 et 5 fournissent des éléments importants pour comprendre les enjeux et les difficultés de ce projet : le plutonium, le MOX, la Convention OSPAR. Le Chapitre 6 traite du coût du projet.

1. ORANO ET LE CYCLE DU COMBUSTIBLE

Orano est une entreprise dont les actionnaires sont l'État français (90,33%), Japan Nuclear Fuel Limited, NFL (4,33%), Mitsubishi Heavy Industrie, MHL (4,33%) et le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives, CEA (1 action).

Orano possède des mines d'uranium naturel et en importe également, dispose des installations de conversion de Malvési près de Narbonne permettant de disposer d'uranium sous forme de gaz (UF₆), ce qui permet son enrichissement dans l'usine du Tricastin afin d'obtenir de l'uranium contenant de 3 à 5% d'uranium 235, nécessaire pour la fabrication des combustibles des réacteurs des centrales nucléaires d'EDF. Par ailleurs, Orano importe également de l'uranium enrichi de différentes provenances et notamment de Russie.

La fabrication des combustibles à uranium enrichi n'est pas de la responsabilité d'Orano mais celle de Framatome et la production d'électricité est assurée par EDF.

En sortie du réacteur nucléaire, les « combustibles irradiés » sont d'abord entreposés en piscines près des réacteurs puis acheminés à l'usine de retraitement de La Hague où sont séparés chimiquement l'uranium (dit de retraitement : URT), le plutonium et l'ensemble « actinides mineurs et produits de fission », notamment l'américium 241 (T_{1/2}= 432,6 ans). L'uranium de retraitement a été et reste en partie traité en Russie. Le plutonium qui n'est pas envoyé à l'usine Melox pour la fabrication du combustible MOX est entreposé à l'usine de La Hague (79,5 tonnes en 2024).

Cette séparation du plutonium, après les premières productions à Marcoule pour des usages militaires, s'est poursuivie avec pour objectif son utilisation dans la filière des réacteurs à neutrons rapides.

Mais, après l'échec et l'arrêt définitif de Superphénix en 1998, Orano a procédé à la production d'un nouveau combustible, le MOX, mélange d'oxydes d'uranium appauvri et de plutonium, fabriqué à l'usine Melox, à Marcoule.

Ces combustibles sont utilisés dans 22 réacteurs de 900 MW sur les 32 en fonction dans les centrales d'EDF.

¹ https://cdn.orano.group/orano/docs/avaldufuturlibraries/r%C3%A9unions-publiques/orano-plaquette-adf.pdf?sfvrsn=a4c4f385_9

Les combustibles MOX irradiés, après entreposage en piscines sur le site des réacteurs, sont envoyés à l'usine de La Hague où ils sont entreposés de nouveau en piscines mais ne sont pas retraités.

Les déchets nucléaires de haute activité (HA), actinides mineurs et produits de fission, sont produits à La Hague sous la forme de conteneurs standards de déchets vitrifiés en acier inoxydable (CSD-V) dans lesquels sont conditionnées les solutions de produits de fission et d'actinides mineurs une fois calcinées et incorporées dans une matrice de verre dans les ateliers R7 (UP2-800) et T7 (UP3) de La Hague. Ces CSD-V sont empilés dans des cylindres verticaux refroidis par circulation de l'air.

La structure métallique des assemblages vides de combustible est cisailée et conditionnée par compression et les galettes métalliques obtenues sont empilées dans un conteneur identique aux CSD-V, muni d'un couvercle soudé. Ces colis standards de déchets comprimés (CSD-C) sont également entreposés dans les ateliers R7 et T7 à La Hague, dans des puits ventilés qui assurent leur refroidissement.

Commentaire

Ainsi, le cœur des activités d'Orano est bien ce que l'on appelle historiquement le « cycle » du combustible, les guillemets signifiant qu'il n'y a pas véritablement de cycle puisque l'ensemble des opérations s'arrête du fait du non-retraitement du MOX.

2. LE PROJET « AVAL DU FUTUR »

Le projet « Aval du futur », expression qui ne signifie rien, aurait pu tout simplement s'appeler « L'avenir du « cycle » du combustible ». Mais cela n'était pas très poétique alors que la première intention est évidemment de créer une admiration, voire un enthousiasme : facilité de communication, voire de propagande, pour une opération industrielle colossale dont l'intérêt est loin d'être évident.

La présentation du projet « Aval du Futur » est une opération de communication remarquable de l'entreprise Orano. Elle énonce les « Principes retenus » en « ateliers », termes modestes utilisés habituellement dans l'artisanat.

Qu'on en juge :

1. Un **atelier** de déchargement et d'entreposage sous eau : **3 bassins de 6 500 tonnes chacun** pour répondre aux besoins d'EDF et des clients étrangers.
2. Des **ateliers** de traitement des combustibles usés à terme équivalent aux capacités actuelles (1 200 tonnes par an), y compris des combustibles MOX et URE (**nouvelle usine La Hague 2**).
3. La création d'un **atelier** de fabrication de combustible MOX (**nouvelle usine Melox 2**) et d'un **atelier d'entreposage du plutonium**.

La zone envisagée pour ces installations s'étendrait sur 45 hectares, en prolongement de l'usine actuelle de La Hague.

Ainsi, l'Aval du Futur est un projet industriel considérable.



D'après la présentation d'Orano, ces installations seraient progressivement mises en service à partir de 2038 et permettraient de projeter l'activité de traitement recyclage au-delà de 2100.

Nous présentons par la suite des éléments importants de compréhension du « cycle » du combustible.

3. LE PLUTONIUM

3.1 LE PLUTONIUM ET SA PRODUCTION

Le plutonium est un élément chimique de numéro atomique 94 qui n'existe dans la nature qu'en quantités infimes et qui est produit en quantités importantes dans le cœur des réacteurs nucléaires, à partir de l'uranium de numéro atomique 92. L'uranium naturel est composé de trois isotopes : uranium 238 (99,28% en masse), uranium 235 (0,72% en masse) et traces d'uranium 234. L'uranium 235 est le seul isotope fissile de l'uranium naturel.

Le plutonium produit dans les réacteurs est constitué d'un ensemble d'isotopes. Les uns, les plutoniums 239, 240, 241, 242, 243 sont produits à partir de captures successives d'un neutron à partir de celle par un noyau d'uranium 238 et les isotopes 236 et 238 du plutonium sont produits à partir de l'uranium 235.

Comme l'uranium 235, les plutonium 239 et 241 sont fissiles et contribuent à la réaction en chaîne dans le réacteur au fur et à mesure de leur création.

À la fin de leur utilisation dans le réacteur nucléaire d'une centrale électrique (après trois ans environ), les combustibles irradiés sont entreposés sous eau dans des « piscines » situées à proximité des réacteurs. Ils sont constamment refroidis par circulation d'eau afin d'évacuer la chaleur produite par la radioactivité des produits de fission et des transuraniens qu'ils contiennent (dont les principaux : le plutonium 238 et le césium 237).

3.2 LA SEPARATION DU PLUTONIUM PAR LE RETRAITEMENT

La solution adoptée dans la majorité des pays équipés de centrales nucléaires (États-Unis, Allemagne, Suède, Corée du Sud...) consiste à garder les combustibles irradiés en l'état, de les laisser refroidir dans les piscines d'entreposage, et 3 à 4 ans plus tard, éventuellement, de les

placer dans des sites d'entreposage à sec, lorsque leur radioactivité et la chaleur qu'ils dégagent auront suffisamment diminué (puissance $\leq 2\text{ kW}$ par assemblage) [IRSN 2018]. Notons cependant que la Suède et surtout l'Allemagne ont fait retraiter une partie de leurs combustibles irradiés à l'étranger.

En revanche, en France (La Hague) et en Russie (Ozërsk) le plutonium est extrait des combustibles irradiés dans une usine dite de "retraitement", les seules en fonctionnement dans le monde, depuis l'arrêt de Sellafield en novembre 2012 et de THORP (*Thermal Oxide Reprocessing Plant*) fermée en 2018, au Royaume-Uni. Une petite usine de retraitement a démarré en Chine.

Les usines de La Hague (UP2-800 et UP3) retraitent essentiellement des combustibles des centrales d'EDF, mais aussi, surtout dans le passé, des combustibles de clients étrangers (Allemagne, Belgique, Japon, Pays Bas et Suisse). À l'usine de La Hague, de 1977 à 1995, il a été retraité pour ces cinq pays 512 tonnes de combustibles irradiés dans l'usine UP2-800 puis 9 683 tonnes de 1999 à 2016, dans l'usine UP3.

Depuis la loi du 28 juin 2006, qui a modifié et complété le code de l'environnement, les contrats de retraitement de combustibles irradiés doivent faire préalablement l'objet d'accords intergouvernementaux (sur la période 2007-2017). De tels accords, qui font ensuite l'objet d'un décret, ont par exemple, été signés entre la France et l'Italie (222 tonnes, 2007), les Pays-Bas (122 t, 2010 et 2013), la Belgique (196 t, 2014) et l'Australie (0,55 t, 2018).

Fin 2024, selon Orano, ce sont 41 236 tonnes de combustibles usés des réacteurs de type eau légère qui ont été retraitées à la Hague, dont environ 74,5 % pour EDF, 13,3 % pour des clients allemands, 7,1 % pour des clients japonais, et le reste principalement pour des clients suisses, belges, néerlandais et italiens [ORANO 2024], par ordre d'importance.

3.3 RADIOACTIVITE ET TOXICITE DU PLUTONIUM

Du fait du rôle principal du plutonium fissile, on oublie généralement les autres isotopes. Dans le cas d'un réacteur à eau et uranium enrichi, le plutonium 239 représente en poids 53 % du plutonium contenu dans le combustible usé et le plutonium 241, 11%, ce qui porte à 64% la proportion d'isotopes fissiles, soit près des deux tiers du plutonium total.

Si le plutonium 239 est sur le plan "pondéral" l'isotope majeur du plutonium produit dans le réacteur, il n'en va pas de même en termes de charge radioactive.

Tous les isotopes et composés du plutonium sont toxiques et radioactifs. La radioactivité d'une quantité de plutonium dépend de sa composition en plusieurs isotopes, chacun ayant une « durée de vie » différente et un type différent d'émission de particules.

Ainsi, le plutonium 239 a une "demi-vie" ou "période" (temps au bout duquel la moitié de la quantité initiale de cet isotope s'est transformée) de 24 110 ans, tandis que celle de plutonium 241 est de 14,33 ans et celle du plutonium 238 de 87,74 ans.

Dans le plutonium couramment produit dans les réacteurs des centrales nucléaires, la radioactivité provient surtout du plutonium 241 (émetteur "bêta", électrons) et du plutonium 238 (émetteur "alpha", noyau d'hélium). De plus, le plutonium 241 se transforme en américium 241, émetteur "alpha" de 432,6 ans de demi-vie. L'activité massique très élevée du plutonium 238 produit par absorption des "alpha" dans le combustible, un fort dégagement de chaleur.

Dans les espaces de travail professionnel des usines de retraitement, la nature chimique du plutonium va varier en fonction des étapes de son extraction et de ses traitements (nitrate, Pu-

TBP, PuO₂). L'inhalation sous forme d'aérosols et leur pénétration dans le poumon profond va dépendre de leur diamètre aérodynamique moyen et de leur densité. Une fraction des particules inhalées est remontée le long de la trachée puis, arrivée au carrefour aéro-digestif, bascule dans le système digestif où elle est en très grande partie éliminée par voie fécale.

Les particules de plutonium s'oxydent très rapidement dans l'air et celles qui pénètrent dans le système respiratoire sont généralement sous forme d'oxyde de plutonium insoluble. Quand ces particules de plutonium sont inhalées, elles irradient directement les cellules du poumon, au contact de l'aérosol déposé. Elles sont ensuite solubilisées lentement au niveau des poumons avec une *période biologique* d'environ 500 à 1000 jours. Dans le cas d'une ingestion, la fraction du plutonium qui passe dans le sang est très faible ($f = 5.10^{-4}$ environ). Elle dépend de la solubilité chimique sous laquelle se trouve le plutonium.

Une fois passée la barrière intestinale, le plutonium inhalé ou ingéré est alors dans le sang circulant et peut se déposer dans divers organes. Il se fixe principalement (80%) sur deux d'entre eux : les *surfaces osseuses* du squelette et le *foie* avec des taux de rétention égaux respectivement à environ 50% et 30%. La période biologique d'élimination du plutonium (élimination de 50% de la charge radioactive de l'organe considéré) est en moyenne de l'ordre de 50 ans au niveau osseux et d'environ 20 ans au niveau hépatique. Le plutonium parvenu dans ces organes peut donc affecter l'ADN et provoquer des cancers, si la répartition des particules dans l'organe considéré est assez grande.

Pour ces raisons, les installations industrielles traitant du plutonium (usines de retraitement, usines de fabrication de combustibles au plutonium, transports de plutonium) nécessitent des barrières de protection adaptées aux risques présentés par les aérosols (dépressions, filtrations), par les rayonnements « gamma » (béton, hublots de verre au plomb et par les neutrons (matériaux neutrophages).

4. LE MOX

4.1 LE COMBUSTIBLE MOX

La technique du retraitement a été historiquement développée durant la seconde guerre mondiale pour la production de plutonium à des fins militaires, la "bombe atomique", également produite avec de l'uranium 235 obtenu par "enrichissement" en uranium 235 de l'uranium naturel.

Puis la production de plutonium a été poursuivie et amplifiée pour fournir du combustible à la filière des réacteurs à neutrons rapides "surgénérateurs" : Rapsodie, Phénix et Superphénix en France.

Superphénix ayant été définitivement arrêté et la filière abandonnée, le MOX s'est trouvé être le "débouché" pour une partie importante du plutonium produit par le retraitement. Il reste cependant des quantités importantes de plutonium entreposées à l'usine de retraitement de La Hague (92,4 tonnes de plutonium fin 2024, dont 79,5 tonnes de plutonium français), qui dépassent très largement les besoins annuels des réacteurs d'EDF (9 tonnes par an environ).

Ce nouveau combustible, appelé MOX (mélange d'oxydes d'uranium appauvri en uranium 235 et de plutonium) a été imaginé pour se substituer au combustible classique à uranium enrichi en uranium 235 (3,7% contre 0,71% dans l'uranium naturel) dans les réacteurs à eau ordinaire et uranium enrichi (PWR et BWR).

L'utilisation de combustibles MOX dans les réacteurs d'EDF a débuté en 1987. En 2024, elle concernait 22 réacteurs sur les 32 réacteurs de 900 MW de puissance électrique nette en fonctionnement.

La teneur moyenne en plutonium des combustibles MOX neufs a varié de 5,3 % à 7,08 % (ce pourcentage est variable suivant la position de l'assemblage dans le cœur du réacteur). Depuis 2007, le taux moyen est passé à 8,65 % de plutonium, afin d'équilibrer les taux de combustion MOX, et obtenir ainsi une gestion identique des deux types de combustible par quart de cœur.

Depuis 2017, EDF est autorisée à utiliser une teneur en plutonium plus élevée (9,08%) et, en 2020, à avoir une plus grande souplesse pour la valeur des teneurs en plutonium des recharges MOX.

Ces réacteurs utilisent en moyenne 111 t/an de combustibles MOX, avec une teneur en plutonium de 8,65% soit un besoin moyen de 9,65 tonnes de plutonium par an. Fin 2024, sur les 92 tonnes de plutonium (sous forme de PuO₂) détenues à La Hague, 79,5 tonnes appartenaient à la France, soit la quantité suffisante pour 8,2 années de fonctionnement des 22 réacteurs de 900 MW utilisant du combustible MOX à fin 2020. Un trop-plein qui entraîne la pollution du plutonium par de l'américium 241 (isotope neutrophage) produit par la décroissance du plutonium 241.

4.2 RISQUES ACCRUS DU FAIT DU MOX, EN FONCTIONNEMENT ET EN CAS D'ACCIDENT

Un combustible MOX ("neuf") est composé d'environ 8,65% de plutonium issu du retraitement des combustibles irradiés et de 91,35% d'uranium appauvri. L'activité "alpha- bêta" du MOX est complètement dominée par celle du plutonium qui comporte cinq isotopes émetteurs « alpha » et un seul isotope émetteur « bêta » (le plutonium 241).

L'activité "alpha" est dominée par celle du plutonium 238, tandis que l'activité totale est essentiellement constituée par l'activité « bêta » du plutonium 241. L'activité de 1kg de MOX (environ 38 TBq, Térabecquerel, unité de mesure de l'activité d'un radionucléide) est 1,7 million de fois plus importante que celle d'un kg d'uranium naturel (environ $2,28 \cdot 10^{-5}$ TBq).

a) Du fait de sa plus grande radioactivité alpha, un élément neuf de combustible MOX a une température de surface (paroi de la gaine du combustible) de 80 degrés, alors qu'un combustible neuf à l'uranium est à la température ambiante. Le maniement des combustibles neufs MOX nécessite donc des équipements particuliers. La présence de combustibles MOX dans un réacteur nucléaire (en général un tiers ou un quart du chargement total) rend donc la manipulation des combustibles (chargement et déchargement) plus difficile.

b) La présence de combustibles MOX dans le réacteur rend le contrôle plus délicat (combustibles de natures différentes) et réduit l'efficacité des barres de contrôle.

c) Les températures de fusion du plutonium (640°C et 2 400°C pour l'oxyde de plutonium) sont plus basses que celles de l'uranium (1135°C et 2 865°C pour l'oxyde d'uranium).

d) En cas de détérioration et de fusion des combustibles, le risque de « criticité » (emballement de la réaction en chaîne) est plus grand car la masse critique du plutonium est le tiers de celle de l'uranium 235 (celui-ci n'étant d'ailleurs pas séparé des autres isotopes en cas de fusion et ne représentant au maximum que 3,5% de la masse totale de l'uranium du combustible UO₂).

4.3 ENTREPOSAGE ET STOCKAGE DES COMBUSTIBLES MOX IRRADIÉS

Les combustibles MOX neufs et irradiés sont, du fait de leur forte teneur en radionucléides émetteurs « alpha », beaucoup plus chauds que les combustibles classiques (deux fois plus après trois années de refroidissement [Guillemette 2013], [IRSN 2018]). L'entreposage en piscine des combustibles MOX irradiés nécessite une compensation pour l'évaporation plus importante que celle des piscines qui contiennent des combustibles classiques. Enfin, le temps minimum de séjour en piscine des combustibles MOX usés, est beaucoup plus long que celui des combustibles classiques d'oxyde d'uranium et ces combustibles ne sont pas retraités.

Entre 1992 et 2008 les usines de La Hague ont retraité **73,2** tonnes de MOX pour des clients étrangers, alors que dans le même temps, les combustibles d'oxyde d'uranium avaient un tonnage 269 fois plus important (19 697 tonnes). Le retraitement des MOX n'a concerné que 0,37% de l'ensemble des combustibles retraités.

La teneur en plutonium du MOX neuf qui est égale à 8,65% est réduite à 6,66% dans le MOX irradié, soit une réduction de 2%. En valeur relative, seuls 23% de la charge initiale en plutonium a produit de l'énergie, ce qui montre que l'usage du MOX ne constitue pas une bonne solution pour consommer le plutonium, dans les réacteurs actuels du parc EDF.

Pour un transport sur la voie publique, la puissance thermique maximale d'un combustible irradié doit être au plus égale à 6 kW, selon les agréments de transports actuels en France, ce qui correspond à un séjour d'environ 2,5 années de refroidissement dans la piscine de réacteur avant le transfert à La Hague. Cette contrainte conduit à un engorgement des piscines de réacteurs de 900 MW utilisant le MOX car la capacité de ces piscines est d'environ 2 cœurs avec une place laissée libre pour tout déchargement d'urgence du cœur en fonctionnement. La réponse d'EDF à ce problème repose sur la construction d'une nouvelle piscine d'entreposage centralisé qui ne sera mise en service qu'à l'horizon 2030. À cette date, l'usine UP3 fêtera ses 40 ans, un âge avancé pour une INB, généralement une étape où l'on a déjà fixé une date d'arrêt de son activité industrielle.

Pour le stockage définitif, on estime qu'il faut entreposer 60 ans un combustible irradié à base d'uranium mais 150 ans pour un combustible MOX irradié.

La France envisage cependant de stocker à Cigéo les combustibles MOX irradiés en même temps que les assemblages UOX, mais afin de ne pas dépasser les 90°C à la surface du conteneur de stockage, celui des MOX ne comporterait qu'un seul assemblage MOX au lieu de quatre.

Il occuperait ainsi à lui seul, une alvéole de stockage alors que les UOX seraient groupés par quatre dans une alvéole de même dimension. Le surcoût du MOX s'exprime donc à toutes les étapes : depuis la fabrication du combustible jusqu'à son stockage définitif une fois irradié.

De 1987 (année du premier chargement de MOX) à fin 2018, 2 140 tonnes de MOX ont été déchargées tandis que 424 t étaient chargées dans les 22 réacteurs de 900 MW. Ces 2 564 assemblages MOX irradiés, qui seraient stockés en l'état, prendront plus de place que 10 000 assemblages UOX et URE.

Fin 2024, l'entreposage dans les piscines de La Hague de combustibles irradiés issus des réacteurs était de 10157 tonnes, dont environ 1 700 tonnes de MOX. La capacité théorique de ces piscines a été portée de 12 000 à 18 000 tonnes, après renforcement de la protection neutronique des "paniers" (contenant 9 assemblages PWR), ce qui permet de les rapprocher les uns des autres. Mais pour des raisons techniques, notamment les espaces nécessaires aux mouvements sous eau des "paniers" de combustibles, la capacité maximale autorisée est de 13

990 tonnes. Il faut donc, pour ne pas perturber les équilibres, évacuer annuellement la quantité déchargée des cœurs, soit environ 1200 tonnes dont 1100 tonnes sont retraitées.

En clair, le programme national de retraitement des combustibles irradiés à La Hague est dominé par un facteur unique : **le risque d'engorgement des piscines d'entreposage d'EDF et de La Hague.**

5. LA CONVENTION OSPAR

La Convention pour la protection du milieu marin de l'Atlantique du Nord-Est, dite Convention OSPAR (Oslo-Paris), a été signée à Paris le 22 septembre 1992. Cette convention est née de la fusion de la Convention d'Oslo (1972) pour la prévention de la pollution marine par les opérations d'immersion et de la Convention de Paris (1974), pour la prévention de la pollution marine d'origine tellurique.

Ratifiée par les pays riverains de l'Atlantique Nord-Est, incluant la Mer du Nord (Allemagne, Belgique, Danemark, Espagne, France, Irlande, Islande, Norvège, Pays-Bas, Portugal, Royaume-Uni, Suède), plus le Luxembourg, la Finlande, la Suisse et l'Union européenne, elle est entrée en vigueur en mars 1998. Elle a repris les mandats des Conventions antérieures, et en a élargi l'approche dans le sens des dispositions prises lors des réunions de la Conférence des ministres de l'Environnement des pays riverains de la Mer du Nord.

La convention s'applique à un espace marin d'une superficie de 13,5 millions de kilomètres carrés, correspondant à 4 % des océans de la planète. Les eaux intérieures et les eaux territoriales des parties contractantes, ainsi que leurs zones contiguës respectives. La convention s'applique également à la zone économique exclusive mais surtout à la haute mer et aux grands fonds marins. Certaines aires marines protégées se trouvent donc en dehors de l'espace sous la souveraineté des parties contractantes^[2].

La « Commission OSPAR », qui réunit les représentants des Parties contractantes, est l'organe chargé de mettre en œuvre la Convention. À intervalles réguliers (environ tous les cinq ans), une conférence ministérielle arrête la politique et le programme de travail de la commission pour les années à venir.

À travers les travaux du Comité des Substances Radioactives (RSC), l'objectif de la Commission OSPAR est triple :

- déterminer les substances radioactives et/ou les activités de l'homme préoccupantes sur le plan de l'impact des rejets de substances radioactives ;
- évaluer les substances et les activités ainsi identifiées et les classer en fonction des priorités, afin de pouvoir juger si des mesures s'imposent ;
- élaborer des programmes et des mesures visant à ce que les meilleures technologies soient utilisées dont, s'il y a lieu, des technologies propres.

L'objectif stratégique d'OSPAR en ce qui concerne les substances radioactives consiste à prévenir la pollution de la Zone maritime OSPAR par les radiations ionisantes, cela par des réductions progressives et substantielles des rejets, émissions et pertes de substances radioactives, le but ultime étant de parvenir à des concentrations dans l'environnement qui soient proches des valeurs ambiantes dans le cas des substances radioactives présentes à l'état naturel et proches de zéro dans celui des substances radioactives de synthèse.

Pays signataires de la Convention OSPAR



L'arrêté du 3 octobre 2022 portant homologation de la décision n°2022-DC-0724 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juin 2022 impose une réduction de la limite relative aux rejets d'exploitation courante de l'usine de retraitement de La Hague :

4° Le tableau figurant à la prescription [Areva-LH-94] est modifié ainsi qu'il suit :

a) à la limite relative aux rejets d'exploitation courante de strontium-90, le nombre : « 1,2 » est remplacé par le nombre : « 0,6 » ;

b) à la limite relative aux rejets d'exploitation courante de césium-137, le nombre : « 2,0 » est remplacé par le nombre : « 1,6 » ;

c) à la limite relative aux rejets de césium-134, le nombre : « 0,5 » est remplacé par le nombre : « 0,35 » ;

d) à la limite relative aux rejets de ruthénium-106, le nombre : « 15 » est remplacé par le nombre : « 7,5 » ;

e) à la limite relative aux rejets d'exploitation courante du cobalt-60, le nombre : « 0,9 » est remplacé par le nombre : « 0,5 » ;

f) à la limite relative aux rejets d'exploitation courante des autres émetteurs bêta et gamma, le nombre : « 30 » est remplacé par le nombre : « 12 ».

Les limites imposées aux installations du projet « Aval du Futur » devraient donc être nettement inférieures et tendre vers zéro, ne serait-ce que sous la pression des autres pays signataires.

6. LE COÛT DU PROJET

Mais, quel serait le coût ?

Un article de l'Usine Nouvelle du 24 avril 2026 nous dit :

« Ce chantier représentera un investissement de l'ordre de 50 milliards d'euros (en l'année 2024), hors coûts financiers et inflation, supporté très majoritairement par EDF, le principal client. Le principe du financement a été validé lors du dernier Conseil de politique nucléaire du 12 mars 2026 mais doit être finalisé à la fin de l'année ».

Finalement, tous ces opérateurs comptent sur le financement par l'État. En aura-t-il les moyens ?

Fort heureusement, les décisions d'investissement devraient s'échelonner à partir de 2030.

CONCLUSION : VISION SUR UNE VISION

Outre son ampleur, le projet « Aval du Futur » n'est pas sans poser des difficultés techniques nouvelles dont le retraitement des combustibles MOX irradiés et celui des combustibles irradiés issus des réacteurs à neutrons rapides, notamment provenant du réacteur Superphénix.

Le projet « Aval du Futur » s'inscrit dans une vision optimiste du développement des réacteurs électronucléaires en France, souligné dans le Préambule de la présentation d'Orano :

*« L'Aval du futur a pour objectif de préparer et conduire le renouvellement de ces usines, au sein du site Orano La Hague. Cela permettra de doter la France de l'outil industriel permettant le recyclage des combustibles jusqu'à la fin du siècle et **de préparer les combustibles de la future génération de réacteurs nucléaires** ».*

Ainsi, la vision de « L'Aval du Futur » repose sur une autre vision : celle d'un électronucléaire flamboyant : séries d'EPR2 et, en ligne de mire, le Graal des réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs... Sans oublier la vente de réacteurs à l'étranger.

La réalité du désastre industriel de l'EPR de Flamanville et les péripéties du chantier des réacteurs de Hinkley Point au Royaume-Uni, devraient alerter l'État sur les risques économiques de la construction de 6, voire 14, réacteurs EPR2.

Le projet « Aval du Futur » doit être abandonné.

Les conditions de fonctionnement des installations actuelles de l'usine de La Hague doivent être analysées en termes de sûreté et de sécurité, au regard des bouleversements climatiques et de la situation géopolitique, notamment vis-à-vis des agressions par drones.

L'arrêt définitif du retraitement des combustibles irradiés s'impose. La solution à privilégier est l'entreposage à sec des combustibles irradiés dans des installations sécurisées, à l'image de ce qui se pratique aux États-Unis avec des confinements produits par Orano (Nuhoms Matrix storage module)², sur les sites des centrales nucléaires ou des centres du CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives).

² <https://www.orano.group/usa/en/our-portfolio-expertise/products-services/used-fuel-management/used-fuel-storage/nuhoms-matrix-storage-module>