



Dossier du maître d'ouvrage pour le débat public sur le plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs

5^e édition du PNGMDR

Approfondir ses
connaissances





SOMMAIRE

Fiche n° 1 :

Dispositions législatives et réglementaires applicables aux activités nucléaires en matière de gestion des déchets radioactifs

Fiche n° 2 :

Encadrement réglementaire et surveillance de l'impact environnemental et sanitaire des activités nucléaires

Fiche n° 3 :

Les principales étapes du projet Cigéo

Fiche n° 4 :

Le financement des charges nucléaires de long terme

Fiche n° 5 :

Réglementation et guides relatifs aux impacts sanitaire et environnemental à long terme des installations de stockage de déchets radioactifs

Fiche n° 6 :

Impact des activités de gestion des matières et des déchets radioactifs sur l'environnement et les populations

Fiche n° 7 :

Impact à long terme d'une installation de stockage géologique de déchets radioactifs

Fiche n° 8 :

Le transport des substances radioactives

Fiche n° 9 :

Panorama des installations nucléaires de base en France

Fiche n° 10 :

Le combustible MOx

Fiche n° 11 :

Caractéristiques des déchets de faible activité à vie longue (FA-VL)

Fiche n° 12 :

La séparation-transmutation

Fiche n° 13 :

L'entreposage du combustible nucléaire usé

Fiche n° 14 :

Les installations de stockage de déchets radioactifs

Fiche n° 15 :

La mise en œuvre du financement des installations de stockage des déchets radioactifs

Fiche n° 16 :

Accords internationaux et cadre européen pour la gestion des déchets et des matières radioactives

Fiche n° 17 :

Les parcs électronucléaires à l'international

Fiche n° 18 :

Les cycles du combustible à l'international

Fiche n° 19 :

La gestion des déchets de très faible activité à l'international

Fiche n° 20 :

État des recherches, études et projets sur le stockage géologique profond de déchets radioactifs à l'international

Dossier du maître d'ouvrage pour le débat public sur le plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs - Approfondir ses connaissances

Contacts :

Autorité de sûreté nucléaire
Direction déchets, installations de recherche et du cycle
15 rue Louis Lejeune
92120 Montrouge
Tél. : 0146 16 40 00
www.asn.fr

Conception graphique : Groupe Rouge Vif
Avril 2019

Crédits photos :

Couverture (de gauche à droite) : Laurent Mignaux - Terra / Manuel Bouquet - Terra ;

Ministère de la Transition écologique et solidaire
Direction générale de l'énergie et du climat
Tour Séquoia
92055 La Défense Cedex
Tél. : 0140 812122
www.developpement-durable.gouv.fr

FICHE N° 1 :

DISPOSITIONS LÉGISLATIVES ET RÉGLEMENTAIRES APPLICABLES AUX ACTIVITÉS NUCLÉAIRES EN MATIÈRE DE GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Les règles de gestion des matières et déchets radioactifs sont liées à la réglementation dont relèvent les installations dans lesquels ils sont produits :

- installations nucléaires de base,
- installations nucléaires de base secrète,
- installations classées pour la protection de l'environnement,
- activités relevant du code de la santé publique.

Les installations nucléaires de base

La loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire a institué le régime légal des **installations nucléaires de base**. La nomenclature de ces installations est définie par le décret n° 2007-830 du 11 mai 2007. Les exigences générales qui leur sont applicables en matière de procédures administratives d'autorisation et d'exploitation sont précisées dans le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives, et par l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (INB). Les titres VI et VII de ce dernier arrêté traitent plus particulièrement de la gestion des déchets. Le titre VI rappelle notamment la nécessité pour l'exploitant de prendre toutes les dispositions nécessaires dans la conception et l'exploitation de ses installations pour assurer une gestion optimale et sûre des déchets produits.

Les dispositions du titre VI sont précisées dans la décision n° 2015-DC-0508 de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) du 21 avril 2015 relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base, notamment pour ce qui concerne le plan de zonage déchets, délimitant les zones à production possible de déchets nucléaires au sein de son installation. Par ailleurs, la décision n° 2017-DC-0587 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 mars 2017 relative au conditionnement des déchets radioactifs et aux conditions d'acceptation des colis de déchets radioactifs dans les installations nucléaires de base de stockage précise les exigences générales concernant les colis de déchets radioactifs, leurs conditions de fabrication, de contrôle, afin qu'ils puissent être acceptés dans les installations de stockages, qu'elles soient existantes ou à l'étude. Dans cette décision, l'ASN précise les responsabilités respectives du détenteur des déchets radioactifs, de l'exploitant procédant à son conditionnement et à l'exploitant de l'installation de stockage à laquelle ils sont destinés.

Les installations nucléaires de base secrètes

Les **installations nucléaires de base secrètes (INBS)** sont des installations nucléaires de base dont les activités appellent une protection particulière au titre de la Défense nationale. Elles sont soumises aux dispositions du code de la défense, ce qui implique un régime d'autorisation et de surveillance spécifique. L'autorisation est délivrée par décret pris sur le rapport du ministre de la défense. Ce décret n'est pas publié lorsque sa publication serait de nature à compromettre la protection des intérêts de la défense nationale. Les demandes d'autorisation sont instruites par des personnes habilitées au secret de la défense nationale.

La gestion des déchets radioactifs au sein des INBS est encadrée par l'arrêté du 26 septembre 2007 fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des installations nucléaires de base secrètes. Le titre VI de cet arrêté rappelle la nécessité pour l'exploitant de prendre toutes les dispositions nécessaires pour réduire le volume, la toxicité radiologique, chimique et biologique des déchets produits dans ses installations et pour optimiser leur gestion en veillant à favoriser leur valorisation et leur traitement par rapport à un stockage définitif, réservé aux déchets ultimes.

Les informations accessibles au public concernent notamment les autorisations de prélèvements d'eau et de rejets d'effluents, pour lesquelles une enquête publique est effectuée et les projets d'arrêtés présentés pour avis au conseil départemental de l'environnement et des risques sanitaires et technologiques (CODERST). Les exploitants sont aussi astreints à la publication d'un rapport annuel relatif au contrôle des rejets d'effluents et à la surveillance de l'environnement, qui est rendu public et transmis à la Commission d'information.



Les installations classées pour la protection de l'environnement

Les installations susceptibles de mettre en œuvre plus de 10 m³ de substance radioactive dont la capacité se traduirait par une activité totale (exprimée par un coefficient Q) inférieure au seuil mentionné dans la nomenclature INB mais dépassant 10⁴, sont soumises à autorisation au titre des **installations classées pour la protection de l'environnement** (ICPE ; rubrique 1716). Les installations stockant ou entreposant plus d'une tonne de résidus solides de minerai d'uranium, de thorium ou de radium et les produits de traitement sans uranium enrichi en isotope 235 (rubrique 1735) ou les installations susceptibles de gérer plus de 10 m³ de déchets radioactifs dont l'activité totale serait supérieure aux seuils d'exemption définis par le code de la santé publique (rubrique 2797) sont également soumises à autorisation au titre des ICPE en application du décret n° 2014-996 du 2 septembre 2014 modifiant la nomenclature des installations classées pour la protection de l'environnement (codifié dans le code de l'environnement) et du décret n° 2018-434 du 4 juin 2018 portant diverses dispositions en matière nucléaire. L'arrêté du 23 juin 2015¹ décrit en particulier les modalités de gestion des déchets requises pour ces installations.

Les activités relevant du code de la santé publique

En ce qui concerne les déchets produits par les activités nucléaires hors INB, INBS ou ICPE (activités nucléaires médicales notamment), l'article R. 1333-16 du code de la santé publique et la décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 29 janvier 2008 prévoient que la gestion des effluents et des déchets contaminés par des substances radioactives ou susceptibles de l'être comportant un risque d'exposition aux rayonnements ionisants doit faire l'objet d'un examen et d'une approbation par les pouvoirs publics.

Enfin, s'agissant de la gestion des résidus de traitement miniers et des stériles, les dispositions du code minier doivent être prises en considération.

¹ Arrêté du 23/06/2015 relatif aux installations mettant en œuvre des substances radioactives, déchets radioactifs ou résidus solides de minerai d'uranium, de thorium ou de radium soumises à autorisation au titre de la rubrique 1716, de la rubrique 1735 et de la rubrique 2797 de la nomenclature des installations classées

FICHE N° 2 :

ENCADREMENT RÉGLEMENTAIRE ET SURVEILLANCE DE L'IMPACT ENVIRONNEMENTAL ET SANITAIRE DES ACTIVITÉS NUCLÉAIRES

Tout projet, mais également tout plan ou programme, fait l'objet d'une **évaluation environnementale**, c'est-à-dire une évaluation de ses impacts sanitaires et environnementaux. Concrètement, cette évaluation consiste principalement à identifier et évaluer les effets notables sur l'environnement du projet ou plan/programme, à exposer les mesures de substitution envisagées pour atteindre les objectifs visés par le plan/programme ou le projet, et expliquer pourquoi elles n'ont pas été retenues, et enfin à indiquer les mesures prévues pour réduire et compenser les incidences négatives du plan/programme ou projet sur l'environnement.

En application des dispositions des articles L.122-4 et suivants du code de l'environnement, la prochaine édition du PNGMDR devra faire l'objet d'une évaluation environnementale. Cette évaluation sera soumise pour avis à l'Autorité environnementale du Conseil général de l'environnement et du développement durable (au sein du Ministère en charge de l'environnement)¹. Le rapport d'évaluation environnementale du PNGMDR et l'avis de l'autorité environnementale sont rendus public. Ce fut le cas de l'édition 2016-2018 du plan, conduisant le maître d'ouvrage à améliorer et à compléter les prescriptions du plan vis-à-vis de ses enjeux environnementaux.

De même, tout projet d'activité nucléaire, en application des articles L.122-13 et suivants du code de l'environnement, fait l'objet d'une évaluation environnementale. Ces impacts peuvent justifier que le projet soit soumis à une autorisation.

Le système français pour obtenir une autorisation est basé sur une **approche proportionnée aux enjeux**. Les différentes nomenclatures permettent de déterminer la procédure d'autorisation à suivre. Les activités de gestion des déchets radioactifs et du combustible usé sont encadrées principalement par le code de l'environnement, qui définit les exigences liées aux installations nucléaires de base (INB) et aux installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE). Certaines activités mettant en œuvre des quantités moindres de substances radioactives, ne relevant ni de la nomenclature INB, ni de la nomenclature ICPE, sont encadrées par le code de la santé publique.

Tout producteur ou détenteur de déchets doit s'assurer que la personne à qui il les remet est autorisée à les prendre en charge². L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) ou l'inspection des installations classées sont chargées de s'assurer que les opérations de gestion de déchets ou de combustibles usés ne soient pas réalisées sans autorisation préalable.

Installations classées pour la protection de l'environnement

Le futur exploitant d'une ICPE (nomenclature définie à l'article R. 511-9 du code de l'environnement) dépose une **demande d'autorisation** auprès du Préfet de département³. Cette demande est instruite par l'inspection des installations classées. Une fois jugée recevable, elle fait l'objet d'une consultation des services de l'État et d'une **enquête publique** afin de recueillir l'avis des parties prenantes. Le projet d'autorisation et les prescriptions nécessaires à la protection de l'environnement sont soumis au demandeur et à l'avis d'une commission départementale pluraliste (le **CODERST**⁴, commission administrative à caractère consultatif). L'autorisation est ensuite délivrée par le préfet, qui prescrit les conditions de fonctionnement de l'installation.

Les autorisations relatives aux installations de stockage de déchets, aux sites de stockage géologique de dioxyde de carbone et aux carrières sont données pour une durée limitée et fixent le volume maximal de produits stockés ou extraits, ainsi que les conditions de remise en état du site⁵.

¹ Article R.122-17 du code de l'environnement.

² Article L. 541-2 du code de l'environnement.

³ Conformément aux procédures prévues aux articles R. 181-1 à R. 181-15 du code de l'environnement.

⁴ Le Conseil de l'Environnement et des Risques sanitaires et technologiques concourt à l'élaboration, à la mise en œuvre et au suivi, dans le département, des politiques publiques dans les domaines de la protection de l'environnement, de la gestion durable des ressources naturelles et de la prévention des risques sanitaires et technologiques. Il est chargé d'émettre un avis sur les projets d'actes réglementaires et individuels en matière d'installations classées, d'autorisations au titre de la loi sur l'eau, de risques sanitaires liés à l'habitat insalubre. C'est une instance de concertation et de conseil pour la prise de décision du Préfet.

⁵ Article R. 512-35 du code de l'environnement.

Réglementation applicable aux ICPE en matière de rejets des eaux

Les installations classées sont conçues de manière à limiter les émissions polluantes dans l'environnement, notamment par la mise en œuvre de technologies propres, le développement de techniques de valorisation, la collecte sélective et le traitement des effluents et déchets en fonction de leurs caractéristiques, et la réduction des quantités rejetées.

Pour ce qui concerne les rejets des eaux, l'exploitant est tenu de respecter :

- la directive-cadre sur l'eau,
- les schémas directeurs d'aménagement et de gestion de l'eau, ainsi que les schémas d'aménagement et de gestion de l'eau,
- l'arrêté ministériel du 2 février 1998 et les arrêtés sectoriels.

Par ailleurs, dans le cadre de son étude d'impact, l'exploitant étudie l'**impact quantitatif et qualitatif** du projet sur le milieu « récepteur » (milieu considéré comme étant affecté par les activités du site étudié). En tenant compte de l'état initial du milieu, il évalue l'impact du projet sur celui-ci, justifie les mesures compensatoires prises pour minimiser cet impact, et rend le projet compatible avec l'état initial du milieu.

Pour les plus grosses installations, relevant de la directive sur les émissions industrielles (IED), l'exploitant est tenu de démontrer qu'il utilise les meilleures technologies disponibles de sa branche d'activité, à un coût économiquement acceptable.

Pour ce qui concerne les rejets de substances radioactives, l'arrêté d'autorisation, sur la base de l'étude d'impact, fixe⁶ :

- les conditions de traitement des eaux de ruissellement et des effluents,
- les valeurs limites de rejet en concentration et en flux pour les effluents liquides, notamment ceux radioactifs, et, le cas échéant, pour les eaux de ruissellement, y compris radioactives.

Prescriptions individuelles encadrant les prélèvements d'eau et les rejets du Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (Cires) de l'Andra

Les rejets et les prélèvements d'eau du Cires sont réglementés par l'arrêté préfectoral n° 2016020-0003 du 20 janvier 2016 complété par l'arrêté préfectoral n° 2016313-0001 en date du 8 novembre 2016.

Surveillance environnementale des ICPE

L'article R. 181-43 du code de l'environnement prévoit que « l'arrêté d'autorisation environnementale [...] comporte également [...] 3° les moyens d'analyses et de mesures nécessaires au contrôle du projet et à la surveillance de ses effets sur l'environnement [...] ».

L'intérêt de la **surveillance de l'environnement** est de permettre à l'exploitant d'agir, avant que l'état des milieux ne se dégrade et ne nécessite la mise en œuvre d'actions coûteuses de réhabilitation. La réalisation de mesures régulières au voisinage du site de l'installation classée est nécessaire lorsque les mesures de réduction à la source ne permettent pas de contrôler l'ensemble des émissions (cas des émissions diffuses en particulier). Une surveillance de l'environnement peut également être mise en place à la suite de la détection d'une anomalie, ou d'un constat d'effet de l'installation sur l'environnement.

Cette surveillance peut prendre plusieurs formes : surveillance dans l'air ambiant (concentrations dans l'air et retombées atmosphériques, bio-accumulateurs), surveillance des eaux souterraines ou de surface, prélèvement de sédiments, de sols ou de végétaux, utilisation de bio-accumulateurs. Dans le cas d'une surveillance de l'air ambiant, la prise en compte des paramètres liés à la topographie du site et à la météorologie constitue un préalable nécessaire à l'élaboration d'un protocole de surveillance environnementale.

⁶ Conformément à l'arrêté ministériel du 23 juin 2015 relatif aux installations mettant en œuvre des substances radioactives, déchets radioactifs ou résidus solides de minerais d'uranium, de thorium ou de radium soumises à autorisation au titre de la rubrique 1716, de la rubrique 1735 et de la rubrique 2797 de la nomenclature des installations classées

Installations nucléaires de base

Le décret n° 2007-830 du 11 mai 2007 relatif à la nomenclature des installations nucléaires de base (INB) précise le type d'installations soumises à ce régime. Par exemple, les usines de traitement des combustibles usés d'Orano de La Hague, ou le centre de stockage de l'Aube pour les déchets de faible et moyenne activité à vie courte, sont des INB.

Procédures d'autorisation de création et de mise en service d'une INB

Les procédures d'autorisation de création et de mise en service d'une INB sont définies aux articles L. 593-7 à L. 593-17 du code de l'environnement et précisées aux articles R. 593-14 à R. 593-37 de ce même code.

La **demande d'autorisation** est déposée auprès du ministre en charge de la sûreté nucléaire. Dans ce cadre, ces demandes sont instruites par la mission de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (MSNR) rattachée, au sein du ministère de la Transition écologique et solidaire, à la direction générale de la prévention des risques, qui coordonne l'ensemble de la procédure. L'instruction technique de la demande est réalisée par l'ASN avec l'appui de son expert technique, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Les consultations réglementaires requises, telles que l'avis de l'**Autorité environnementale** et celui de la **Commission Locale d'Information (CLI)**, sont organisées. Une fois le dossier jugé recevable, il est transmis à l'autorité locale, le Préfet, afin qu'il organise la consultation des parties prenantes par l'intermédiaire d'une enquête publique. La consultation, menée par un commissaire enquêteur, dure deux mois. Le ministère chargé de la sûreté nucléaire rédige le projet de décret qui est soumis, avant signature, à l'avis de l'ASN et à celui du demandeur. Une fois signé, le décret d'autorisation est notifié au demandeur et publié au Journal officiel.

Par ailleurs, l'exploitant doit demander une autorisation auprès de l'ASN pour **mettre en service** son installation, c'est-à-dire pour y introduire pour la première fois des substances radioactives.

L'article L. 593-18 du code de l'environnement précise que chaque exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au **réexamen de la sûreté** de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales. Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente. Le réexamen de sûreté tient lieu de renouvellement de l'autorisation.

Le contrôle des rejets et de l'impact environnemental et sanitaire des INB

Le suivi et le contrôle des rejets des installations nucléaires de base

L'arrêté du 7 février 2012 **fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base** et la décision n° 2013-DC-0360 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2013 modifiée fixent les prescriptions générales applicables à toute INB encadrant leurs prélèvements d'eau et leurs rejets. En complément de ces dispositions, l'ASN a défini, dans la décision n° 2017-DC-0588 de l'ASN du 6 avril 2017, les **modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement** applicables spécifiquement aux réacteurs nucléaires à eau sous pression.

Ces dispositions générales ne fixent pas de limites générales de rejets. Ainsi, les quantités maximales de radionucléides permises dans les effluents sont propres à chaque installation. Outre les dispositions générales précitées, des décisions individuelles de l'ASN fixent donc, pour chaque installation, les prescriptions particulières qui lui sont applicables. Tout rejet dans l'environnement qui n'est pas spécifiquement autorisé par ces décisions est interdit.

Les décisions individuelles d'autorisation de prélèvements d'eau et de rejets des INB

Les **décisions individuelles** sont établies sur la base d'une demande d'autorisation de prélèvements d'eau et de rejets faites par les exploitants, pour leurs installations, auprès de l'ASN. Pour ce qui concerne les rejets radioactifs, ce document spécifie les types de radionucléides et les niveaux d'activité qui vont être rejetés.

La demande d'autorisation comporte une étude des impacts sanitaires et environnementaux de l'ensemble des rejets (impacts propres à la radioactivité des substances rejetées et impacts liés aux propriétés chimiques des substances rejetées).

L'ASN instruit les demandes d'autorisation de rejets et de prélèvement d'eau avec l'appui de son expert technique, l'IRSN.

Ce dernier effectue des études d'impacts indépendantes de celles réalisées par les exploitants. Cela permet notamment de vérifier le caractère conservatif des modèles utilisés par les exploitants. Ces études permettent notamment d'estimer la dose maximale qui résulterait :

- d'une exposition des populations d'usagers des eaux dans lesquelles les rejets liquides radioactifs des installations nucléaires sont effectués,
- ou d'une exposition des populations riveraines des installations aux rejets gazeux radioactifs.

L'instruction des demandes d'autorisation vise par ailleurs à s'assurer que les meilleures techniques disponibles sont mises en œuvre pour réduire les émissions de polluants à la source.

L'autorisation accordée par l'ASN à l'issue de son instruction technique du dossier, et après prise en compte des différentes étapes de consultations que comporte la procédure administrative (voir paragraphe suivant), ou de plusieurs installations situées sur un même site, prend la forme de deux décisions individuelles :

- une décision fixant les limites de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux. Cette décision doit être homologuée par un arrêté des ministres chargés de la sûreté nucléaire ;
- une décision relative aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet dans l'environnement des effluents liquides et gazeux et de surveillance de l'environnement.

Lorsque l'installation est en démantèlement, les deux décisions peuvent être fusionnées en une seule décision de l'ASN.

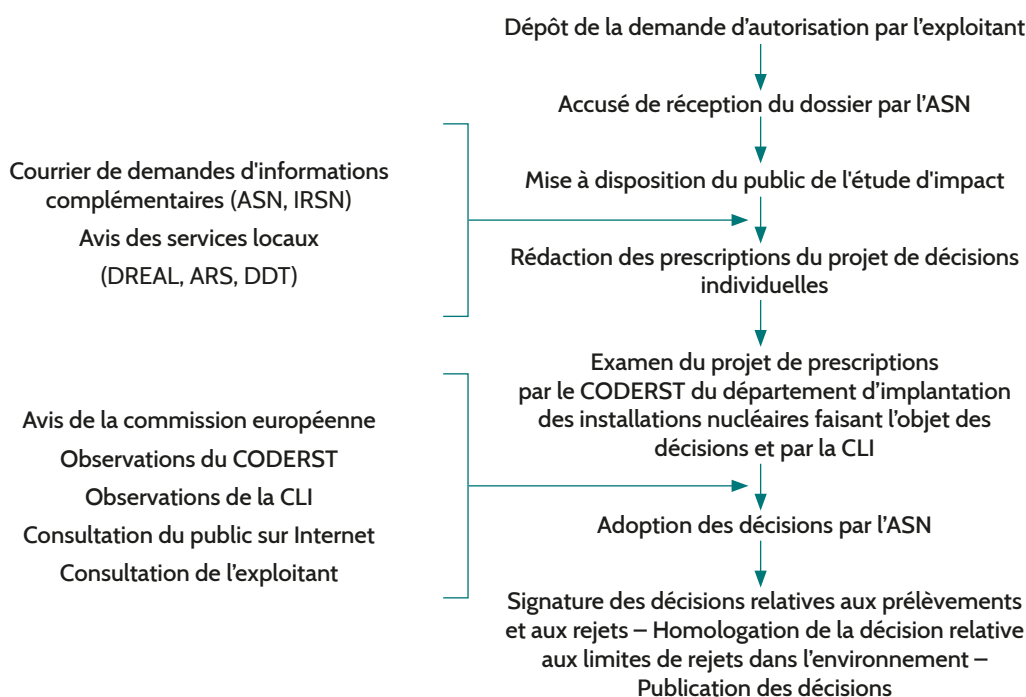
Prescriptions individuelles encadrant les prélèvements d'eau et les rejets des installations nucléaires de base de stockage de déchets radioactifs existantes

Les rejets et prélèvements d'eau du Centre de stockage de l'Aube sont encadrés par l'arrêté du 21 août 2006 autorisant l'Andra à effectuer des rejets d'effluents liquides et gazeux et des prélèvements d'eau pour le centre.

Les rejets et prélèvements d'eau du Centre de stockage de la Manche sont encadrés par le décret n° 2003-30 du 10 janvier 2003 autorisant l'Andra à modifier, pour passage en phase de surveillance, le centre.

La procédure administrative

Procédure administrative d'établissement des décisions individuelles de rejets et de prélèvement d'eau des INB



L'évaluation de l'impact radiologique de l'exploitation des INB

Tout exploitant d'installation nucléaire de base est tenu d'évaluer l'**impact radiologique** (en termes de dose efficace⁷) induit par son activité. Le résultat de cette évaluation est à apprécier en considérant la limite annuelle de dose admissible pour le public (1 millisievert par an – mSv/an) définie à l'article R. 1333-11 du code de la santé publique.

En pratique, la radioactivité artificielle n'est détectable qu'à l'état de traces au voisinage des installations nucléaires. En surveillance de routine, les mesures effectuées sont dans la plupart des cas inférieures aux seuils de décision, ou reflètent la radioactivité naturelle. Ces mesures ne pouvant servir à l'estimation des doses, il est nécessaire de recourir à des modélisations du transfert de la radioactivité à l'homme sur la base des mesures des rejets de l'installation. Ces modèles sont détaillés dans l'étude d'impact de l'installation.

L'évaluation des doses dues aux INB est présentée dans le tableau 1. Dans ce tableau figurent, pour chaque site et par année, les doses efficaces reçues par les groupes de population de référence les plus exposés.

L'estimation des doses dues aux INB pour une année donnée est effectuée à partir des rejets comptabilisés de chaque installation pour l'année considérée. Cette évaluation prend en compte les rejets par les émissaires identifiés (cheminée, conduite de rejet vers le milieu fluvial ou marin). Elle intègre également les émissions diffuses et les sources d'exposition radiologique aux rayonnements ionisants présentes dans l'installation.

L'estimation est effectuée par rapport à un ou plusieurs groupes de référence identifiés. Il s'agit de groupes homogènes de personnes (adulte, nourrisson, enfant) recevant la dose moyenne la plus élevée parmi l'ensemble de la population exposée à une installation donnée selon des scénarios réalistes (tenant compte de la distance au site, des données météorologiques, etc.). L'ensemble de ces paramètres, qui sont spécifiques à chaque site, explique la plus grande partie des différences observées d'un site à l'autre et d'une année sur l'autre.

Pour chacun des sites nucléaires présentés, l'impact radiologique reste très inférieur ou, au plus, de l'ordre de 1 % de la limite pour le public (1 mSv/an). En France, les rejets produits par l'industrie nucléaire ont un impact radiologique très faible.

Tableau 1 : impact radiologique des INB depuis 2012, calculé par les exploitants à partir des rejets réels des installations et pour les groupes de référence les plus exposés (données fournies par les exploitants nucléaires). Les valeurs calculées par l'exploitant sont arrondies à l'unité supérieure.

EXPLOITANT/SITE	GROUPE DE RÉFÉRENCE LE PLUS EXPOSÉ EN 2017	DISTANCE AU SITE EN km	ESTIMATION DES DOSES REÇUES, EN mSv ^(a)					
			2012	2013	2014	2015	2016	2017
Andra / CSA	CD24	2,1	1.10 ⁻⁵	1.10 ⁻⁶	2.10 ⁻⁶	2.10 ⁻⁶	2.10 ⁻⁶	2.10 ⁻⁶
Andra / Centre de stockage de la Manche	Hameau de La Fosse	2,5	4.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴
Framatome Romans	Ferme Riffard	0,2	6.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁵
Orano Cycle / La Hague	Digulleville	2,8	9.10 ⁻³	2.10 ⁻²	2.10 ⁻²	2.10 ⁻²	2.10 ⁻²	2.10 ⁻²
Orano / Tricastin (Areva NC, Comurhex, Eurodif, Socatri, SET)	Les Girardes	1,2	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴
CEA / Cadarache	Saint-Paul-Lez-Durance	5	2.10 ⁻³	2.10 ⁻³	2.10 ⁻³	1.10 ⁻³	<2.10 ⁻³	<2.10 ⁻³
CEA / Fontenay-aux-Roses ^(b)	Achières	30	3.10 ⁻⁵	3.10 ⁻⁵	1.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	<2.10 ⁻⁴	<2.10 ⁻⁴
CEA / Grenoble ^(c)	-	-	2.10 ⁻⁸	5.10 ⁻⁹	(d)	(d)	(d)	(d)
CEA / Marcoule (Atalante, Centrac, Phénix, Mélox, CIS bio)	Codolet	2	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻³	2.10 ⁻⁵	<2.10 ⁻³	<2.10 ⁻³
CEA / Saclay ^(b)	Christ de Saclay	1	1.10 ⁻³	2.10 ⁻³	2.10 ⁻³	2.10 ⁻³	<2.10 ⁻³	<2.10 ⁻³

⁷ Se référer au livret « Quelques repères sur le nucléaire », partie « Qu'est-ce que la radioactivité ? » pour les définitions associées au concept de dose.

EXPLOITANT/SITE	GROUPE DE RÉFÉRENCE LE PLUS EXPOSÉ EN 2017	DISTANCE AU SITE EN km	ESTIMATION DES DOSES REÇUES, EN mSv ^(a)					
			2012	2013	2014	2015	2016	2017
EDF / Belleville-sur-Loire	Beaulieu-sur-Loire	1,8	8.10 ⁻⁴	7.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴
EDF / Blayais	Braud et Saint-Louis	2,5	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻³	6.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴
EDF / Bugey	Vernas	1,8	6.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	9.10 ⁻⁵	2.10 ⁻⁴
EDF / Cattenom	Koenigsacker	4,8	3.10 ⁻³	5.10 ⁻³	8.10 ⁻³	7.10 ⁻³	9.10 ⁻³	8.10 ⁻³
EDF / Chinon	La Chapelle-sur-Loire	1,6	5.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴
EDF / Chooz	Chooz	1,5	9.10 ⁻⁴	2.10 ⁻³	7.10 ⁻⁴	6.10 ⁻⁴	6.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴
EDF / Civaux	Valdivienne	1,9	9.10 ⁻⁴	2.10 ⁻³	8.10 ⁻⁴	9.10 ⁻⁴	2.10 ⁻³	8.10 ⁻⁴
EDF / Creys-Malville	Creys-Mépieu	0,95	7.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁶	3.10 ⁻⁴	1.10 ⁻⁴
EDF / Cruas-Meyssse	Savasse	2,4	4.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴
EDF / Dampierre-en-Burly	Lion-en-Sulias	1,6	1.10 ⁻³	9.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴
EDF / Fessenheim	Nambsheim	3,5	1.10 ⁻⁴	1.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁵	4.10 ⁻⁵	3.10 ⁻⁵	2.10 ⁻⁵
EDF / Flamanville	Flamanville	0,8	6.10 ⁻⁴	7.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴
EDF / Golfech	Golfech	1	7.10 ⁻⁴	6.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴
EDF / Gravelines	Gravelines	1,8	4.10 ⁻⁴	6.10 ⁻⁴	8.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴
EDF / Nogent-sur-Seine	Saint-Nicolas-La-Chapelle	2,3	6.10 ⁻⁴	1.10 ⁻³	5.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	7.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴
EDF / Paluel	Saint-Sylvain	1,4	5.10 ⁻⁴	9.10 ⁻⁴	9.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴
EDF / Penly	Biville-sur-Mer	2,8	6.10 ⁻⁴	7.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴
EDF / Saint-Alban	Saint-Pierre-de-Bœuf	2,3	4.10 ⁻⁴	4.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴
EDF / Saint-Laurent-des-Eaux	Saint-Laurent-Novan	2,3	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	1.10 ⁻⁴	1.10 ⁻⁴	1.10 ⁻⁴
EDF / Tricastin	Bollène	1,3	7.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴
Ganil / Caen	IUT	0,6	<3.10 ⁻³	<2.10 ⁻³	<2.10 ⁻³	<2.10 ⁻³	<2.10 ⁻³	8.10 ⁻³
ILL / Grenoble	Fontaine (rejets gazeux) et Saint-Egrève (rejets liquides)	1 et 1,4	1.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁵

(a) : pour les installations exploitées par EDF, jusqu'en 2008, seules les valeurs « adultes » étaient calculées. De 2010 à 2012, la dose du groupe de référence le plus exposé de chaque site parmi deux classes d'âges (adulte ou nourrisson) est mentionnée. À partir de 2013, la dose du groupe de référence est réalisée sur trois classes d'âge (adulte, enfant, nourrisson) pour toutes les INB. La valeur de dose indiquée est la valeur la plus contraignante des classes d'âge.

(b) : pour les sites de Cadarache, Saclay, Fontenay-aux-Roses et Marcoule, les estimations de dose renseignées dans le tableau résultent d'une somme des estimations de dose transmises par le CEA. Ces estimations comportant au moins un terme inférieur à 0,01 microsievert, les valeurs indiquées sont précédées du signe « inférieur à (<) ».

(c) : l'émissaire des rejets liquides étant géographiquement éloigné de la cheminée de rejets, il est procédé à deux calculs d'impact. Le premier correspond au cumul de l'impact maximal des rejets gazeux et de l'impact maximal des rejets liquides. Le second correspond à un groupe de référence réel.

(d) : le site n'ayant plus de rejets radioactifs depuis 2014, l'impact radiologique induit par les rejets radioactifs est donc nul depuis 2014.



En complément des estimations d'impact réalisées à partir des rejets des installations, des programmes de surveillance de la radioactivité présente dans l'environnement (eaux, air, terre, lait, herbe, productions agricoles...) sont imposés aux exploitants, notamment pour vérifier le respect des hypothèses retenues dans l'étude d'impact et suivre l'évolution du niveau de la radioactivité dans les différents compartiments de l'environnement autour des installations.

Dans le cas des installations en démantèlement, les rejets sont généralement plus faibles que ceux des périodes de fonctionnement. Par exemple, la décision n° 2015-DC-0527 de l'ASN du 20 octobre 2015 fixant les limites de rejet des effluents pour le CNPE de Chinon, impose une limite d'activité annuelle rejetée pour le carbone 14 de 2 200 GBq/an pour les installations de Chinon B en exploitation, contre 3,15 GBq/an pour celles de Chinon A3 en démantèlement.

La surveillance des rejets des installations nucléaires de base

La surveillance des rejets d'une installation relève en premier lieu de la responsabilité de l'exploitant. Les prescriptions encadrant les rejets prévoient les contrôles minimaux que l'exploitant doit mettre en œuvre. Cette surveillance s'exerce sur les effluents liquides ou gazeux (suivi de l'activité des rejets, caractérisation de certains effluents avant rejet...) et sur l'environnement à proximité de l'installation (contrôles au cours du rejet, prélèvements d'air, d'eau, de lait, d'herbe...). Les résultats de cette surveillance sont consignés dans des registres transmis chaque mois à l'ASN. De plus, l'ASN réalise des inspections afin de contrôler le respect des décisions encadrant les rejets des installations, par exemple en vérifiant le niveau d'entretien des réseaux de collecte et de transfert des effluents.

Par ailleurs, les exploitants d'INB transmettent régulièrement, à un laboratoire indépendant, pour analyse contradictoire, un certain nombre de prélèvements réalisés sur les rejets. Les résultats de ces contrôles, dits « contrôles croisés », sont communiqués à l'ASN. Ce programme de contrôles croisés, défini par l'ASN, permet de s'assurer du maintien dans le temps de la justesse des mesures réalisées par les laboratoires. En outre, chaque laboratoire agréé est inspecté périodiquement par l'ASN afin de contrôler la conformité de ses pratiques avec les exigences réglementaires.

Installations nucléaires de base classées secrètes

Les installations nucléaires de base classées secrètes (INBS) font l'objet d'un classement spécifique destiné à protéger le secret de la Défense nationale, et sont soumises au contrôle de l'Autorité de sûreté nucléaire de défense (ASND).

Le contrôle des rejets et de l'impact environnemental et sanitaire des INBS

Le suivi et le contrôle des rejets des INBS sont régis par l'article R. 1333-51-1 du code de la défense, qui fixe, d'une façon analogue à ce qui est fait pour les INB, les modalités générales encadrant les prélèvements d'eau et de rejets des installations nucléaires de base secrètes.

Ces modalités sont déclinées au niveau de chaque INBS par une autorisation de rejet d'effluents liquides et gazeux et de prélèvement d'eau, qui spécifie, pour ce qui concerne les rejets radioactifs, les types de radionucléides et les niveaux d'activité qui vont être rejetés. Ces autorisations comportent également une étude des impacts sanitaires et environnementaux de l'ensemble des rejets (impacts propres à la radioactivité des substances rejetées et impacts liés aux propriétés chimiques des substances rejetées).

Les exploitants transmettent périodiquement à l'ASND (Autorité de sûreté nucléaire défense) les registres réglementaires de surveillance des rejets et de l'environnement.

Les rapports annuels des rejets et les résultats des plans de surveillance sont présentés par l'exploitant, en présence de l'ASND, aux commissions d'information des départements où sont implantées les INBS.

L'évaluation des doses dues aux INBS est présentée dans le tableau 2. Ces doses intègrent également les émissions diffuses et les sources d'exposition radiologique aux rayonnements ionisants présentes dans l'installation.

Tableau 2 : impact radiologique des INBS depuis 2012

EXPLOITANT/SITE	GROUPE DE RÉFÉRENCE LE PLUS EXPOSÉ EN 2017	DISTANCE AU SITE EN km	ESTIMATION DES DOSES REÇUES, EN mSv ^(a)					
			2012	2013	2014	2015	2016	2017
Orano / Tricastin (Areva NC, Comurhex, Eurodif, Socatri, SET)	Les Girardes	1,2	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴
CEA / Cadarache	Saint-Paul-Lez-Durance	5	2.10 ⁻³	2.10 ⁻³	2.10 ⁻³	1.10 ⁻³	<2.10 ⁻³	<2.10 ⁻³
CEA / Marcoule (Atalante, Centrac, Phénix, Mélox, CIS bio)	Codolet	2	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻³	2.10 ⁻⁵	<2.10 ⁻³	<2.10 ⁻³
CEA / Valduc	Salives	6	7.10 ⁻⁴	6.10 ⁻⁴	6.10 ⁻⁴	6.10 ⁻⁴	6.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴
Marine Nationale / Brest (a)	Quartier Saint Pierre à Brest	0,9	/	/	/	/	/	/
Marine Nationale / Ile longue (a)	Lieu-dit Messibiac	3,5	5.10 ⁻⁶	4.10 ⁻⁵	6.10 ⁻⁵	/	5.10 ⁻⁵	4.10 ⁻⁵
Marine Nationale / Cherbourg (a)	Quartier des Flamands à Tourlaville	3,5	6.10 ⁻⁶	7.10 ⁻⁶	1.10 ⁻⁵	4.10 ⁻⁶	/	1.10 ⁻⁶
Marine Nationale / Toulon (a)	Quartier Mourillon à Toulon	2,4	/	/	/	/	/	/

(a) : les estimations inférieures à 1.10⁻⁶ mSv sont remplacées par le symbole "/"

On constate que, pour chaque INBS, l'impact radiologique reste très inférieur à la limite pour le public (1 mSv/an). Ainsi les rejets produits par les INBS ont un impact radiologique très faible.

Comme pour les INB, l'IRSN réalise, conformément aux missions qui lui sont fixées par décret, une surveillance régulière autour des sites des INBS, complémentaire de celle mise en place par les exploitants nucléaires.

Ces mesures sont versées au réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement (RMNRE), dont la gestion est assurée par l'IRSN, sous l'égide de l'ASN.

Du fait de la présence sur certains sites nucléaires d'INB relevant de la compétence de l'ASN et d'INBS relevant de la compétence de l'ASND, l'ASN et l'ASND ont mis en place, en 2011, une convention qui définit le cadre particulier de la coopération entre les deux autorités en matière de rejets d'effluents liquides et gazeux, de prélèvement d'eau et de surveillance de l'environnement autour des INBS.

Activités relevant du code de la santé publique

Certaines activités médicales, industrielles et de recherche mettent en œuvre des sources de rayonnement ionisant, sans toutefois relever du régime des INB ou des ICPE. En particulier, elles concernent la fabrication, la détention, l'utilisation, et la distribution des sources radioactives et dispositifs en contenant, ainsi que les appareils électriques émettant des rayonnements ionisants. Les procédures et règles applicables à ces activités nucléaires, dès lors qu'elles ne bénéficient pas d'une exemption, sont décrites dans les sections 6, 7 et 8 du chapitre III du titre III du livre III de la première partie du **code de la santé publique**. L'ASN délivre des autorisations, procède aux enregistrements et reçoit les déclarations, selon les régimes auxquels ces activités sont soumises.

En application de la décision n° 2008-DC-0095 de l'ASN du 29 janvier 2008, fixant les règles techniques auxquelles doit satisfaire l'élimination des effluents et des déchets contaminés par des radionucléides ou susceptible de l'être du fait d'une activité nucléaire, des mesures de la radioactivité sont réalisées sur les effluents issus des établissements producteurs. Dans les centres hospitaliers hébergeant un service de médecine nucléaire, ces mesures portent principalement sur l'iode-131 et le technétium-99m.

Dans le domaine des activités nucléaires industrielles dites « de proximité », peu d'établissements rejettent des effluents en dehors des cyclotrons. Les rejets et leur surveillance font l'objet de prescriptions dans les autorisations délivrées.

FICHE N° 3 :

LES PRINCIPALES ÉTAPES DU PROJET CIGÉO

Les principales étapes qui ont amené le gouvernement à faire le choix du stockage réversible en couche géologique profonde et qui encadrent le projet sont décrites de manière chronologique ci-dessous.

1991 : loi relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs (portant essentiellement sur les déchets de type haute activité et moyenne activité à vie longue)

Le 30 décembre 1991, la loi n° 91-1381 dite « loi Bataille » trace les contours d'un programme de recherche à réaliser pendant quinze ans selon les trois axes suivants relatifs aux déchets de haute et moyenne activité à vie longue :

- la recherche de solutions permettant la **séparation et la transmutation** des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets ;
- l'étude des possibilités de **stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes**, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains ;
- l'étude de procédés de conditionnement et d'**entreposage de longue durée** en surface de ces déchets.

Cette loi est également à l'origine de la création de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra), à qui est confié l'axe de recherche relatif au stockage géologique. L'Andra est un établissement public industriel et commercial, placé sous la tutelle des ministres de l'industrie, de la recherche et de l'environnement et chargé, notamment, « *de concevoir, d'implanter et de réaliser les nouveaux centres de stockage compte tenu des perspectives à long terme de production et de gestion des déchets et d'effectuer toutes études nécessaires à cette fin, notamment la réalisation et l'exploitation de laboratoires souterrains destinés à l'étude des formations géologiques profondes* ».

L'Andra a été autorisée, par décret du 3 août 1999¹, « *à installer et exploiter sur le territoire de la commune de Bure (département de la Meuse) un laboratoire souterrain destiné à mener des recherches sur les formations géologiques profondes où pourraient être stockés des déchets radioactifs* ».

Les axes de recherche relatifs à la séparation-transmutation et à l'entreposage de longue durée ont été confiés au CEA.

2005-2006 : Le bilan de 15 années de recherche et un débat public sur la gestion des déchets radioactifs

En 2005, l'Andra et le CEA ont remis à l'État les résultats des 15 années de recherche menées sur les trois axes précités.

L'ASN s'est prononcé sur ces recherches dans son avis du 1er février 2006² :

- « *L'ASN considère que la faisabilité technologique de la séparation et de la transmutation n'est pas acquise à ce jour. Même en cas de mise en œuvre d'une telle solution, l'élimination des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue ne sera pas totale. Une autre solution de référence est nécessaire* ».
- « *L'ASN considère que l'entreposage de longue durée ne peut pas constituer une solution définitive pour la gestion des déchets radioactifs de haute activité à vie longue* ».
- « *Le dossier 2005 argile, remis par l'Andra à ses ministres de tutelle, en juin 2005, a été instruit par l'IRSN et a fait l'objet d'un avis du groupe permanent d'experts en charge des déchets radioactifs dans la séance du 12 au 13 décembre 2005. Ces examens mettent en évidence que des résultats majeurs relatifs à la faisabilité et à la sûreté d'un stockage ont été acquis sur le site de Bure. L'ASN considère que le stockage en formation géologique profonde est une solution de gestion définitive qui apparaît incontournable* ».

Le **débat public de 2005-2006** a été mené à la suite de ces 15 années de recherche avant l'adoption d'une nouvelle loi. Ce débat a conclu que deux stratégies alternatives étaient possibles avec (i) le choix du stockage souterrain comme solution de référence ou (ii) la poursuite des études à la fois sur le stockage et sur l'entreposage de subsurface.

¹ Décret du 3 août 1999 autorisant l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs à installer et exploiter sur le territoire de la commune de Bure (Meuse) un laboratoire souterrain destiné à étudier les formations géologiques profondes où pourraient être stockés des déchets radioactifs.

² Avis de l'ASN du 1er février 2006, sur les recherches relatives à la gestion des déchets à haute activité et à vie longue, menées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.



Ce débat qui s'est tenu du 12 septembre 2005 au 13 janvier 2006 a été riche en expressions citoyennes. Il a permis de renforcer l'association de la société civile au processus décisionnel en prévoyant un dispositif de consultation des populations plus important que pour les autres installations nucléaires (inscription dans la loi de 2006 de la tenue d'un débat public avant la demande d'autorisation de création du centre de stockage).

2006 : loi relative à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs (portant sur l'ensemble des matières valorisables et des déchets radioactifs)

La loi du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs complète la loi du 30 décembre 1991.

Elle fixe le nouveau calendrier pour les recherches sur les déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue. Sur la base des résultats des 15 années de recherche, de leur examen par les différents évaluateurs et du débat public de 2005-2006, la loi de 2006 a précisé que les trois voies de recherche prévues par la loi « Bataille » étaient complémentaires mais a considéré que le stockage réversible en formation géologique profonde était la solution de référence pour la gestion à long terme des déchets HA et MA-VL.

Cette loi précise ainsi que, en ce qui concerne le stockage réversible en couche géologique profonde, « *Les études et recherches correspondantes sont conduites en vue de choisir un site et de concevoir un centre de stockage [...]* ».

Il est également précisé que le **coût de la solution de stockage réversible en couche géologique profonde est arrêté par le ministre chargé de l'énergie**, sur la base d'une proposition réalisée par l'Andra, des observations des producteurs de déchets radioactifs et de l'avis de l'ASN.

Le coût du projet a été fixé, par arrêté du 15 janvier 2016³, à 25 milliards d'euros aux conditions économiques du 31 décembre 2011.

Il est également prévu que ce coût soit actualisé régulièrement : « *Le coût fixé (...) est mis à jour régulièrement et a minima aux étapes clés du développement du projet (autorisation de création, mise en service, fin de la "phase industrielle pilote", réexamens de sûreté), conformément à l'avis de l'Autorité de sûreté nucléaire.* »

Afin de financer la solution de stockage, la loi de 2006 a instauré un fonds destiné au financement des recherches et études sur le stockage en couche géologique profonde, au sein de l'Andra. Elle a également institué un fonds qui permettra le financement de la construction et de l'exploitation de l'installation de stockage.

Cette loi a également instauré un comité local d'information et de suivi sur le territoire d'implantation du laboratoire souterrain où sont menées les recherches relatives au stockage (**Clis de Bure**).

Enfin, cette loi prévoit que la **demande d'autorisation de création du centre de stockage soit précédée par l'organisation d'un débat public**.

2013 : débat public sur le projet Cigéo, centre de stockage géologique profond

Au regard des dispositions de la loi de 2006, un débat public sur le projet Cigéo a été organisé en 2013.

Le débat s'est tenu du 15 mai 2013 au 15 décembre 2013 dans un contexte tendu. Le débat a notamment été prolongé de deux mois suite au blocage des réunions publiques, qui n'ont pu se tenir, par des opposants au projet.

Le blocage des réunions publiques a également conduit la CNDP à définir de nouvelles modalités de participation du public : débats contradictoires sur Internet, partenariats avec la presse locale, permanences, ainsi que l'organisation d'une conférence de citoyens entre décembre 2013 et février 2014. L'organisation de cette conférence de citoyens correspondait à la volonté de la CNDP de recueillir un avis informé du public, et ce, malgré l'annulation des réunions publiques initialement programmées.

³ Arrêté du 15 janvier 2016 relatif au coût afférent à la mise en œuvre des solutions de gestion à long terme des déchets radioactifs de haute activité et de moyenne activité à vie longue.

Pour tenir compte des avis et attentes exprimés pendant le débat public et pour conserver l'approche par étapes initiée par la loi de 1991, le maître d'ouvrage du débat public (l'Andra) a proposé les éléments suivants :

- intégrer quatre évolutions du projet suite au débat public : une phase industrielle pilote au démarrage de l'installation ; la mise en place d'un plan directeur pour l'exploitation du stockage régulièrement révisé ; l'aménagement du calendrier ; l'implication de la société civile dans le projet ;
- apporter des précisions sur la réversibilité : en définissant la réversibilité et la récupérabilité et en proposant une approche par étapes.

2016 : loi fixant les conditions de réversibilité du stockage géologique profond

La loi du 25 juillet 2016 précisant les modalités de création d'une installation de stockage réversible en couche géologique profonde des déchets radioactifs de haute et moyenne activité à vie longue a confirmé le choix du stockage géologique profond.

À la suite du débat public de 2013, cette loi a précisé le **principe de réversibilité** comme « la capacité pour les générations successives à poursuivre ou réévaluer les choix antérieurs de construction et d'exploitation des tranches de stockage ».

Cette loi précise la réversibilité en termes d'**adaptabilité**, et de **récupérabilité** des colis, notamment :

- « La réversibilité est mise en œuvre par la progressivité de la construction, l'adaptabilité de la conception et la flexibilité d'exploitation d'un stockage en couche géologique profonde de déchets radioactifs permettant d'intégrer le progrès technologique et de s'adapter aux évolutions possibles de l'inventaire des déchets consécutives notamment à une évolution de la politique énergétique. Elle inclut la possibilité de récupérer des colis de déchets déjà stockés selon des modalités et pendant une durée cohérente avec la stratégie d'exploitation et de fermeture du stockage. »

Elle prévoit également des **revues de la réversibilité** tous les 5 ans :

- « Des revues de la mise en œuvre du principe de réversibilité dans un stockage en couche géologique profonde sont organisées au moins tous les cinq ans, en cohérence avec les réexamens périodiques prévus à l'article L. 593-18. »

Par ailleurs, en application de cette loi, l'Andra est désormais tenue d'établir un **plan directeur de l'exploitation** :

- « Afin de garantir la participation des citoyens tout au long de la vie d'une installation de stockage en couche géologique profonde, l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs élabore et met à jour, tous les cinq ans, en concertation avec l'ensemble des parties prenantes et le public, un plan directeur de l'exploitation de celle-ci. »

La loi prévoit également une **phase industrielle pilote** au démarrage de l'installation :

- « L'exploitation du centre débute par une phase industrielle pilote permettant de conforter le caractère réversible et la démonstration de sûreté de l'installation, notamment par un programme d'essais in situ. Tous les colis de déchets doivent rester aisément récupérables durant cette phase. La phase industrielle pilote comprend des essais de récupération de colis de déchets. »

La **demande d'autorisation de création** ne pourra être délivrée que par un décret en Conseil d'État qui devra **fixer le délai de réversibilité**, ce délai ne pouvant être inférieur à **100 ans** :

- « [...] lors de l'examen de la demande d'autorisation de création, la sûreté du centre est appréciée au regard des différentes étapes de sa gestion, y compris sa fermeture définitive. Seule une loi peut autoriser celle-ci. L'autorisation fixe la durée minimale pendant laquelle, à titre de précaution, la réversibilité du stockage doit être assurée. Cette durée ne peut être inférieure à cent ans. L'autorisation de création du centre est délivrée par décret en Conseil d'État, pris selon les modalités définies à l'article L. 593-8, sous réserve que le projet respecte les conditions fixées au présent article. »

L'**autorisation de mise en service** délivrée au démarrage de l'installation ne pourra être que partielle. Les résultats de la phase industrielle pilote feront l'objet d'un rapport de l'Andra, d'un avis de l'ASN, de la CNE et des collectivités territoriales. Le rapport de l'Andra, accompagné de l'avis de la CNE et de celui de l'ASN, sera évalué par l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST) qui en rendra compte aux parlementaires. Le Gouvernement proposera alors un projet de loi sur des conditions de réversibilité adaptées. L'ASN décidera de la mise en service complète de l'installation sous réserve notamment que les conditions de réversibilité prévues par la loi soient respectées :

- « L'autorisation de mise en service mentionnée à l'article L. 593-11 est limitée à la phase industrielle pilote. »
- « Les résultats de la phase industrielle pilote font l'objet d'un rapport de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, d'un avis de la commission mentionnée à l'article L. 542-3, d'un avis de l'Autorité de sûreté nucléaire et du recueil de l'avis des collectivités territoriales situées en tout ou partie dans une zone de consultation définie par décret. »
- « Le rapport de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, accompagné de l'avis de la commission nationale mentionnée au même article L. 542-3 et de l'avis de l'Autorité de sûreté nucléaire est transmis à l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, qui l'évalue et rend compte de ses travaux aux commissions compétentes de l'Assemblée nationale et du Sénat. »

- 
- « Le Gouvernement présente un projet de loi adaptant les conditions d'exercice de la réversibilité du stockage et prenant en compte, le cas échéant, les recommandations de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques ».
 - « L'Autorité de sûreté nucléaire délivre l'autorisation de mise en service complète de l'installation. Cette autorisation ne peut être délivrée à un centre de stockage en couche géologique profonde de déchets radioactifs ne garantissant pas la réversibilité de ce centre dans les conditions prévues par la loi ».

2016 à 2018 : instruction du dossier d'options de sûreté

Le décret du 23 février 2017⁴ est venu préciser la notion des inventaires (de référence et de réserve) des déchets destinés à Cigéo :

- « L'inventaire à retenir par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs pour les études et recherches conduites en vue de concevoir le centre de stockage prévu à l'article L. 542-10-1 comprend **un inventaire de référence et un inventaire de réserve**.
- **L'inventaire de réserve prend en compte les incertitudes liées notamment à la mise en place de nouvelles filières de gestion de déchets ou à des évolutions de politique énergétique.**
- **Le centre de stockage est conçu pour accueillir les déchets de l'inventaire de référence.** »

L'Andra a transmis à l'ASN, en avril 2016, le dossier d'options de sûreté (DOS) du projet de stockage profond de déchets radioactifs Cigéo. Le dépôt d'un DOS, étape facultative, marque l'entrée du projet dans un processus encadré par la réglementation relative aux installations nucléaires de base (INB), notamment par l'article 6 du décret du 2 novembre 2007.

L'ASN a rendu son avis le 11 janvier 2018, elle estime que le projet Cigéo a atteint dans son ensemble une maturité technique satisfaisante au stade du dossier d'options de sûreté. Elle estime aussi que le dossier d'options de sûreté est documenté et étayé et constitue une avancée significative par rapport aux précédents dossiers ayant fait l'objet d'avis de l'ASN. Des compléments ont toutefois été demandés et devront être apportés pour la demande d'autorisation de création.

2017 à 2018 : nomination par la CNDP de trois garants de la concertation post-débat public relative au projet Cigéo

Dans le cadre de la concertation post-débat public déployée par l'Andra et en vue de l'accompagner, la Commission nationale du débat public (CNDP) a nommé trois garants, entre novembre 2017 et juin 2018.

Ces garants sont chargés de veiller à la bonne information du public jusqu'à l'ouverture de l'enquête publique de la demande d'autorisation de création du projet de stockage.

Les principales échéances à venir :

2020 : dépôt par l'Andra de la demande d'autorisation de création de l'installation de stockage réversible en couche géologique profonde

L'autorisation du projet n'interviendra pas avant 2023, et au moins 3 ans d'instruction, et sera délivrée par décret en Conseil d'État dans les conditions mentionnées supra.

Le décret d'autorisation de création couvrira l'ensemble du projet, et permettra le commencement des travaux de construction.

2025 : démarrage de l'installation de stockage réversible profond par une phase industrielle pilote

La phase industrielle pilote sera mise en œuvre avec, dans un premier temps, la réalisation d'essais en « inactif », c'est-à-dire avec des colis représentatifs des futurs colis mais non radioactifs. Ensuite, et préalablement à la première mise en œuvre de substances radioactives, l'Andra devra obtenir l'autorisation de mise en service partielle de l'installation auprès de l'ASN. Après délivrance par l'ASN d'une autorisation de mise en service partielle, des essais en « actif » (avec mise en œuvre de substances radioactives dans l'installation) seront réalisés toujours couverts par la phase industrielle pilote.

C'est au terme de l'analyse des résultats de cette phase industrielle pilote que l'ASN pourra, le cas échéant, délivrer l'autorisation de mise en service complète de l'installation, qui devra respecter les conditions de réversibilité du stockage prévues par la loi.

⁴ Décret du 23 février 2017 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs.

FICHE N° 4 :

LE FINANCEMENT DES CHARGES NUCLÉAIRES DE LONG TERME

Introduit par la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, le dispositif de sécurisation des charges nucléaires de long terme applicable aux installations nucléaires françaises vise à garantir le respect du principe pollueur payeur. Concrètement, il vise à sécuriser un financement dès aujourd'hui de certaines charges, telles que celles relatives au démantèlement des installations nucléaires ou la gestion de leurs déchets, que les exploitants n'auront à supporter que bien après la période d'activité de leurs installations.

Ce dispositif de sécurisation est décrit aux articles L. 594-1 et suivants du code de l'environnement, issus de la codification de l'article 20 de la loi du 28 juin 2006, précisés par le décret du 23 février 2007 et l'arrêté du 21 mars 2007, relatifs à la sécurisation du financement des charges nucléaires.

Les charges nucléaires y sont réparties en 5 catégories :

- les charges de démantèlement des installations nucléaires de base, hors gestion à long terme (entreposage et stockage, y compris les transports afférents) des colis de déchets radioactifs ;
- les charges de gestion des combustibles usés issus des réacteurs nucléaires, hors gestion à long terme des colis de déchets radioactifs ;
- les charges de reprise et de conditionnement des déchets anciens, hors gestion à long terme des colis de déchets radioactifs ;
- les charges de gestion à long terme des colis de déchets radioactifs ;
- les charges de surveillance après fermeture des stockages.

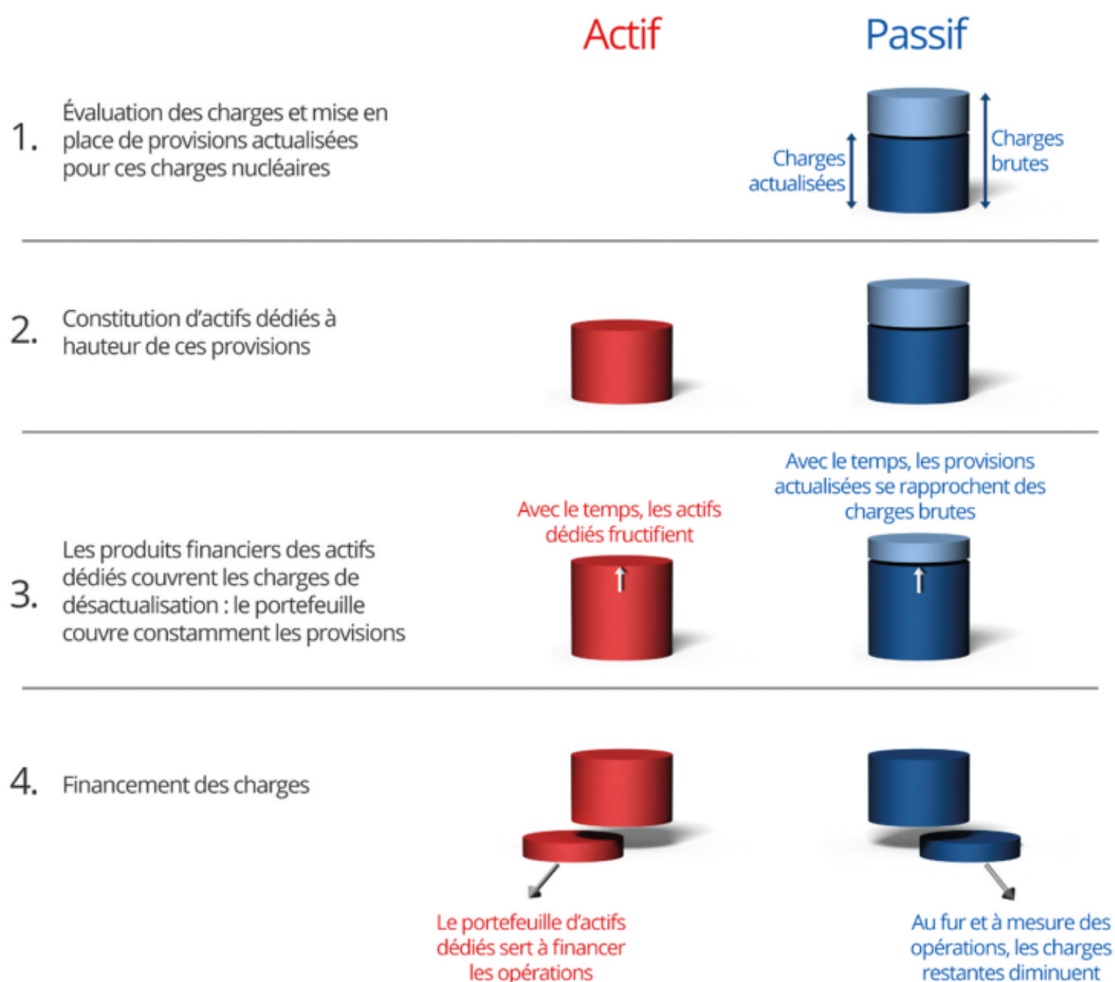
Le dispositif français repose sur les grands principes et objectifs suivants :

- **principe d'estimation prudente des charges futures, en accord avec la réglementation comptable** : les exploitants inscrivent des provisions pour leurs charges nucléaires de long terme, au passif de leur bilan : toute charge future dont le paiement est certain (même si son montant ou sa date sont incertains, dans ce cas on parle d'une provision) doit être comptabilisée comme un passif (i.e. comme une dette). Son estimation doit être prudente, par exemple par l'utilisation de marges par rapport à la meilleure estimation effectuée (article L. 594-1 du code de l'environnement et article 2 du décret n° 2007-243 du 23 février 2007 relatif à la sécurisation du financement des charges nucléaires) ;
- **principe de financement immédiat de l'intégralité des passifs actualisés** : compte tenu de la durée très longue des engagements nucléaires, et pour garantir le financement de ces charges, la loi oblige à sécuriser leur financement dès la mise en service des installations nucléaires (pour les charges de démantèlement), ou dès l'introduction d'un nouveau combustible dans le cœur d'un réacteur (pour les charges de gestion des combustibles usés et des déchets associés). Cette sécurisation passe par la constitution d'un portefeuille d'actifs dédiés couvrant à 100 % le montant des provisions (cf. figure ci-dessous) ; de plus, les exploitants ont une obligation de dotation aux actifs de couverture lorsqu'une modification de la méthode d'évaluation des passifs conduit à dégrader la couverture, tant que la valeur de réalisation des actifs est inférieure à 110 % ;
- **principe de fonds internes cantonnés** : inspiré de la réglementation sur les assurances, les actifs dédiés au financement des charges nucléaires de long terme sont inscrits dans les comptes de l'exploitant et gérés par lui (fonds internes), mais sont légalement séparés du reste du bilan (cantonnement légal) : ils ne peuvent être utilisés que pour le règlement des charges nucléaires de long terme, même en cas de difficultés financières de l'exploitant ; l'article L. 594-3 du code de l'environnement dispose qu'à l'exception de l'État dans le cadre des pouvoirs de police dont il dispose en la matière, nul ne peut se prévaloir d'un droit sur ces actifs, y compris sur le fondement du livre VI du code de commerce ;
- **qualité des actifs dédiés à la couverture des passifs nucléaires** : les actifs dédiés doivent présenter des niveaux de sécurité, de diversification et de liquidité suffisants. À cette fin, le décret n° 2007-243 du 23 février 2007 relatif à la sécurisation du financement des charges nucléaires établit des règles prudentielles applicables à la gestion des actifs dédiés (nature des actifs admissibles, règles de répartition entre catégories d'actifs, règles de dispersion, etc.). Ce décret prévoit également des exigences de gouvernance, la réalisation d'évaluations périodiques des risques financiers, etc. ;
- **responsabilité totale et infinie des exploitants et de leur maison mère** : les exploitants sont responsables de l'estimation des coûts futurs, du financement de ces coûts, et de la réalisation des opérations le moment venu. En cas d'insuffisance des fonds (par exemple hausse des estimations ou des coûts réels, pertes sur le portefeuille financier), l'exploitant doit ajouter des actifs aux fonds dédiés ; en cas de défaillance ou d'insolvabilité de l'exploitant, l'autorité administrative peut imposer à sa maison mère les obligations qui incombent à l'exploitant.

L'État français contrôle l'application de ce dispositif par les exploitants et dispose de larges moyens réglementaires pour le faire :

- **les exploitants nucléaires sont soumis au contrôle des ministres en charge de l'économie et de l'énergie** : les exploitants transmettent tous les trois ans un rapport, et tous les ans une note d'actualisation de ce rapport, et d'une manière générale, ils transmettent à sa demande toute information à l'autorité administrative relative à l'exercice de sa mission ;
- **des pouvoirs de sanctions** : l'autorité administrative dispose d'un pouvoir de prescription, éventuellement sous astreinte, et d'un pouvoir de sanction pécuniaire en cas de non-transmission d'information ou de manquements constatés à la réglementation ;
- **l'autorité administrative peut solliciter l'ASN, le DSND et l'ACPR** : les autorités compétentes en matière de sûreté nucléaire (ASN et DSND) rendent des avis sur les rapports transmis par les exploitants nucléaires sur son champ de compétence. De plus, depuis la loi n° 2015-992 du 17 août 2015 relative à la transition écologique pour la croissance verte, l'autorité administrative peut faire appel à l'expertise de l'Autorité de Contrôle Prudentiel et de Résolution (autorité administrative indépendante en charge du contrôle des établissements bancaires et assurantiels) sur les aspects financiers des charges nucléaires de long terme, comme le prévoit le VII de l'article L. 612-1 du code monétaire et financier ;
- **l'autorité administrative peut également diligenter des audits à la charge des exploitants** : l'autorité administrative peut prescrire la réalisation d'audits afin de contrôler les évaluations faites par les exploitants de leurs charges, ainsi que la manière dont ils gèrent leurs actifs. La synthèse des audits est rendue publique à l'adresse : <https://www.ecologique-solidaire.gouv.fr/demantelement-et-gestion-des-dechets-radioactifs>.

Schéma explicatif du mécanisme de financement



Un enjeu prépondérant : les paramètres financiers retenus par les exploitants

Pour évaluer le montant brut des charges nucléaires, les exploitants chiffrent généralement les charges nucléaires telles qu'elles peuvent être actuellement déterminées. En revanche, les charges nucléaires prises en compte dans l'évaluation de la provision doivent être celles estimées aux dates de décaissement prévues et aux conditions économiques à cette même date. **De ce fait, il est nécessaire d'estimer les évolutions de coûts, entre les coûts tels qu'ils peuvent être actuellement déterminés et les coûts aux dates de décaissement s'agissant d'obligations à long terme. Cela nécessite de prendre une hypothèse d'évolution des coûts qui prend généralement la forme d'un taux d'inflation de long terme.**

De plus, les normes comptables prévoient que la provision constituée correspond à la valeur actualisée des charges nucléaires « brutes ». L'actualisation appliquée sur ces charges tient compte du fait que celles-ci sont éloignées dans le temps, et donc que l'exploitant pourra bénéficier des produits financiers issus du placement des sommes aujourd'hui constituées pour couvrir la totalité des dépenses qu'il devra encourir. Pour réaliser un tel calcul, les exploitants doivent déterminer un **taux d'actualisation** suivant une méthode précise et pérenne. L'article 3 du décret n° 2007-243 du 23 février 2007 relatif à la sécurisation du financement des charges nucléaires prévoit deux exigences visant à s'assurer de la prudence du taux d'actualisation :

- il ne peut excéder le taux de rendement, tel qu'anticipé avec un haut degré de confiance, des actifs de couverture, gérés avec un degré de sécurité et de liquidité suffisant pour répondre à leur objet. Ce plafond vise à garantir que le portefeuille d'actifs dédiés permettra de financer les charges nucléaires. À titre indicatif, EDF et Orano considèrent que le taux de rendement annuel prévisionnel de leurs portefeuilles d'actifs est de l'ordre de 5 %, ce qui est conforté par l'historique de leurs portefeuilles. L'écart entre ce taux de rendement et le taux d'actualisation est d'environ 1 %, ce qui est de nature à disposer de garanties supplémentaires sur la suffisance des portefeuilles constitués sur le long terme ;
- il ne peut en outre excéder un plafond fixé par arrêté du 21 mars 2007 relatif à la sécurisation du financement des charges nucléaires. Ce plafond vise à renforcer la prudence du taux d'actualisation retenu en disposant d'un plafonnement uniformisé entre exploitants, et ce indépendamment des spécificités de la gestion des portefeuilles d'actifs de chaque exploitant.

Le taux d'inflation de long terme et le taux d'actualisation expliquent les écarts importants entre charges brutes et provisions actualisées. Il convient de noter que ces écarts varient fortement entre exploitants du fait de la diversité des profils de décaissements. À titre d'exemple, le CEA réalise actuellement de nombreuses activités de démantèlement, ce qui explique que les charges brutes et les provisions sont relativement proches. À l'inverse, EDF réalisera une partie importante de ses démantèlements dans un horizon plus lointain. De plus, les déchets de haute activité, qui appartiennent principalement à EDF, devraient être majoritairement envoyés en stockage dans plus de 60 ans.

Au 31 décembre 2017, le taux d'inflation de long terme retenu par Orano et par le CEA est de 1,65 %. Celui retenu par EDF est de 1,5 %. Ces trois exploitants ont fixé leur taux d'actualisation à 4,1 %.

Le montant des provisions des exploitants est très sensible à ces deux paramètres financiers. À titre illustratif, selon EDF, une baisse de 0,2 % du taux d'actualisation impliquerait, toutes choses égales par ailleurs, une augmentation de 1,5 Mds€ des provisions actualisées au 31 décembre 2017.

Risques et incertitudes relatifs à l'évaluation des charges nucléaires

Outre les incertitudes liées aux paramètres financiers, l'estimation des charges nucléaires est un exercice délicat, compte tenu de l'éloignement des dépenses dans le temps, du retour d'expérience relativement limité pour certaines opérations ainsi que des perspectives d'évolution des techniques. Aussi, il importe que les exploitants prennent les mesures nécessaires afin de garantir la prudence des évaluations et qu'ils prennent notamment en considération les risques et incertitudes susceptibles d'affecter l'évaluation des charges nucléaires et leur échéancier.

Pour ce faire, l'article 2 du décret n° 2007-243 du 23 février 2007 relatif à la sécurisation du financement des charges nucléaires exige de retenir des scénarios prudents et de prendre en compte des marges de prudence appropriées. De plus, les exploitants doivent prendre en compte le retour d'expérience disponible afin d'améliorer leurs chiffres.



En pratique, au sein des marges de prudence, il faut distinguer :

- des marges visant à prendre en compte les incertitudes inhérentes aux chiffrages. Il s'agit notamment d'incertitudes liées à la qualité des données d'entrée des chiffrages et d'incertitudes liées à la précision des méthodes de chiffrage utilisées. Les premières sont généralement prises en compte en réalisant des estimations conservatives des données d'entrée. Les secondes sont généralement prises en compte par le recours à des marges forfaitaires qui dépendent de la complexité des opérations et du niveau de maturité des études associées au chiffrage ;
- des marges visant à prendre en compte les risques, identifiés ou non, relatifs à des événements susceptibles d'affecter l'évaluation des charges nucléaires. Ces marges sont généralement fondées sur des analyses de risques complétées par des marges forfaitaires. Elles dépendent également de la complexité des opérations et du niveau de maturité des études associées au chiffrage.

Les montants brut et actualisé des charges nucléaires prennent en compte ces marges.

La mise en œuvre de ces principes par les exploitants est contrôlée par les ministres en charge de l'énergie et de l'économie.

Montants des provisions et des actifs dédiés constitués

Le tableau ci-après indique, pour les trois principaux exploitants nucléaires (Orano, CEA, EDF), au 31 décembre 2017 :

- les charges nucléaires de long terme, en valeur brute aux conditions économiques 2017, i.e. le montant qu'il aurait fallu déboursier si tous les travaux avaient été réalisés en 2017 ;
- les provisions correspondantes actualisées en fonction des échéanciers prévisionnels de décaissement ;
- le montant de la part de ces provisions qui doit être couverte par des actifs dédiés conformément à la loi ;
- le montant des actifs dédiés déjà constitués.

Le total représentant l'ensemble des exploitants nucléaires est également présenté, en y incluant les exploitants nucléaires non mentionnés ci-dessus.

Actifs dédiés des exploitants au 31 décembre 2017¹

EN MILLIARDS D'EUROS ET AU 31.12.2017		CHARGES BRUTES, AUX CONDITIONS ÉCONOMIQUES 2017	PROVISIONS ACTUALISÉES	ASSIETTE DES PROVISIONS À COUVRIR PAR DES ACTIFS DÉDIÉS ²	VALEUR DU PORTEFEUILLE D'ACTIFS DE COUVERTURE	TAUX DE COUVERTURE
EDF	Démantèlement	27,0	14,9	14,9	-	-
	Combustibles	23,4	13,2	1,5		
	RCD*	1,2	0,7	0,7		
	Déchets	29,4	8,8	8,8		
	TOTAL	81,0	37,6	25,9	28,1	109%
CEA	Démantèlement	11,2	8,0	8,0	-	-
	Combustibles	1,5	0,8	0,8		
	RCD*	5,3	3,6	3,6		
	Déchets	8,1	3,7	3,7		
	TOTAL	26,1	16,1	16,1	16,5	102%
Orano	Démantèlement	9,0	4,8	4,8	-	-
	RCD*	1,5	1,2	1,2		
	Déchets	2,9	1,2	1,2		
	TOTAL	13,4	7,3	7,3	7,3	101%
Total Exploitants nucléaires	Démantèlement	47,7	28,1	28,1	-	-
	Combustibles	24,9	14,0	2,3		
	RCD*	8,0	5,5	5,5		
	Déchets	40,6	13,9	13,9		
	TOTAL	121,2	61,4	49,7	52,4	105%

* RCD : reprise et conditionnement des déchets anciens

¹ Les données fournies dans ce tableau sont fondées sur celles fournies par les exploitants, dans le cadre des notes d'actualisation de 2017 du rapport triennal sur la sécurisation du financement des charges nucléaires.

² Les provisions pour gestion des combustibles usés recyclables dans les installations industrielles construites ou en construction, hors gestion à long terme des colis de déchets radioactifs issus du retraitement, sont exclues de l'assiette de couverture, quand bien même elles doivent être comptabilisées parmi les provisions au titre de l'article L. 594-1 du code de l'environnement. Les charges correspondantes seront en effet directement financées par les produits d'exploitation des installations industrielles construites ou en construction.

FICHE N° 5 :

RÉGLEMENTATION ET GUIDES RELATIFS AUX IMPACTS SANITAIRE ET ENVIRONNEMENTAL À LONG TERME DES INSTALLATIONS DE STOCKAGE DE DÉCHETS RADIOACTIFS

Éléments de contexte

Exigences réglementaires

La gestion durable des matières et des déchets radioactifs, résultant notamment de l'exploitation ou du démantèlement d'installations utilisant des sources ou des matières radioactives, est assurée dans le respect de la protection de la santé des personnes, de la sécurité et de l'environnement. La recherche et la mise en œuvre des moyens nécessaires à la mise en sécurité définitive des déchets radioactifs sont entreprises afin de prévenir ou de limiter les charges supportées par les générations futures.

L'article L. 593-31 du code de l'environnement précise les **étapes de la fermeture des installations de stockage de déchets radioactifs** :

- l'« arrêt définitif de fonctionnement » est défini comme étant l'arrêt définitif de réception de nouveaux déchets ;
- le « démantèlement » s'entend comme l'ensemble des opérations préparatoires à la « fermeture » de l'installation réalisées après l'arrêt définitif, ainsi que cette fermeture ;
- les prescriptions applicables à la phase postérieure à la fermeture de l'installation, qualifiée de « phase de surveillance », sont définies par un décret de démantèlement et par l'ASN ;
- le « déclassement » peut être décidé lorsque l'installation est passée en phase de surveillance.

Par ailleurs, la partie réglementaire du code de l'environnement précise les **dispositions particulières aux installations consacrées au stockage de déchets radioactifs**. En particulier, la fermeture et le passage en phase de surveillance sont soumis à l'accord préalable de l'ASN, qui statue sur la base d'un dossier comportant notamment les modalités envisagées pour la conservation et la transmission de la mémoire de l'installation, pendant et après la phase de surveillance, ainsi que la démonstration de l'efficacité des actions de surveillance prévues.

La protection à long terme des personnes et de l'environnement

L'**objectif fondamental** d'une installation de stockage de déchets radioactifs consiste à garantir la protection de l'environnement et des populations vis-à-vis de diverses situations susceptibles de survenir. Le choix du site, et la conception de l'installation, ont pour objectif de limiter les relâchements de substances radioactives et de toxiques chimiques, ainsi que les risques d'exposition associés. Les dispositions de conception reposent sur le principe de défense en profondeur, à travers les trois barrières successives que sont les colis de déchets, les composants ouvragés de l'installation, et la roche hôte.

La sûreté d'une installation de stockage après sa fermeture est un sujet essentiel, qui est pris en compte dès la conception de l'installation. La protection de la santé des personnes et de l'environnement ne peut pas reposer à long terme sur des actions de surveillance et un contrôle institutionnel, qui ne pourront pas être maintenus de façon certaine au-delà d'une période limitée. Elle repose sur des **dispositions passives**, c'est-à-dire qu'elle ne dépend pas d'actions humaines, notamment grâce au choix du milieu géologique et à la conception de l'installation.

À cet égard, le concept retenu pour le stockage doit permettre de **maintenir l'impact radiologique au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre**, compte tenu de la connaissance scientifique acquise, de l'état des techniques et des facteurs économiques et sociaux. Des critères ont été établis pour évaluer l'atteinte de cet objectif. Ces critères sont adaptés à la catégorie de déchets considérés. En France, ils figurent dans la réglementation, ainsi que dans les règles fondamentales de sûreté et les guides de l'ASN relatifs aux différents types de stockage. Pour ce qui concerne l'exposition radiologique, les critères d'exposition post-fermeture s'appuient notamment sur les recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR)¹.

Dès la conception des installations de stockage, des évaluations d'impacts radiologique et chimique sont effectuées pour vérifier que ces critères sont bien satisfaits.

Recommandations de la CIPR en matière de protection radiologique pour le stockage géologique des déchets

La CIPR retient le principe suivant pour formuler ses recommandations en matière de protection radiologique relatives au stockage géologique : « *Les individus et les générations futures doivent pouvoir bénéficier au moins du même niveau de protection que la génération actuelle* ».

Extrait du document de la CIPR « Protection radiologique et stockage géologique – principes et recommandations de la commission internationale de protection radiologique » publié sur le site de l'AEN*

« La CIPR juge que les références actuelles [en matière de protection radiologique] sont valables pendant quelques siècles après que l'installation soit intégralement scellée. Pour ce qui concerne les individus et les populations qui vivront dans un avenir éloigné, la CIPR préfère ne pas affirmer que ces indicateurs et références auront la même pertinence qu'aujourd'hui. Les normes sanitaires, les niveaux et mode de vie individuels peuvent évoluer de manière beaucoup plus notable que nous ne sommes capables de l'imaginer. C'est pourquoi, les évaluations effectuées aujourd'hui des doses efficaces et des risques susceptibles d'exister à long terme ne sont pas utilisées pour prévoir des détriments sanitaires mais essentiellement comme des outils pour comparer différentes options de conception et comme des indicateurs permettant d'obtenir une assurance raisonnable que le stockage satisfera au minimum aux normes de protection qui servent de référence aujourd'hui. »

* La publication est consultable dans son intégralité à l'adresse ci-dessous : <https://www.oecd-nea.org/rwm/documents/icrp-rp-gd-fr.pdf>

L'impact à long terme du stockage géologique profond des déchets de haute et moyenne activité à vie longue (HA/MA-VL)

Les options de conception envisagées pour le futur centre de stockage des déchets HA et MA-VL permettront de garantir une durée de plusieurs dizaines à quelques centaines de milliers d'années avant que les substances radioactives contenues dans les déchets n'atteignent la biosphère, c'est-à-dire l'environnement et les lieux de vie et d'activité des populations humaines.

Pour de telles échelles de temps, évaluer l'impact d'une installation de stockage géologique nécessite de recourir à des **outils de modélisation complexes**, décrits plus en détail dans la fiche n° 7 « *Impact à long terme d'une installation de stockage géologique de déchets radioactifs* ».

La nature des évolutions de l'installation de stockage et de son environnement à prendre en compte pour l'évaluation des impacts à long terme est définie par le guide de l'ASN relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde². Deux types de situations y sont distingués :

- la situation dite « **de référence** » correspond à l'évolution la plus probable des colis, des composants ouvragés de l'installation et du milieu géologique et tient compte des événements naturels qui pourraient intervenir sur les échelles de temps considérées. À ce titre, les conséquences de la succession de cycles climatiques ou de mouvements sismiques doivent notamment être prises en compte. Les analyses de sûreté doivent comporter une évaluation des expositions individuelles, exprimées en dose efficace, dont la valeur ne doit pas dépasser 0,25 mSv/an, ce qui représente environ 10 % de la dose individuelle moyenne

¹ Créée en 1928, la CIPR est une organisation non-gouvernementale dont l'objectif est d'apprécier l'état des connaissances sur les effets des rayonnements afin d'identifier leurs implications du point de vue des règles de protection à adopter. La CIPR analyse les résultats des recherches effectuées dans le monde et examine les travaux d'autres organisations internationales, notamment ceux de l'UNSCEAR. Elle émet des recommandations générales, destinées, en particulier, aux organismes réglementaires, sur les règles de protection et les niveaux d'exposition à ne pas dépasser.

² Guide de sûreté de l'ASN n° 1 relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde du 12 février 2008, consultable sur le site Internet de l'ASN : <https://www.asn.fr/Reglementer/Guides-de-l-ASN/Guide-de-l-ASN-n-1-Stockage-definitif-des-dechets-radioactifs-en-formation-geologique-profonde>



reçue en France du fait de l'exposition aux rayonnements ionisants d'origine naturelle³. Un dépassement de cette valeur doit conduire, soit à réduire les incertitudes par un programme de recherche adapté, soit à réviser la conception de l'installation. Au-delà d'une période de 10 000 ans, malgré les incertitudes relatives à l'évolution de l'environnement, la valeur de 0,25 mSv/an est conservée comme référence. Des estimations quantitatives majorantes ainsi que des appréciations qualitatives des expositions individuelles doivent alors être réalisées ;

- **les situations dites « altérées »**⁴ correspondent à la prise en considération d'événements incertains mais plausibles dont l'occurrence peut conduire à des transferts de radionucléides vers la biosphère plus rapides que dans la situation de référence. Ces événements peuvent être liés i) au dysfonctionnement d'un composant, ii) à une intrusion humaine involontaire (un forage traversant le stockage par exemple) ou iii) à un processus naturel (un événement sismique exceptionnel par exemple). Ces situations permettent de tester la robustesse de l'installation de stockage. Dans le cadre du dossier d'option de sûreté (DOS) de Cigéo, l'Andra a, à ce titre, étudié en tant que scénarios d'évolution altérée la situation résultant d'un ou plusieurs dysfonctionnements. Les expositions individuelles associées à ces situations « altérées » doivent être maintenues suffisamment faibles par rapport aux niveaux susceptibles d'induire des effets déterministes.

Afin de vérifier l'adéquation du site de stockage avec les objectifs de protection à long terme des populations après fermeture de l'installation, des évaluations de l'impact radiologique et chimique sont effectuées. Elles s'inscrivent dans le cadre de la démonstration de sûreté du stockage, fondée sur un processus itératif réalisé pendant toute la durée d'exploitation, et qui pourra se poursuivre pendant la phase de surveillance, d'une durée maximale prévue de 500 ans. Plus précisément, la démonstration de sûreté doit être proportionnée aux aléas potentiels et aux incertitudes résiduelles, notamment sur l'évolution possible des connaissances scientifiques et techniques, et pourra être renforcée dans le cadre des réexamens périodiques de sûreté (pour les parties déjà existantes) ou dans le cadre d'instructions spécifiques liées à la prise en compte de nouveaux éléments dans la démonstration de sûreté.

En ce qui concerne les substances chimiques toxiques, l'acceptabilité de l'impact sanitaire et environnemental qu'ils peuvent générer doit être appréciée en fonction de critères réglementaires ou, à défaut, de recommandations émises par les agences sanitaires.

L'impact à long terme du stockage des déchets à faible activité à vie longue (FA-VL)

L'ASN a publié en 2008 une **note d'orientations générales de sûreté** pour le stockage des déchets FA-VL⁵. Celle-ci a pour objectif de définir les exigences de sûreté applicables au stockage de ce type de déchets dès les phases de recherche de site et de conception, afin d'en assurer la sûreté après fermeture.

À l'instar du guide relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde, la note fixe des critères d'exposition pour deux situations distinctes, la situation de référence, et celles dites « altérées », correspondant à l'apparition d'événements incertains, mais plausibles, qui conduiraient à une perturbation de l'installation de stockage.

Pour la situation de référence, après la fermeture de l'installation de stockage et pendant la période de stabilité géologique, qui doit être démontrée pour au moins 10 000 ans, la dose efficace individuelle est limitée à 0,25 mSv/an pour des expositions prolongées. Au-delà de cette période, en raison des incertitudes importantes liées à la modélisation de l'évolution de l'installation de stockage et de son environnement, cette valeur est conservée comme référence. Des estimations quantifiées majorantes, éventuellement complétées par des appréciations qualitatives des résultats, doivent être réalisées, de façon à vérifier que le relâchement de substances radioactives dans l'environnement ne conduit pas à des doses inacceptables.

Pour les situations dites « altérées », le caractère acceptable des expositions individuelles associées doit être apprécié en tenant compte de nombreux paramètres liés aux caractéristiques de la situation, à l'environnement et à l'homme. Ces expositions doivent être maintenues à des niveaux suffisamment faibles par rapport aux niveaux susceptibles d'induire des effets déterministes.

Afin de préciser les exigences de sûreté applicables à une telle installation, un **groupe de travail** a été constitué en 2018, dont l'objectif est l'élaboration d'un guide de sûreté.

³ <https://www.irsn.fr/FR/connaissances/Sante/exposition-population/exposition-population-france-metropole/Pages/O-Exposition-population-France-Sommaire.aspx>

⁴ À distinguer des situations incidentelles et accidentelles (liées par exemple à la survenue d'un séisme ou d'un incendie) qui sont étudiées dans le cadre de la phase d'exploitation de l'installation de stockage, avant la fermeture de celle-ci.

⁵ Note consultable sur le site Internet de l'ASN : <https://www.asn.fr/Informations/Actualites/Stockage-des-dechets-radioactifs>

L'impact à long terme du stockage des déchets de faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC)

Les centres de stockage en surface de déchets radioactifs de l'Aube (CSA) et de la Manche (CSM), sous la responsabilité de l'Andra, sont soumis aux obligations définies dans le code de l'environnement (voir partie « éléments de contexte »). L'ASN a par ailleurs publié en 1984 la règle fondamentale de sûreté RFS-I.2⁶, qui repose sur l'expérience des quinze premières années d'exploitation du Centre de stockage de la Manche (CSM). Elle définit les principes de confinement à mettre en œuvre et fixe les échelles de temps à prendre en compte pour le stockage des déchets FMA-VC, en particulier pour formaliser les objectifs de sûreté à long terme des centres de stockage de surface.

La durée de la phase de surveillance de ces centres de stockage est réglementairement d'au moins 300 ans. L'impact radiologique pour le public pour les situations les plus plausibles est limité à **0,25 mSv/an**, soit une fraction de la dose maximale autorisée pour le public égale à 1 mSv/an.

Le CSM et le CSA sont des INB et donc, à ce titre, soumises à l'obligation de **réexamen périodique**. Leurs réexamens présentent la particularité de traiter de la maîtrise des risques et des inconvénients sur le long terme, en plus de réévaluer leur maîtrise en exploitation. Ils ont donc pour objectif, si nécessaire, de réviser les scénarios, modèles et hypothèses de long terme afin de confirmer la bonne maîtrise des risques et inconvénients dans le temps. Les réexamens périodiques de ces deux installations, bien qu'à des stades d'avancement différents, mettent ainsi en exergue la nécessité de progresser sur la connaissance des impacts à long terme liés aux substances chimiques toxiques contenues dans les déchets, ainsi que sur la connaissance des impacts des radionucléides sur l'environnement.

L'impact à long terme du stockage des déchets de très faible activité (TFA)

L'analyse de sûreté, ainsi que l'évaluation de l'impact à long terme du centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (Cires), installation de stockage des déchets de très faible activité, a été menée de manière cohérente à celle faite pour le CSA. En particulier, des scénarios de réutilisation du site ont été considérés. De plus, les dispositions relatives à la radioprotection des travailleurs et du public, et à la protection de l'environnement, ont le même niveau d'exigence que pour le CSA.

La durée de la phase de surveillance post-exploitation, définie dans l'arrêté d'autorisation d'exploiter⁷, a été fixée à au moins trente ans. L'arrêté impose également à l'Andra de proposer au préfet, au plus tard un an après la fin de la période d'exploitation, un projet définissant des servitudes à instituer sur tout ou partie de l'installation. Ces servitudes devront :

- assurer, pour les populations vivant à proximité de l'installation, le respect du critère de dose de 1 mSv/an défini à l'article R. 1333-11 du code de la santé publique ;
- interdire l'implantation de constructions et d'ouvrages susceptibles de nuire à la conservation de la couverture du site et à son contrôle ;
- assurer la protection des moyens de collecte des lixiviats⁸ avant le scellement des puits en fin de phase de surveillance et le maintien durable du confinement des déchets mis en place.

⁶ RFS-I.2 consultable sur le site Internet de l'ASN :

<https://www.asn.fr/Reglementer/Regles-fondamentales-de-surete/RFS-relatifs-aux-INB-autres-que-REP/RFS-I.2.-du-08-11-1982>

⁷ Arrêté n°2016020-0003 de la préfète de l'Aube du 20 janvier 2016 autorisant l'Andra à exploiter un centre de stockage, de regroupement, de tri-traitement et d'entreposage de déchets radioactifs.

⁸ Le lixiviat est le liquide résiduel engendré par la percolation de l'eau et des liquides à travers une zone de stockage de déchets, de produits chimiques ou tout simplement un sol contaminé par des polluants.

FICHE N° 6 :

IMPACT DES ACTIVITÉS DE GESTION DES MATIÈRES ET DES DÉCHETS RADIOACTIFS SUR L'ENVIRONNEMENT ET LES POPULATIONS¹

La présente fiche regroupe des éléments d'information permettant d'apprécier l'impact des activités de gestion des matières et des déchets radioactifs sur l'environnement et les populations. Elle s'appuie pour cela sur les données issues de la surveillance régulière exercée par les exploitants nucléaires et l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) dans l'environnement des principaux sites et installations où ces matières et déchets sont actuellement produits, transformés, entreposés et stockés. Son contenu reprend pour partie les informations publiées dans le bilan de l'état radiologique de l'environnement français établi par l'IRSN pour la période de 2015 à 2017². Ces résultats ont pu faire l'objet de discussions au sein des commissions locales d'information (CLI) auprès des installations, qui peuvent faire réaliser des expertises ou des mesures relatives aux rejets de l'installation dans l'environnement.

La fiche aborde tour à tour le cas de six sites (ou ensemble de sites) emblématiques des étapes successives du cycle du combustible et de la gestion des déchets radioactifs :

1. les anciens sites miniers français à l'origine de la production d'une partie de l'uranium chargé dans les réacteurs EDF ;
2. le site de Malvési, sur lequel s'effectue une première étape de transformation de l'uranium naturel (la conversion) ;
3. le site du Tricastin, spécialisé dans la conversion, l'enrichissement et l'entreposage de l'uranium ;
4. le site de La Hague, sur lequel sont effectuées les opérations de retraitement des combustibles usés, et le centre de stockage de la Manche (CSM) ;
5. le centre de stockage de l'Aube (CSA) et le centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (Cires), dans lesquels sont stockés respectivement les déchets de faible et moyenne activité à vie courte, et les déchets de très faible activité.

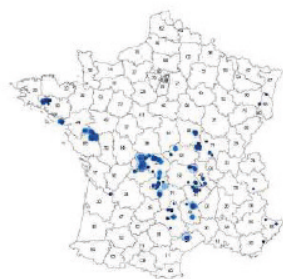
Pour chacun de ces sites, sont présentés ci-après : un descriptif du site, des activités qu'il héberge et des rejets qu'elles occasionnent, une description de l'influence de ces rejets sur l'environnement, et une appréciation des niveaux d'exposition auxquels les populations présentes dans le voisinage du site peuvent être soumises.

Les anciens sites miniers d'uranium

Les sites et leurs activités

L'industrie de l'extraction de l'uranium a débuté en 1945 et a connu son apogée dans les années 80. Les anciens sites miniers d'uranium correspondent aux zones sur lesquelles des travaux d'exploitation minière ont été effectués, que ceux-ci aient ou non conduit à la production d'uranium. Le programme MIMAUSA³, mis en œuvre par l'IRSN, a permis le recensement de 250 sites, répartis dans 27 départements sur le territoire métropolitain. Les principaux sont localisés au sein ou en bordure du Massif Central (Allier, Cantal, Corrèze, Haute-Vienne, Hérault, Lozère...) ainsi qu'en Bretagne, dans les Pays de Loire et en Bourgogne. Des usines de traitement des minerais ont été exploitées sur huit d'entre eux.

Figure 1 : Localisation des anciennes mines d'uranium



¹ Fiche établie avec l'appui de l'IRSN

² Rapport téléchargeable sur le site mesure-radioactivite.fr

³ Pour plus de précisions sur le sujet : www.irsn.fr/mimausa



La France a connu la fermeture progressive de tous ses sites, la dernière mine d'uranium française ayant été fermée en 2001. Aujourd'hui, la société Orano est l'unique exploitant et le responsable de la gestion et la surveillance de l'ensemble de ces sites. La responsabilité de la société Orano s'exerce tant que les sites n'ont pas fait l'objet d'une procédure de fermeture administrative régulière prévue par le code minier.

L'exploitation des mines d'uranium et le traitement de minerais d'uranium ont conduit à générer deux types de sous-produits : les stériles, et les résidus de traitement de minerais, qui désignent les produits restants après extraction de l'uranium contenu dans le minerai. Lors de l'exploitation minière, les stériles ont été disposés en versos ou utilisés pour le réaménagement des sites miniers. Les résidus de traitement du minerai ont été stockés au fur et à mesure de la production d'uranium dans 17 stockages répartis sur 16 anciens sites miniers, tous soumis à la législation des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE).

À la fin de l'exploitation minière, les sites miniers ont fait l'objet d'un réaménagement destiné à maîtriser les risques miniers (en particulier, ceux liés aux mouvements de terrain), les impacts sur l'homme et l'environnement, et à permettre une intégration paysagère satisfaisante du site.

Deux stockages de résidus, des sites de Bois noirs Limouzat (Auvergne) et La Commanderie (Loire Atlantique), sont protégés par une lame d'eau qui les recouvre.

Influence des sites sur l'environnement

Les stockages de résidus sont des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) et sont soumis à une surveillance de l'environnement. Certains anciens sites miniers, toujours régis par le code minier, font également l'objet d'une surveillance de l'environnement. Cette surveillance peut être exigée par la réglementation ou réalisée à l'initiative de l'exploitant. Les modalités de surveillance réglementaire sont définies au cas par cas dans les arrêtés préfectoraux, généralement sur la base des prescriptions établies au chapitre VI du décret du 2 juin 2006 relatif aux travaux miniers.

Bien que réaménagés, les anciens sites miniers sont susceptibles d'avoir une influence sur leur environnement et de modifier certaines de ses caractéristiques, notamment radiologiques. Les zones géographiques concernées par l'exploitation minière étant naturellement riches en uranium, l'influence d'un ancien site minier sur son environnement doit être appréciée en regard du fond géochimique local ou « bruit de fond local ». En pratique, l'influence des activités minières sur l'environnement se manifeste par la modification de quatre paramètres principaux :

- **la teneur en radon dans l'air extérieur** : le radon-222 résultant de l'activité minière a pour principale origine le radium-226 présent dans les stériles et les résidus de traitement de minerai d'uranium. Les quantités de radon-222 générées dans l'air sont d'autant plus importantes que les matériaux ont une teneur en radium-226 élevée. C'est le cas des résidus de traitement. Afin de réduire la quantité de radon-222 émise dans l'air, ce qui peut influencer les teneurs mesurées dans l'environnement du site, les stockages de résidus sont surmontés d'une couverture de matériaux inertes ou d'une lame d'eau ;
- **le rayonnement gamma ambiant** : les radionucléides de la chaîne de décroissance radioactive de l'uranium-238 présents dans les stériles et les résidus de traitement génèrent un rayonnement gamma qui s'ajoute à celui provenant des roches et des rayonnements cosmiques. Le rayonnement généré par une source localisée diminuant rapidement avec la distance, l'influence de la présence de stériles ou de résidus sur le rayonnement gamma ambiant est limitée aux abords immédiats des lieux sur lesquels ces matériaux sont présents ;
- **la radioactivité des eaux** : les écoulements d'eaux issus des anciens sites miniers peuvent transporter avec eux une partie de la radioactivité (radionucléides de la chaîne de l'uranium-238) drainée par les anciens ouvrages miniers (galeries souterraines et fosses à ciel ouvert) et issue du lessivage des stériles et résidus. Cet apport de radioactivité peut influencer la qualité des eaux souterraines au droit du site, la qualité des cours d'eau, lacs et étangs situés en aval des sites, ainsi que celle des sédiments qui s'y déposent. La présence d'une station de traitement des eaux sur un site peut également contribuer au rejet dans les cours d'eau des éléments chimiques utilisés en tant que réactifs (comme le baryum) ;
- **la radioactivité des produits alimentaires** : l'influence du site peut se manifester également sur les poissons, les produits agricoles irrigués ou les produits issus de l'élevage d'animaux abreuvés avec ces eaux et/ou nourris à partir de cultures irriguées.

Le bilan radiologique de l'environnement français 2015-2017, rédigé par l'IRSN, s'intéresse à quatre anciens sites miniers d'uranium : la Commanderie sur les départements des Deux-Sèvres et de Vendée, l'Ecarpière à la limite de la Loire-Atlantique et du Maine-et-Loire, le Bosc dans l'Hérault et La Porte en Corrèze. Ces sites ont été choisis, parmi les 250 sites recensés en France, pour illustrer les différentes situations rencontrées, sans toutefois prétendre à l'exhaustivité. À l'exception de celui de La Porte, ces sites accueillent un stockage de résidus de traitement du minerai d'uranium. Les résultats des mesures disponibles sur et autour des sites présentés dans le bilan montrent que, compte tenu de la difficulté à apprécier la variabilité du bruit de fond local, les teneurs en radon dans l'air et les niveaux de rayonnement gamma ambiant ne permettent pas de mettre en évidence et de quantifier l'influence spécifique des anciens sites miniers. En revanche, les concentrations en uranium et les



activités en radium-226 de l'eau de certains petits cours d'eau drainant les sites peuvent être de plusieurs ordres de grandeur plus élevées à l'aval qu'à l'amont, traduisant ainsi une influence attribuable aux activités minières. Son étendue reste toutefois limitée géographiquement et s'estompe dès lors que le cours d'eau présente un débit significatif.

Exposition des populations

Les voies d'exposition à considérer pour évaluer l'exposition des populations dépendent des usages relevés sur et autour des anciens sites d'uranium (pêche récréative dans des cours d'eau ou dans d'anciennes mines à ciel ouvert, irrigation des cultures ou abreuvement des animaux, activités résidentielles ou de loisir...).

Dans les cas considérés pour établir le bilan radiologique de l'environnement français 2015-2017, comme indiqué précédemment, les données relatives aux teneurs en radon, au rayonnement gamma et aux produits alimentaires ne permettent pas de dissocier l'influence liée à la présence des stériles et résidus, des variations du bruit de fond local. La quantification précise des expositions associées n'est de ce fait pas possible. L'exposition relative aux usages de l'eau est quant à elle négligeable, du fait de l'absence d'exploitation à des fins domestiques des ressources en eau sur lesquelles une influence a pu être mise en évidence.

Le site de Malvézi

Le site, ses activités, ses rejets

L'établissement, créé en 1959 sur l'emplacement d'une ancienne usine de production de soufre, s'étend sur une centaine d'hectares sur la commune de Narbonne au lieu-dit « Malvézi ». Le site Orano assure la purification du concentré minier d'uranium et sa conversion en tétrafluorure d'uranium (UF_4). Il s'agit de la première étape du cycle du combustible réalisée sur le territoire français. L' UF_4 produit par les installations est ensuite envoyé sur le site d'Orano Tricastin (Drôme) pour la poursuite de la conversion en hexafluorure d'uranium (UF_6), avant d'être enrichi dans la nouvelle usine de Georges Besse II, puis transformé en combustible nucléaire.

L'établissement est une installation classée pour la protection de l'environnement (ICPE) soumise à autorisation. Son exploitation est autorisée par arrêté préfectoral. Compte tenu de la présence sur le site de substances dangereuses en quantités importantes (acide fluorhydrique anhydre et ammoniac notamment), cet établissement est classé « SEVESO Seuil Haut ». Il fait donc l'objet d'une réglementation particulière.

Cette réglementation prévoit notamment une information du public au travers des réunions d'une commission de suivi de site composée de l'exploitant, de salariés de l'installation, de représentants de l'État, de collectivités locales, des riverains et des associations de protection de l'environnement.

Dans le cadre de son activité de transformation de l'uranium en tétrafluorure d'uranium (UF_4), l'établissement de Malvézi génère des effluents de procédé (boues et eaux). Les effluents qui résultent du procédé de purification de l'uranium sont dirigés vers l'atelier de récupération, où ils sont neutralisés. Ils sont ensuite envoyés vers une aire de traitement par lagunage sur le site, qui comprend cinq bassins de décantation, qui permettent la séparation solide/liquide des effluents, et six bassins d'évaporation, qui reçoivent les effluents liquides nitrates issus de la décantation.

Les bassins de décantation B1 et B2, utilisés pour leur fonction de décantation jusqu'en 2004, ainsi que les résidus solides issus de la vidange des bassins B5 et B6 entreposés à proximité de ces bassins, constituent une installation nucléaire de base (INB) dénommée « ECRIN ».

Cette installation est dédiée à l'entreposage de déchets historiques issus des activités de conversion de l'uranium, en attendant la mise en œuvre d'une filière de gestion de long terme. Son exploitation est réglementée par un décret d'autorisation de création du 20 juillet 2015, qui prévoit la mise en place d'une couverture bitumineuse, après autorisation de mise en service de l'installation, qui a été accordée par la décision n° 2018-DC-0645 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 12 octobre 2018. Cette couverture aura pour fonction d'assurer le confinement des boues, et sera munie d'évents pour permettre l'évacuation d'éventuelles émanations gazeuses. Les modalités de surveillance de l'environnement de cette installation nucléaire de base sont prescrites par la décision n° CODEP-CLG-2017-008263 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 2 mars 2017, qui prévoit notamment une estimation quinquennale des rejets gazeux de l'installation, émis de façon diffuse. L'étude remise par Orano en réponse à l'article 9 de l'arrêté du 23 février 2017 pris en application du PNGMDR 2016-2018 évalue l'activité du radon émis par les boues entreposées au sein de l'INB « ECRIN » à environ 2.10^6 MBq/an.

Figure 2 : Localisation des bassins du site Orano Malvési (source : Orano)



Les rejets radioactifs du site sont constitués d'uranium naturel⁴ et se font majoritairement par voie atmosphérique. Depuis 2009, les quantités rejetées chaque année sont comprises entre 0,5 et 1 GBq/an (soit 20 à 40 kg d'uranium naturel) pour les rejets dans l'air et s'élèvent à 0,005 GBq/an (soit 0,2 kg d'uranium naturel) pour les rejets liquides. Les rejets liquides s'effectuent dans le canal du Tauran qui borde le site. L'arrêté préfectoral d'autorisation fixe les concentrations limites pour les rejets liquides et gazeux.

Influence du site sur l'environnement

Compte tenu des caractéristiques des rejets, l'influence du site de Malvési sur l'environnement résulte principalement du transfert atmosphérique d'uranium, et l'inhalation de poussières d'uranium constitue la principale voie d'exposition des populations riveraines.

Une campagne de mesures effectuée par l'IRSN en 2010 a permis de quantifier l'activité volumique moyenne de l'uranium-238 dans l'air, à proximité immédiate du site et sous les vents dominants, à 30 $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$ (pour une activité rejetée de 1 GBq cette année-là). Cette activité volumique est à comparer au bruit de fond de l'uranium dans l'air qui se situe autour de 0,1 à 0,2 $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$.

À proximité du site et sous les vents dominants, les poussières d'uranium peuvent se déposer sur les végétaux. Ainsi, à l'est du site et jusqu'à environ 1 km de celui-ci, certaines denrées alimentaires présentent des teneurs en uranium supérieures aux teneurs ordinairement rencontrées dans la région. Ces teneurs restent néanmoins dans la fourchette du bruit de fond observé dans certaines régions françaises dont les sols sont naturellement riches en uranium (régions granitiques du Massif Central, d'Armorique ou des Vosges).

Dans le blé, les activités massiques d'uranium 238 mesurées sont stables depuis 2010, autour de 3 Bq/kg alors que le bruit de fond local pour l'uranium dans le blé est inférieur à 0,2 Bq/kg et que la fourchette des teneurs observées dans les régions françaises dont les sols sont riches en uranium est d'un peu moins de 0,1 à 7 Bq/kg frais. Il en est de même des légumes feuilles produits à moins de 1 km du site, dont les activités massiques, allant de 0,03 à 0,2 Bq/kg frais, se distinguent du bruit de fond local (inférieur à 0,1 Bq/kg frais) mais restent également dans la gamme des teneurs observées dans les régions à haut niveau de radioactivité naturelle : de près de 0,07 à plus de 0,6 Bq/kg frais.

Avant leur recouvrement, les anciens bassins de décantation ont été à l'origine d'envols de poussières contaminées par du plutonium-239 et 240, du thorium-230 et du technétium-99. Le dépôt de ces poussières sur les sols a induit des teneurs en plutonium qui, à proximité de la clôture du site, sont deux fois supérieures au bruit de fond local. Un marquage des aiguilles de cyprès par le technétium-99 et du blé par le thorium-230 était également constaté avant la mise en place de la couverture provisoire (2007-2008).

⁴ Dans l'uranium naturel, l'activité en l'uranium-235 est 20 fois inférieure à celle de l'uranium-238 et à celle de l'uranium-234, et ne représente que 0,7 % de la masse d'uranium élémentaire.

Bien qu'en diminution constante (de plus d'un ordre de grandeur depuis le début des années 2000), l'activité volumique de l'uranium-238 dans l'eau du canal du Tauran qui reçoit les rejets du site reste plus élevée à l'aval du point de rejet (de l'ordre de 0,02 Bq/L en 2017 soit 2 µg/L) qu'à l'amont (moins de 0,005 Bq/L). Dans les eaux souterraines, les activités volumiques de l'uranium mesurées sont du même ordre, sans qu'il soit possible d'en déterminer l'origine (naturelle ou liée au site). Ces valeurs sont à comparer avec la valeur guide de 30 µg/L (0,78 Bq/L) recommandée par l'OMS pour l'eau de boisson.

Exposition des populations

Sur la base des mesures d'empoussièrement présentées au paragraphe précédent, résider à proximité du site conduirait à recevoir une dose efficace par inhalation de 2 µSv/an, ce qui représente de l'ordre de 1/2 000 de l'exposition aux rayonnements ionisants reçue annuellement par la population française (dose moyenne estimée à 4,5 mSv/an par l'IRSN⁵). Cette estimation se situe dans le bas de la fourchette des doses calculées par Orano en différents points le long de la clôture du site (doses estimées comprises entre 1,7 à 19 µSv/an). Pour ses calculs, Orano s'appuie sur la modélisation de la dispersion atmosphérique de l'uranium à partir des estimations des activités rejetées.

La dose potentielle liée à l'ingestion des productions agricoles locales a été estimée à 0,4 µSv/an à partir des mesures réalisées sur la période 2011-2015, de l'ordre de 1/10 000 de l'exposition individuelle aux rayonnements ionisants reçue annuellement par la population française. Cette estimation est en accord avec la gamme des doses correspondantes estimées par Orano (doses comprises entre 0,12 et 1,3 µSv/an).

Le site du Tricastin

Le site, ses activités, ses rejets

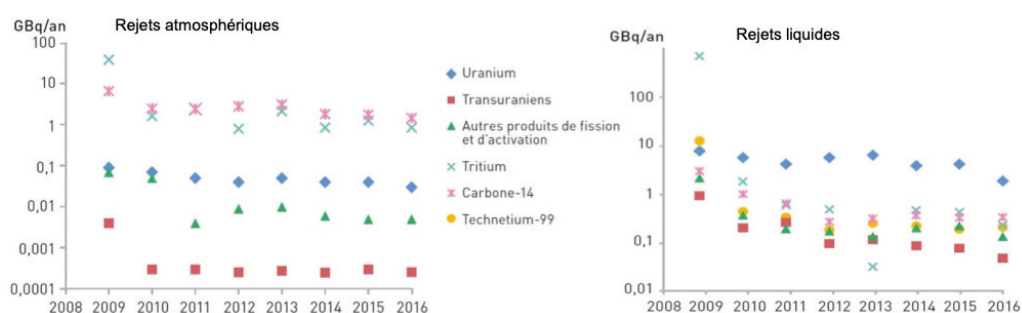
Le site du Tricastin regroupe une dizaine d'installations d'Orano. Celles-ci assurent la conversion de l'UF₄ provenant de l'usine de Malvési en UF₆, le traitement chimique de l'uranium (défluoruration, dénitrification), son enrichissement dans l'usine George Besse II, la transformation de l'UF₄ appauvri issu de cette usine en oxyde d'uranium stable destiné à l'entreposage de longue durée (usine W), la transformation de nitrate d'uranyle provenant de l'usine de La Hague en UF₄ ou en oxyde d'uranium (usine TU5).

Le site accueille également la société auxiliaire du Tricastin (Socatri), créée en 1974 sur le territoire de la commune de Bollène (Vaucluse). Cet établissement exerce des activités d'assainissement et de maintenance sur les matériels et effluents, le regroupement, le tri et le conditionnement des déchets en provenance des petits producteurs destinés à l'élimination par Centraco, ainsi que l'entreposage de déchets de faible activité à vie longue.

Le site d'Orano jouxte par ailleurs la centrale nucléaire d'EDF.

Le tritium et le carbone-14 sont les radionucléides dont les activités rejetées sont les plus élevées pour l'ensemble du site, que ce soit par voie atmosphérique ou par voie liquide. Ils proviennent principalement des usines Socatri et TU5, avec une petite contribution additionnelle de l'usine de conversion pour les rejets liquides. Les rejets de tritium et de carbone-14 sont cependant très faibles au regard de ceux des quatre réacteurs de la centrale nucléaire EDF implantée à proximité immédiate : les rejets atmosphériques et liquides de carbone-14 du site d'Orano sont de l'ordre de 100 fois inférieures à ceux de la centrale EDF et les rejets de tritium respectivement de l'ordre de 1000 et de 100 000 fois inférieurs.

Figure 3 : Évolution des activités rejetées par les installations du site du Tricastin (hors centrale EDF)



⁵ <https://www.irs.fr/FR/connaissances/Sante/exposition-population/exposition-population-france-metropole/Pages/O-Exposition-population-France-Sommaire.aspx>



Les isotopes de l'uranium sont rejetés par toutes les installations précitées, mais proviennent très majoritairement des installations de conversion de l'uranium en ce qui concerne les rejets atmosphériques. Les rejets atmosphériques annuels d'uranium du site du Tricastin sont de l'ordre de 0,03 à 0,09 GBq/an pour la période 2009-2016.

Influence du site sur l'environnement

L'activité moyenne mesurée à proximité immédiate du site sous les vents dominants est de l'ordre de $1 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$, sur la période 2011-2017.

Les activités volumiques de l'uranium dans l'air sont à l'origine d'activités massiques dans les végétaux supérieures à celles relevant du bruit de fond local, mais restent dans la gamme de ce qui est observé dans des régions dont le sol et le sous-sol sont plus riches en uranium naturel (entre 0,32 et 0,52 Bq/kg sec dans l'herbe). Concernant les cours d'eau, les teneurs en uranium mesurées sur la période 2015-2017 dans le ruisseau de la Gaffière, qui traverse le site du Tricastin du nord au sud, étaient de l'ordre de 2 fois plus élevées à l'aval (0,02 Bq/L soit $2 \mu\text{g}/\text{L}$) qu'à l'amont. Les teneurs en uranium les plus élevées (0,03 Bq/L soit $3 \mu\text{g}/\text{L}$) étaient mesurées dans le Lac-Trop-Long, alimenté notamment par la Gaffière.

Enfin, les activités provenant des rejets de radionucléides émetteurs β - γ et α par la Socatri mesurées dans l'environnement sont soit trop faibles pour être mesurées, soit masquées par celles liées aux rejets de la centrale nucléaire.

Exposition des populations

Une personne qui résiderait là où les mesures de poussières d'uranium évoquées ci-avant ont été effectuées recevrait une dose efficace par inhalation de l'ordre de $0,06 \mu\text{Sv}/\text{an}$, c'est-à-dire près de 75 000 fois plus faible que l'exposition individuelle aux rayonnements ionisants reçue annuellement par la population française. Cette estimation est concordante, bien qu'inférieure, avec celles produites annuellement par Orano au moyen de modèles et de l'estimation des activités rejetées ($0,13 \mu\text{Sv}/\text{an}$). Les calculs effectués par Orano montrent par ailleurs que les poussières d'uranium sont responsables à 60 % de cette dose efficace reçue par un adulte aux alentours du site.

Les eaux de la Gaffière et du Lac-Trop-Long ne sont pas consommées. Sur la base des résultats de mesure précédents, il est néanmoins possible de dire que leur ingestion ponctuelle conduirait à une dose extrêmement faible ($0,003 \mu\text{Sv}$ pour un litre ingéré).

Pour la Socatri, les doses estimées par Orano, par modélisation à partir des activités rejetées, sont négligeables (de l'ordre de quelques nSv/an).

Le site de La Hague et le Centre de stockage de la Manche (CSM)

Le site, ses activités, ses rejets

L'usine Orano de La Hague, implantée dans le département de la Manche, est destinée aux opérations de retraitement des combustibles usés. Le site héberge également des installations destinées à l'entreposage des combustibles en attente de retraitement et destinées à l'entreposage des déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue issus des opérations de retraitement. Deux décisions de l'ASN (2015-DC-0535 et 2015-DC-0536) fixent les modalités et les limites des prélèvements d'eau et des rejets liquides et gazeux, chimiques et radiologiques de l'établissement.

Le site Orano La Hague jouxte par ailleurs le premier stockage de déchets mis en service en France : le CSM. Destiné aux déchets de faible et moyenne activité à vie courte, ce centre a cessé son activité après avoir réceptionné son dernier colis en 1994. L'arrêté du 10 janvier 2003 fixe les autorisations de rejets d'effluents gazeux et liquides pour l'exploitation du centre.

Tableau 1 : Valeurs moyennes, minimales et maximales (en TBq) des activités annuellement rejetées par voie atmosphérique par les installations du site de La Hague de 1990 à 2016 ; pour les émetteurs B-γ et α les valeurs sont basées au moins en partie sur des seuils de décision*

	⁸⁵ Kr	¹⁴ C	³ H	Iodes	Autres émetteurs β-γ	Emetteurs α
moyenne	2,3 10 ⁵	1,4 10 ¹	6,1 10 ¹	1,1 10 ⁻²	8,9 10 ⁻⁵	1,5 10 ⁻⁶
minimum	6,3 10 ⁴	2,0	2,5 10 ¹	4,5 10 ⁻³	3,2 10 ⁻⁷	4,1 10 ⁻⁷
maximum	3,2 10 ⁵	2,2 10 ¹	8,4 10 ¹	4,0 10 ⁻²	3,1 10 ⁻⁴	1,9 10 ⁻⁶

Tableau 2 : Valeurs moyennes, minimales et maximales (en TBq) des activités annuellement rejetées par voie liquide par les installations du site de La Hague de 1990 à 2016 ; pour les émetteurs B-γ et α les valeurs sont basées au moins en partie sur des seuils de décision

	³ H	¹⁴ C	IODES	¹⁰⁶ Ru	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	⁶⁰ Co	Autres émetteurs β-γ	Emetteurs α
moyenne	1,1 10 ⁴	8,1	1,4	4,8	6,6 10 ⁻¹	1,8	1,3 10 ⁻¹	2,3 10 ⁻¹	1,9E+00	2,8 10 ⁻²
minimum	8,2 10 ³	6,1	1,1	1,0	9,7 10 ⁻²	5,7 10 ⁻¹	3,0 10 ⁻²	5,8 10 ⁻²	3,6 10 ⁻¹	1,3 10 ⁻²
maximum	1,4 10 ⁴	9,9	1,8	1,1 10 ¹	5,3	5,0	4,3 10 ⁻¹	5,1 10 ⁻¹	4,2E+00	5,7 10 ⁻²

Le site d'Orano de La Hague présente des rejets importants pour la plupart des catégories de radionucléide (gaz rares, tritium, carbone-14, iodes, autres radionucléides émetteurs β-γ ou α), qu'il s'agisse de rejets atmosphériques ou d'effluents liquides. Du fait de l'activité de retraitement de combustibles usés, le site a par ailleurs la particularité de rejeter en quantité notable des radionucléides quasi absents des effluents rejetés par les autres sites. C'est en particulier le cas du krypton-85, de l'iode-129, du ruthénium-106 et des actinides. Les rejets annuels sont assez constants depuis le début des années 90, comme le montrent les tableaux 1 et 2.

Pour ce qui concerne le CSM, l'Andra a estimé, pour l'année 2013, les rejets liquides à 3,2 GBq de tritium, 6,3 MBq d'émetteurs β-γ et 1,3 MBq d'émetteurs α. Ces activités rejetées sont extrêmement faibles au regard de celles rejetées par le site d'Orano voisin (facteur 10 000 à plus d'un million en fonction des catégories de radionucléides). Par ailleurs, le CSM ne rejette pas d'effluents dans l'atmosphère.

Les quatre radionucléides les plus abondants dans les rejets d'effluents gazeux des installations du site de La Hague sont aussi ceux dont les activités massiques ou volumiques mesurées dans l'environnement sont les plus importantes. Il s'agit du krypton-85, de l'iode-129, du carbone-14 et du tritium.

Orano La Hague dispose d'un plan de surveillance de l'environnement, communiqué chaque année à l'Autorité de sûreté nucléaire, afin de s'assurer de l'absence d'impact de ses rejets. Ce plan de surveillance permet de connaître l'état radiologique de l'environnement et de détecter le plus précocement possible toute évolution anormale, de vérifier la conformité réglementaire et de contribuer à l'information et à la transparence vis-à-vis du public.

* Un seuil de décision est la valeur de mesure minimale au-delà de laquelle le métrologiste est en mesure de « décider » que la substance recherchée est présente en quantité mesurable dans l'échantillon. Pour des mesures inférieures à cette valeur, l'activité de l'échantillon est considérée trop faible pour être estimée. Pour les rejets dont les niveaux sont trop faibles pour conduire à des activités mesurables, ce sont les seuils de décision qui sont retenus pour les déclarations de rejets et la réalisation de calculs.



La surveillance de la radioactivité de l'environnement est fondée sur des prélèvements d'échantillons dans tous les milieux de l'environnement (air, mer, rivière, herbe, terre...) et tout au long des chaînes de transfert des radionucléides jusqu'à l'homme jusqu'aux aliments consommés localement (lait, viande, poissons...). Les résultats des mesures⁶ sont transmis chaque mois à l'Autorité de sûreté nucléaire et au réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement.

En 2018, environ 21 000 prélèvements radiologiques et 42 000 analyses ont été réalisés par le laboratoire environnement d'Orano sur le site de la Hague. Ce laboratoire est agréé par l'ASN.

Influence du site sur l'environnement

Comme tous les gaz rares, le krypton-85 se disperse dans l'air sans marquer l'environnement terrestre. En revanche, chacun des rejets dans l'air de ce radionucléide provoque des augmentations des débits de dose ambiants. Les débits de dose passent ainsi d'un niveau autour de 110 à 120 nSv/h, correspondant au bruit de fond ambiant local, à des valeurs souvent supérieures à 150 nSv/h et pouvant atteindre ponctuellement 200 nSv/h. Les activités volumiques de krypton-85, qui induisent ces débits de doses, mesurées mensuellement sur des échantillons d'air prélevés par cinq stations installées dans les communes des alentours, fluctuent de quelques dizaines à quelques milliers de Bq/m³ avec des valeurs moyennes annuelles assez constantes entre 2009 et 2017. Celles-ci vont de 200 Bq/m³ à Jobourg à 700 Bq/m³ à Herqueville.

Les rejets d'iode-129 dans l'air se font par bouffées, concomitantes à celles de krypton-85. Dans l'air, l'iode se présente sous forme gazeuse (prédominante) et sous forme particulaire (fixé à des aérosols). Les activités volumiques moyennes hebdomadaires mesurées vont de 10 à 200 Bq/m³ pour la fraction gazeuse, et de moins de 1 à 20 Bq/m³ pour la fraction particulaire. Ces activités atmosphériques induisent des activités massiques mesurables dans certains végétaux, comme les herbages, le thym, le persil et les champignons (de moins de 0,1 à quelques Bq/kg frais). La consommation par les vaches de fourrages produits localement induit des activités volumiques de l'iode-129 dans le lait qui vont de moins de 0,02 (seuil de mesure) à 0,1 Bq/L. Enfin, les rejets d'iode-129 dans la Manche induisent des activités massiques des denrées marines allant de moins de 0,1 Bq/kg frais (seuil de mesure) à 2 Bq/kg frais.

Pour le carbone-14 et le tritium, les rejets atmosphériques du site de La Hague sont, respectivement, 20 et 30 fois plus élevés que ceux de la plus puissante centrale nucléaire EDF (celle de Gravelines). Pour ces radionucléides, l'influence du site est détectable dans toutes les composantes de l'environnement atmosphérique et terrestre, dans un rayon de 3 à 5 km en fonction des vents dominants. Ainsi, les activités volumiques du carbone-14 dans l'air et dans les légumes-feuilles prélevés autour de La Hague sont 2 à 3 fois supérieures au bruit de fond. Cette augmentation n'est que de l'ordre de 30 % dans le lait et les viandes, probablement du fait que seule une partie des fourrages donnés aux animaux est d'origine locale. Dans le cas du tritium, les activités volumiques dans l'air et les eaux de pluie observées autour de La Hague sont 5 à 10 fois supérieures au bruit de fond. Il en est de même des activités massiques dans les herbages et les viandes.

À Biville, située à 8 km au sud-est du site, l'influence des rejets n'est pratiquement plus décelable : notamment les activités de tritium et de carbone-14 y sont dans la gamme du bruit de fond de ces radionucléides.

Les activités de tritium et de carbone-14 rejetées dans la Manche, respectivement 150 fois et 200 fois supérieures à celles rejetées par le CNPE de Gravelines, marquent également l'environnement marin, depuis le Cotentin jusqu'à la Mer du Nord. Ainsi, les activités volumiques dans les eaux côtières sont de l'ordre de 10 Bq/L à la pointe du Cotentin, ce qui correspond à plus de 100 fois le bruit de fond du tritium dans l'eau de mer. À la limite nord des côtes françaises de la Manche, elles sont encore jusqu'à 50 fois supérieures à ce bruit de fond. Les activités massiques de tous les organismes marins (algues, poissons, crustacés et mollusques) sont en équilibre avec ces activités volumiques des eaux marines. Jusqu'au milieu des années 2000, le ruthénium-106 et le cobalt-60 étaient régulièrement mesurés dans divers organismes marins sur l'ensemble des côtes de la Manche. La baisse d'un ordre de grandeur des rejets sur la décennie 2000-2010 fait qu'ils ne sont désormais que rarement décelés.

Enfin, si l'influence des rejets liquides de césium-137 de La Hague est difficilement discernable du bruit de fond de ce radionucléide hérité des retombées des essais nucléaires et de l'accident de Tchernobyl, celle, pourtant plus faible, des actinides l'est au travers du rapport des activités massiques des isotopes 238 et 239+240 du plutonium. De l'ordre de 0,5 dans les échantillons de coquillages (patelles et huîtres) prélevées sur le pourtour du nord Cotentin, la valeur de ce rapport se distingue nettement de la valeur de 0,03 caractéristique des retombées anciennes. Elle traduit ainsi une nette prédominance de la contribution des rejets liquides du site de La Hague dans les activités de plutonium mesurées. Celles-ci restent cependant extrêmement faibles : de moins de 0,005 Bq.kg⁻¹ frais à 0,08 Bq.kg⁻¹ frais.

⁶ Ces résultats sont disponibles sur internet : www.mesure-radioactivite.fr



Enfin, il faut signaler que les eaux de la nappe phréatique située sous le site de La Hague, et plus particulièrement sous le CSM, présentent une contamination en tritium pouvant atteindre 100 000 Bq.L⁻¹. Cette contamination résulte d'un incident survenu en 1976 sur un ouvrage de stockage.

Exposition des populations

La méthodologie utilisée pour calculer l'impact radiologique du site Orano Cycle La Hague est fondée sur les travaux du Groupe radio-écologie Nord Cotentin (GRNC), qui est un groupe d'expertise pluraliste créé en 1997 les ministères chargés de la santé et de l'environnement.

Depuis 1999, Orano La Hague s'est fixé pour objectif que l'impact dosimétrique de ses rejets reste inférieur à la valeur de 0,03 mSv/an sur les groupes de populations de référence.

L'impact radiologique des rejets du site Orano La Hague a été en 2018 de moins de 0,02 mSv sur les groupes de population susceptibles d'être les plus exposés. Cette dose correspond à moins de 0,5 % de l'exposition moyenne de la population française due à la radioactivité naturelle.

Pour des personnes qui résideraient à proximité des stations de mesure de débit de dose ou de prélèvement d'air, les doses efficaces externes induites par les bouffées de krypton-85 sont estimées entre 2 et 6 µSv/an, ce qui correspond à une exposition individuelle de l'ordre du 1/1000 de celle reçue en moyenne annuellement de la population française.

Sur la base des activités massiques présentées précédemment, la consommation d'une proportion élevée de denrées produites localement, qu'il s'agisse de denrées marines ou de denrées terrestres, pourrait conduire à une dose annuelle de l'ordre de 4 µSv/an (cas d'un pêcheur) à 6 µSv/an (cas d'un agriculteur). Ce résultat est principalement lié à l'incorporation de carbone-14 et d'iode-129. Le tritium, le plutonium et le strontium-90 représentent eux moins de 10 % de la dose par ingestion. En prenant en compte l'exposition externe au krypton-85 présentée précédemment, la dose totale susceptible d'être reçue par un riverain du fait des rejets du site de La Hague pourrait atteindre 8 µSv/an. Cette estimation est globalement cohérente avec les estimations faites par le GRNC pour l'année 2006 et pour des adultes vivant à proximité du site. Celles-ci conduisaient à des doses comprises entre 3 µSv/an et 17 µSv/an, la valeur maximale correspondant à une personne habitant Digulleville et exerçant une activité de pêche professionnelle dans la zone des Huquets.

Du fait de ses rejets, l'influence propre au CSM est trop faible pour être mesurée dans l'environnement. Estimer les doses reçues par la population imputables à ce stockage n'est de ce fait pas envisageable à partir des données de mesure dans l'environnement. Les calculs réalisés par l'Andra à partir des modèles du GRNC et des activités rejetées annuellement permettent néanmoins d'estimer les expositions du public attribuables au CSM. De l'ordre de 10⁻⁵ µSv/an pour un adulte, elles sont négligeables au regard de celles mentionnées plus haut pour les installations d'Orano.

Le centre de stockage de l'Aube (CSA) et le centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (CIRES)

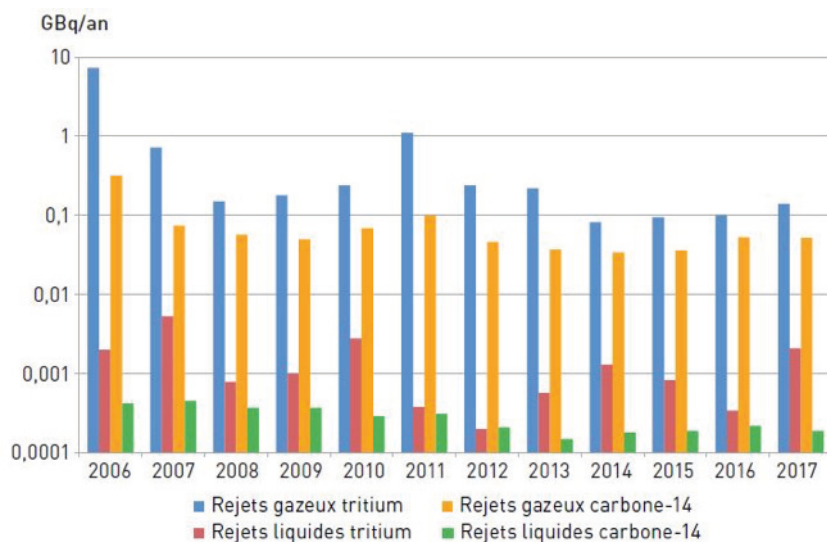
Les sites, leurs activités, leurs rejets

Le CSA est une installation nucléaire de base (INB n° 149) exploitée par l'Andra depuis 1992 sur les communes de Soullaines-Dhuys, de la Ville-aux-Bois et d'Epothémont dans le département de l'Aube. Ce centre de stockage de surface est autorisé à accueillir 1 million de m³ de déchets radioactifs de faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC). Un arrêté, publié le 21 août 2006, fixe les autorisations de rejets d'effluents liquides et gazeux et de prélèvements d'eau pour ce centre.

Implanté à quelques kilomètres de ce centre sur les communes de Morvilliers et de La Chaise depuis 2003, le CIRES est une Installation classée pour la protection de l'environnement (ICPE) dédiée au stockage des déchets de très faible activité (TFA) et disposant d'une capacité autorisée de 650 000 m³. Les rejets et les prélèvements d'eau du Cires sont réglementés par l'arrêté préfectoral n° 2016020-0003 du 20 janvier 2016, complété par l'arrêté préfectoral n° 2016313-0001 en date du 8 novembre 2016.

Outre les alvéoles de stockage, le CSA et le CIRES accueillent des installations qui permettent le conditionnement, le tri et le traitement des déchets avant stockage. Fin 2018, les volumes de déchets stockés correspondent à 33,5 % et 57,9 % des capacités autorisées du CSA et du CIRES, respectivement.

Figure 4 : Evolution des activités de tritium et de carbone-14 dans les effluents liquides et gazeux du CSA de 2006 à 2017 (GBq/an)



Les rejets des sites sont liés aux opérations de conditionnement et de traitement des déchets (figure 4). Le principal radionucléide rejeté au cours de la dernière décennie est le tritium. Les activités de tritium rejetées annuellement dans l'air étaient comprises entre 82 et 1100 MBq pour le CSA et entre 32 et 300 MBq/an pour le CIREs. Pour cette même période, les activités de tritium rejetées dans les effluents liquides du CSA étaient comprises entre 0,2 et 5,3 MBq, les effluents liquides du CIREs susceptibles d'être contaminés radiologiquement étant collectés, puis recyclés ou éliminés par une filière de traitement extérieure.

Influence des sites sur l'environnement

L'Andra, et dans une moindre mesure l'IRSN, réalisent des prélèvements dans les milieux atmosphériques, terrestres et aquatiques dans l'environnement des deux centres de stockage. Les mesures radiologiques réalisées sur ces prélèvements ne mettent pas en évidence de marquage de l'environnement par des radionucléides rejetés par ces centres entre 2015 et 2017. En particulier, les activités de tritium mesurées dans les prélèvements d'eaux de pluie et dans les prélèvements d'herbes et de sols sont d'environ 2 Bq/L, soit de l'ordre de grandeur des activités mesurées hors influence des sites nucléaires. Il en est de même pour les mesures réalisées sur les prélèvements d'eaux douces, de poissons et de sédiments.

Exposition des populations

En l'absence de marquage mesurable dans l'environnement des centres de stockage, il n'est pas possible d'évaluer l'exposition des populations avoisinantes sur la base de résultats de surveillance. Néanmoins, sur la base des rejets de l'année 2017 du CSA, l'Andra évalue la dose reçue pour un groupe fictif d'individus installé au bord du ruisseau des Noues d'Amance, sous les vents dominants du site, comme étant de l'ordre de 1 nSv/an, ce qui correspond à une exposition individuelle de l'ordre du 1/4 000 000 de celle reçue en moyenne annuellement par la population française. Les principaux contributeurs à cette dose, due notamment à l'ingestion d'eau du ruisseau, sont les émetteurs bêta-gamma et le carbone-14.

FICHE N° 7 :

IMPACT À LONG TERME D'UNE INSTALLATION DE STOCKAGE GÉOLOGIQUE DE DÉCHETS RADIOACTIFS¹

L'objectif fondamental d'une installation de stockage de déchets radioactifs en formation géologique profonde consiste à garantir la protection de l'environnement et des populations vis-à-vis des diverses situations susceptibles de survenir à l'avenir, sans limite de temps.

Le choix de site et la conception de l'installation visent pour cela à prévenir et limiter les relâchements de substances radioactives et de toxiques chimiques et les risques d'exposition qui pourraient en découler. Les dispositions de conception permettant d'atteindre l'objectif de protection de l'environnement et de l'homme reposent sur les colis de déchets, les composants ouvragés de l'installation et sur la roche hôte. Les caractéristiques de ces barrières successives permettent d'envisager une durée de plusieurs dizaines à quelques centaines de milliers d'années minima avant que les substances contenues dans les déchets n'atteignent la biosphère, c'est-à-dire l'environnement et les lieux de vie et d'activité des populations humaines.

Pour de telles échelles de temps, évaluer l'impact d'une installation de stockage géologique nécessite de recourir à des outils de modélisation tenant compte des principaux mécanismes en jeu. Au préalable, il convient de définir des scénarios d'évolution des colis, des composants ouvragés de l'installation, de la roche hôte et de la biosphère. La modélisation de l'exposition des personnes du public après fermeture d'une installation de stockage comporte généralement deux étapes : (i) la modélisation du transport des substances dangereuses dans l'installation de stockage et dans la roche hôte jusqu'aux exutoires, puis (ii) la modélisation du transfert de ces substances dans la biosphère et de l'exposition des populations. Dans la biosphère, la réalisation de calculs d'impact radiologique et chimique nécessite l'identification des voies de transfert – les mécanismes qui permettent aux substances dangereuses d'atteindre les différentes composantes de la biosphère (irrigation, transfert aux végétaux via leurs racines...) – et des voies d'exposition – les mécanismes par lesquels les membres d'une population se retrouvent exposés à ces substances (ingestion de végétaux, inhalation de poussières, exposition externe...).

La suite de la présente fiche décrit les hypothèses sur lesquelles reposent les évaluations d'impact d'un stockage géologique en abordant les choix usuellement retenus pour définir les scénarios d'évolution, modéliser les transferts depuis le colis jusqu'à la surface puis évaluer l'exposition des populations.

Scénarios d'évolution pris en compte

La nature des évolutions de l'installation de stockage et de son environnement à prendre en compte pour l'évaluation des impacts à long terme est définie par le guide de l'ASN relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde [1]. Deux types de situations y sont distingués :

- **la situation dite « de référence »** correspond à l'évolution la plus probable des colis, des composants ouvragés de l'installation et du milieu géologique et tient compte des événements naturels qui pourraient intervenir sur les échelles de temps considérées. À ce titre, les conséquences de la succession de cycles climatiques ou les mouvements sismiques doivent notamment être prises en compte. Pour évaluer cette situation, la modélisation des transferts s'effectue en retenant comme valeurs des différents paramètres² pris en compte les valeurs considérées comme les plus probables au regard de l'état des connaissances. Par ailleurs, compte tenu des incertitudes relatives à ces valeurs, des calculs dits « enveloppes » sont effectués, tenant compte des valeurs maximales envisageables pour les divers paramètres.
- **les situations dites « altérées »** correspondent à la prise en considération d'événements incertains mais plausibles dont l'occurrence peut conduire à des transferts de radionucléides vers la biosphère plus rapides que dans la situation de référence. Ces événements peuvent être liés i) au dysfonctionnement d'un composant, ii) à une intrusion humaine involontaire (un forage traversant le stockage par exemple) ou iii) à un processus naturel (un événement sismique exceptionnel par exemple). Ces situations permettent de tester la robustesse de l'installation de stockage. Dans le cadre du dossier d'option de sûreté (DOS) de Cigéo [2], l'Andra a, à ce titre, étudié en tant que scénarios d'évolution altérée la situation résultant d'un ou plusieurs dysfonctionnements des ouvrages de scellement ainsi que divers scénarios de forages.

¹ Fiche élaborée avec l'appui de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

² Exemples de paramètres pris en compte : la perméabilité des composants du stockage ou le coefficient de sorption associé à chaque substance.

Modélisation du transfert depuis les colis vers la biosphère

Avant d'éventuellement atteindre la biosphère, les radionucléides et les substances chimiques doivent transiter au travers de la roche hôte dans laquelle sont déposés les déchets ou au travers des ouvrages de l'installation de stockage. Les flux et les concentrations de radionucléides relâchés dans les différentes parties du stockage sont calculés à l'aide de logiciels capables de simuler la migration des solutés dans et autour du stockage³. Ces calculs permettent d'évaluer, selon les situations de référence ou altérées étudiées, la migration des radionucléides au sein du système de stockage puis dans le milieu géologique. Ils nécessitent au préalable d'établir un modèle hydrogéologique du site permettant de simuler la circulation des eaux souterraines depuis le stockage jusqu'aux exutoires du système. Le débit de concentration calculé aux exutoires, pour chaque radionucléide ou substance chimique, est une des variables d'entrée pour calculer l'impact radiologique et chimique pour la biosphère considérée.

Au stade du DOS de Cigéo [2], l'Andra a considéré comme exutoires les prélèvements d'eau effectués dans les aquifères encadrant la formation hôte via l'exploitation de puits ou forages. Plus précisément, l'Andra a retenu la création de puits dans les aquifères du Dogger ou du Barrois. La prise en compte de ces exutoires permet d'évaluer de façon majorante l'exposition des populations pour les scénarios de référence et les scénarios d'évolution altérée liés à un évènement naturel ou au dysfonctionnement de composants du stockage. En complément, l'Andra a également considéré des scénarios d'intrusion humaine involontaire consistant en la réalisation de forages profonds venant par inadvertance traverser un alvéole de stockage et conduisant à la remontée d'une carotte de déchets à la surface et à un court-circuit du système de stockage.

Les voies de transfert dans la biosphère et d'exposition⁴ potentielles associées à ces scénarios sont synthétisées dans le tableau 1 et illustrées dans la figure 1 ci-après.

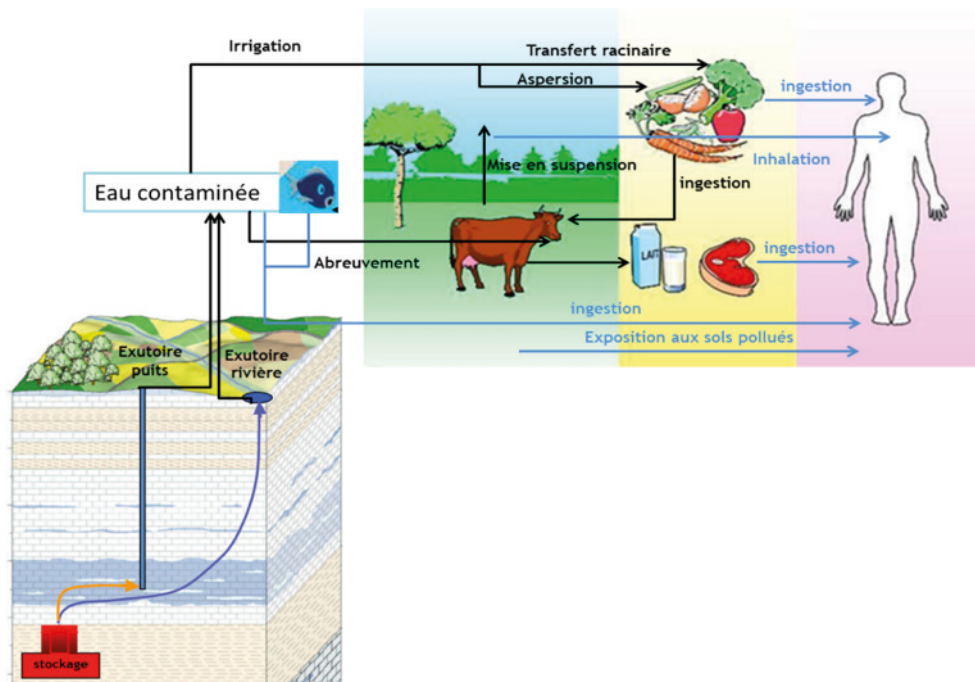
Tableau 1 : Synthèse des voies de transfert et d'exposition liées pour un stockage géologique

	VOIES DE TRANSFERTS	VOIES D'EXPOSITION
Exutoire Rivière	• Irrigation des sols cultivés • Inondation des pâturages et sols cultivés • Alimentation et abreuvement des animaux • Mise en suspension des substances dangereuses • Consommation d'aliments contaminés • Baignade • Présence humaine sur les sols contaminés	• Contamination interne : - Inhalation de substances remises en suspension - Ingestion d'aliments contaminés • Exposition externe : - Irradiation par les sols contaminés - Immersion dans les eaux contaminées
Exutoire Puits	• Irrigation des sols cultivés • Alimentation et abreuvement des animaux • Mise en suspension des substances dangereuses • Consommation d'aliments contaminés • Présence humaine sur les sols contaminés	• Contamination interne : - Inhalation de substances remises en suspension - Ingestion d'aliments contaminés • Exposition externe : - Irradiation par les sols contaminés
Intrusion humaine de type carottage	• Mise en suspension des substances dangereuses • Manutention de terres contaminées	• Contamination interne : - Inhalation de substances remises en suspension - Ingestion de polluants par contact mains-bouche • Exposition externe : - Irradiation par les sols contaminés

³ Ces logiciels permettent de simuler le transfert des solutés dans le système de stockage, puis jusqu'aux exutoires. Ils permettent de reproduire deux phénomènes physiques principaux : (i) les écoulements d'eau liés au contexte hydrogéologique du stockage et du site, et (ii) le mouvement des solutés dans l'eau des formations géologiques et des composants ouvrages.

⁴ Les effets sur la santé de ces expositions sont décrites dans le livret « Quelques repères sur le nucléaire », partie « Qu'est-ce que la radioactivité ? »

Figure 1 : Synthèse des voies de transfert (en noir) et d'exposition (en bleu) liées au stockage géologique de déchets radioactifs



Évaluation de l'exposition des populations

L'évaluation de l'exposition aux populations humaines doit notamment tenir compte de l'évolution des caractéristiques environnementales sous l'influence, en particulier, de possibles changements climatiques. Ces évolutions peuvent, en effet, modifier le comportement physico-chimique des radionucléides dans les sols de surface et le transfert de ces radionucléides dans la chaîne alimentaire. Elles peuvent également entraîner des modifications dans les pratiques agricoles et les régimes alimentaires des populations exposées.

Les hypothèses retenues pour ces évolutions environnementales sont basées sur l'observation des conditions climatiques passées, notamment en Europe avec l'alternance de périodes glaciaires et de périodes plus chaudes. Elles prennent également en compte l'influence des activités humaines sur l'évolution du climat. Il ne s'agit néanmoins pas de décrire précisément les évolutions climatiques et géologiques mais d'identifier les grands types de biosphères envisageables dans le futur à la latitude à laquelle est localisé le stockage. Ces biosphères, appelées biosphères de référence, sont issues de travaux conduits au niveau international [3, 4]. Elles sont décrites à partir d'une approche stylisée basée sur les données issues de l'étude des habitudes de vie et sur les connaissances des transferts pour différents climats et différents sols connus actuellement sur la planète. À ces biosphères sont associés un ou plusieurs groupes d'individus dits « groupes de référence hypothétiques », définis par des activités et un régime alimentaire. Ce sont ces principes de construction de biosphères de référence qui ont été retenus par l'Andra pour estimer l'exposition des populations liée à la présence d'un stockage en formation géologique profonde.

Au stade du DOS de Cigéo [2], l'Andra a évalué l'impact du stockage à long terme (jusqu'à 1 million d'années) pour une biosphère tempérée, correspondant aux conditions actuelles, et une biosphère chaude et humide dont les conditions sont inspirées de celles observées aujourd'hui dans les zones tropicales. La biosphère tempérée a été décrite en référence à l'environnement de la région de Meuse/Haute-Marne, en considérant les régimes alimentaires et les activités des groupes de référence hypothétiques sur la base d'enquêtes qu'elle a menées sur les habitudes de vie des populations vivant actuellement sur place. Pour la biosphère en climat chaud et humide, le modèle retenu correspond à un environnement et des habitudes de vie de populations vivant en Espagne.

Exigences en matière de protection des générations futures et résultats attendus

L'ASN, en cohérence avec les approches recommandées par les instances internationales comme la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) et l'Agence internationale à l'énergie atomique (AIEA) [5], a adopté un principe simple selon lequel le niveau de protection de la population dans le futur devrait être au moins aussi élevé que celui de la génération actuelle.

Selon le guide de l'ASN [1], il revient ainsi à l'Andra de montrer que les doses efficaces individuelles calculées n'excèdent pas, pour une période d'au moins 10 000 ans, la valeur de 0,25 mSv/an. Cette valeur correspond à une fraction (en l'occurrence le quart) de la limite de dose individuelle applicable aujourd'hui pour les expositions reçues par la population du fait de l'ensemble des activités nucléaires. Elle représente environ 10 % de la dose individuelle moyenne reçue en France du fait de l'exposition aux rayonnements ionisants d'origine naturelle⁵. Au-delà de la période de 10 000 ans, la prédiction des divers mécanismes susceptibles d'influencer les scénarios d'évolution devient de plus en plus incertaine. De ce fait, les résultats de modélisation doivent être relativisés et la valeur de 0,25 mSv/an est à considérer comme une valeur guide (ou « valeur de référence ») pour juger du caractère acceptable des doses individuelles calculées.

Dans le cas des situations dites altérées, les scénarios à considérer s'écartent des conditions retenues pour concevoir et dimensionner le stockage. Conformément aux principes définis par les instances internationales, en particulier la CIPR [6], ces situations peuvent être considérées de la même manière que celles résultant de la découverte d'une pollution attribuable à une activité industrielle passée sur un site sur lequel de nouveaux usages se sont développés. Dans ce type de situations - qualifiées de situations « d'expositions existantes » par la CIPR - le caractère acceptable des expositions calculées peut être apprécié en regard des valeurs de référence comprises dans l'intervalle [1; 20] mSv/an. À titre d'illustration, il peut être noté que cet intervalle correspond, par exemple, à la gamme des doses que peuvent recevoir les travailleurs exposés dans le cadre de l'exercice d'une activité nucléaire.

En tout état de cause, l'appréciation du caractère acceptable de l'impact radiologique du stockage résulte avant tout, outre le respect des valeurs préconisées dans la réglementation, de l'analyse des efforts faits par le concepteur du stockage pour que les expositions individuelles soient aussi faibles que raisonnablement possible (principe ALARA), compte tenu des facteurs économiques et sociaux.

Dans les situations de référence étudiées par l'Andra à l'occasion du DOS de Cigéo [2], la plupart des radionucléides n'atteignent en pratique pas la biosphère. Ceux dont la demi-vie est inférieure à quelques milliers d'années, perdent une grande partie, voire l'intégralité, de leur radioactivité avant d'atteindre les aquifères encadrant la roche hôte. D'autres, bien qu'ayant une demi-vie plus longue, sont fortement fixés par les matériaux qu'ils doivent traverser (ceux constitutifs des ouvrages de stockage et la roche hôte) au point que leur arrivée dans les aquifères les plus proches est fortement retardée et intervient plusieurs centaines de milliers voire plusieurs millions d'années après la fermeture du stockage. Les principaux radionucléides susceptibles de traverser le Callovo-Oxfordien du fait de leur mobilité sont finalement l'iode-129, le chlore-36, le selenium-79 ou encore le carbone-14. À titre d'exemple, le temps nécessaire pour que le pic d'iode 129 atteigne le sommet du Callovo-Oxfordien est estimé à environ 100 000 ans.

L'évaluation d'impact radiologique présentée par l'Andra dans le DOS de Cigéo [2] pour la situation enveloppe (cf. supra) montre que le cumul des doses dues aux principaux radionucléides atteignant les exutoires du Dogger et du Barrois (iode-129, chlore-36 et selenium-79) est respectivement 10 à 100 fois plus faible que la valeur de 0,25 mSv/an retenue par le guide de l'ASN [1]. Ces résultats doivent toutefois être tempérés car ils restent sensibles à certains paramètres, tels que la mobilité du selenium-79, par exemple, dans le cas des calculs effectués par l'Andra pour le DOS de Cigéo [7].

Références

- [1] « Guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde » du 12 février 2008
- [2] Rapport Andra CG-TE-D-NTE-AMOA-SR2-0000-15-0062 – « Dossier d'options de sûreté – Partie après fermeture » (DOS-AF), 2015
- [3] International Commission on Radiological Protection. Radiation Protection Recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste, ICRP publication 81, Annals of the ICRP 28-4 (1998)
- [4] AIEA – Biomass-6 « Reference Biospheres » for solid radioactive waste disposal – Report of BIOMASS Theme 1 of the BIOSphere Modelling and ASSEssment (BIOMASS) Programme – July 2003
- [5] AIEA Specific Safety Requirements n° SSR-5 « Disposal of Radioactive Waste », 2011
- [6] The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Annals of the ICRP Volume 37 N°2-4, 2007, Elsevier, ISBN 978-0-7020-3048-2
- [7] Rapport IRSN n°2017-0013. Projet de stockage Cigéo – Examen du Dossier d'Options de Sûreté. 2017

⁵ <https://www.irs.fr/FR/connaissances/Sante/exposition-population/exposition-population-france-metropole/Pages/O-Exposition-population-France-Sommaire.aspx>

FICHE N° 8 :

LE TRANSPORT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES

Moyens de transport utilisés

En France, les transports de substances radioactives à usage civil représentent environ 6 % des transports de matières dangereuses, soit environ 980 000 colis par an. Ils concernent une grande diversité de substances, de formes physiques et chimiques variées, de quantités de radioactivité et de types de conditionnement. Un colis de substances radioactives peut mesurer de 10 centimètres à 8 mètres de long, et peser de quelques kilos à plus de 100 tonnes.

Le principal mode de transport des colis de substances radioactives est le transport routier : environ 96 % des colis sont transportés exclusivement par route. Les 4 % de colis restants font l'objet de transports combinés, notamment par route et air (3 % des colis) et par route, mer et rail (1 % des colis).

Répartition par secteur d'activité concerné

Chaque étape du cycle du combustible nucléaire nécessite le transport de matières radioactives, d'une installation à une autre représentant environ 114 000 colis par an qui sont acheminés lors de 19 000 transports, soit 3 % des transports de substances radioactives et 12 % des colis. De plus, 60 % des transports se font exclusivement par route, le reste faisant intervenir principalement le transport ferroviaire et maritime en complément de la route. Cela comprend les transports de minerai d'uranium, d'hexafluorure d'uranium, d'assemblages combustibles neufs ou irradiés, de plutonium issu du traitement des combustibles irradiés, des déchets, ainsi que d'outillages et de matériels contaminés dans les installations nucléaires de base.

Par ailleurs les activités médicales représentent environ 300 000 colis par an. Cela concerne les transports de sources radioactives pour la radiothérapie ou de produits radiopharmaceutiques pour les examens réalisés par scintigraphie. Ces transports sont principalement expédiés par voie routière ou aérienne.

Les activités de recherche génèrent environ 19 000 colis par an. Cela correspond aux transports de sources radioactives destinées à la recherche en biologie cellulaire, et de matériaux activés ou d'éléments combustibles irradiés pour des centres de recherche nucléaire et des universités.

Enfin, de nombreux produits radioactifs sont également utilisés pour les besoins de l'industrie. Il s'agit des transports de sources scellées pour les irradiateurs industriels, notamment à des fins de stérilisation pour les industries pharmaceutique et agroalimentaire. Sont également concernés des appareils de mesure, à savoir les gammagraphes pour l'aéronautique, l'automobile et la métallurgie, les gamma-densimètres pour le BTP et les analyseurs de plomb pour des diagnostics dans le domaine de l'immobilier. Ces transports représentent la majorité des colis transportés.

Proportion des colis de substances radioactives transportés par domaine d'activité*

INDUSTRIE ET RECHERCHE NON NUCLÉAIRES	MÉDICAL	INDUSTRIE NUCLÉAIRE
57 %	31 %	12 %

Sûreté du transport (protection contre les accidents)

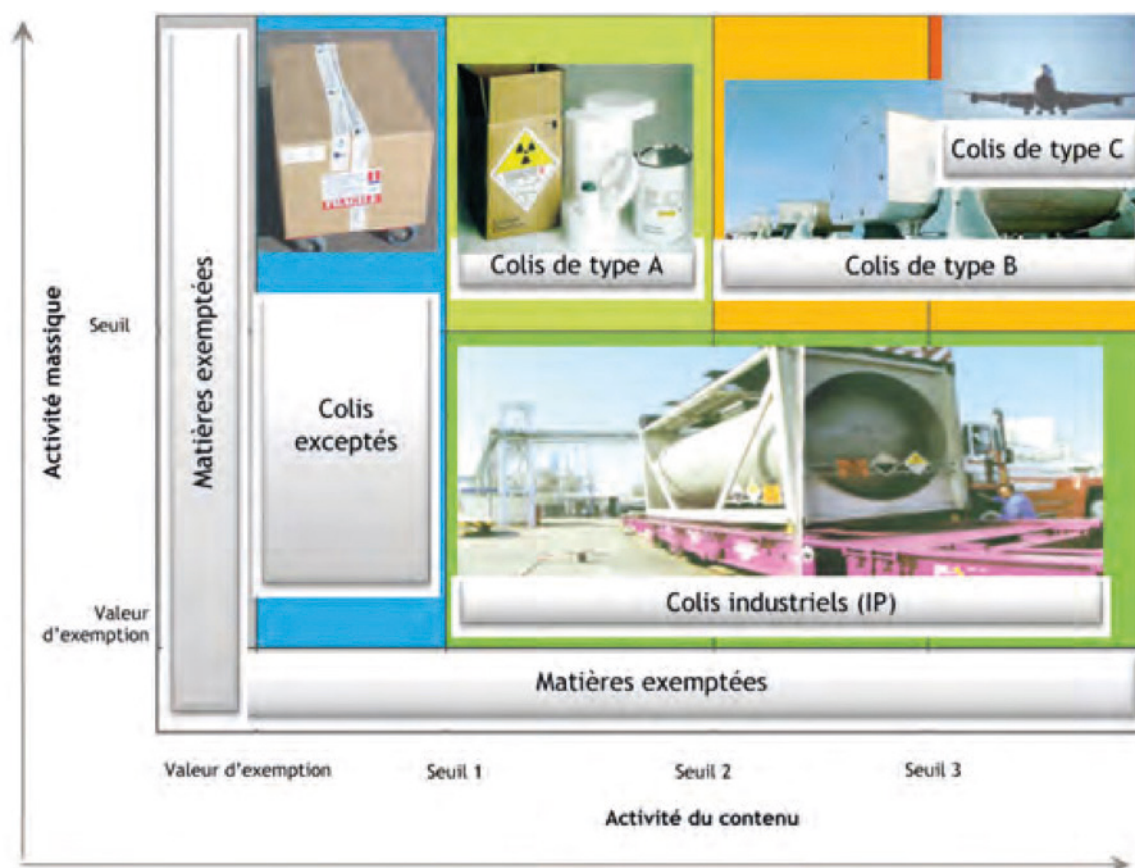
La sûreté des transports de colis de substances radioactives à usage civil est encadrée par une réglementation internationale. Ces exigences sont déclinées en règlements spécifiques à chaque mode de transport, qui font l'objet d'arrêtés et de directives établis au niveau national ou européen.

* Source : Enquête de l'ASN sur les flux de transport de substances radioactives, consultable sur le site Internet de l'ASN : <https://www.asn.fr/Informations/Actualites/Enquete-de-l-ASN-sur-les-flux-de-transport-de-substances-radioactives>

En France, c'est l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) qui est chargée du contrôle de l'application de la réglementation de la sûreté des transports de substances radioactives à usage civil. Elle s'appuie sur l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), en particulier pour l'expertise des colis et la recherche en sûreté des transports de substances radioactives.

La réglementation distingue plusieurs types de colis en fonction de la quantité de substances radioactives à transporter (l'activité du contenu) et de leur dilution dans l'ensemble des matières à transporter (l'activité massique du contenu). Ces seuils d'activité ont été choisis en fonction des conséquences radiologiques potentielles et de la forme physique de la matière (solide, liquide ou gazeuse) :

- les colis de type B (60 000 colis par an) sont utilisés pour le transport de substances ayant une très forte activité ;
- les colis « exceptés » (460 000 colis par an), ceux de type A (300 000 colis par an) et les colis industriels IP (100 000 colis par an), qui représentent la majorité des colis transportés (les colis de type A permettent, par exemple, de transporter des radioéléments à usage médical couramment utilisés dans les services de médecine nucléaire), sont employés pour une quantité limitée d'activité transportée ;
- les colis de type C sont conçus pour le transport aérien de grandes quantités de substances radioactives mais, en France, ce type de transport n'existe pas dans le domaine civil.



Pour faire face aux risques liés au transport de matières radioactives, le concept de « défense en profondeur » est appliqué. Ce concept se fonde sur plusieurs niveaux de protection centrés sur l'introduction de barrières successives empêchant la dispersion de substances radioactives dans l'environnement :

- **robustesse des emballages** : les emballages sont conçus en tenant compte de situations accidentelles prédéfinies. Ils doivent être d'autant plus robustes que l'activité des substances contenues est importante. Pour ce faire, des tests de résistance sont effectués dans des conditions sévères : par exemple, le colis de type B doit résister à des situations accidentelles telles qu'un feu de 800 °C pendant 30 minutes, une chute de 9 mètres, une perforation avec un poinçon de 1 mètre ou encore une immersion jusqu'à 200 mètres pour les colis les plus radioactifs ;
- **fiabilité des transports** : elle exige que les opérations se déroulent dans le respect des règles prévues par le règlement pour le transport des marchandises dangereuses, spécifiques à chaque mode de transport. La conception du moyen de transport et la formation des personnels font partie de ces règles ;

- prévention et gestion des incidents et accidents : un dispositif de gestion de crise est prévu pour le cas où un incident ou un accident surviendrait. Sa mise en œuvre est coordonnée par le préfet.

La réglementation spécifique que tout événement significatif survenant dans le cadre des opérations de transport de substances radioactives, qu'il ait donné lieu ou non à des conséquences radiologiques, est déclaré à l'ASN. Par ailleurs, les événements significatifs font l'objet d'un compte rendu détaillé transmis également à l'ASN, présentant notamment les causes identifiées, les conséquences réelles ou potentielles ainsi que les actions correctives destinées à éviter leur répétition.

Sécurité du transport (protection contre les actes de malveillance)

La convention internationale sur la protection physique des matières nucléaires (CPPMN), entrée en vigueur le 8 février 1987, oblige les États parties à protéger, pendant le transport international et conformément aux niveaux convenus, les matières nucléaires utilisées à des fins pacifiques que sont le plutonium, l'uranium 235, l'uranium 233 et le combustible irradié.

En France, ces obligations sont reprises dans le code de la défense et c'est le Haut fonctionnaire de défense et de sécurité (HFDS) du ministère de la Transition écologique et solidaire, via son département de la sécurité nucléaire, qui est chargé d'autoriser chaque transport de matières nucléaires et de contrôler les mesures prises pour en assurer la sécurité. Chaque année environ 1300 transports de matières nucléaires sont autorisés, dont 30 % à destination ou en provenance de l'étranger.

La réglementation distingue trois catégories de matières nucléaires, en fonction du type de matière, des quantités transportées et de leur état (irradiée, dispersée ou non) :

- les transports de matières de catégorie I et II non irradié sont les plus sensibles et nécessitent le plus haut niveau de sécurité et de confidentialité : ils doivent être escortés, assurés par des moyens de transport agréés (le transport par voie ferrée leur est interdit) et dotés de dispositifs spécifiques de protection ;
- les transports de matières de catégorie II irradié (combustible usé) concernent les combustibles usés, les déchets vitrifiés et les déchets compactés ; l'escorte de ces transports n'est pas obligatoire compte tenu du niveau de radioactivité de la matière et du poids des colis ;
- les transports de matières de catégorie III sont les moins sensibles et concernent toutes les autres matières radioactives de l'amont du cycle.

Classement des matières nucléaires défini par l'article R. 1333-70 du code de la défense

MATIÈRE	ÉTAT	CATÉGORIES		
		I	II	III
Plutonium	Non irradié	2 kg ou plus	400 g à 2 kg	3g à 400 g
Uranium 235	Non irradié : Uranium enrichi à 20 % ou plus en U ₂₃₅	5 kg ou plus	1 kg à 5 kg	15 g à 1 kg
	Uranium enrichi à 10 % ou plus, mais à moins de 20 % en U ₂₃₅	-	5 kg ou plus	Moins de 5 kg, mais plus de 1 kg
	Uranium enrichi à moins de 10 % en U ₂₃₅	-	-	5 kg ou plus
Uranium 233	Non irradié	2 kg ou plus	400 g à 2 kg	3 g à 400 g
Tritium		-	-	Plus de 2 g
Uranium naturel Uranium appauvri en U ₂₃₅ Thorium	Non irradié	-	-	500 kg ou plus
Lithium enrichi en lithium 6		-	-	1 kg ou plus de lithium 6
Combustibles irradiés	Irradié	-	Tous combustibles irradiés	-
Matières dispersées et faiblement concentrées	Objets dont la teneur moyenne en matière fissile est inférieure ou égale à 0,1 % en masse	-	-	3 g ou plus (Pu et U ₂₃₃) 15 g ou plus (U ₂₃₅)

La sécurité des transports est assurée par une série de lignes de défense, adaptées à la sensibilité de la matière nucléaire transportée, comprenant essentiellement la conception des colis et des véhicules de transport, la définition des escortes, du choix de l'itinéraire, de la vitesse du convoi et du niveau de confidentialité (les transports de matières de catégories I et II non irradiés sont classifiés au titre du secret de la défense nationale).

Impacts environnementaux de ces transports

Plusieurs études ont été menées dans le cadre des travaux du PNGMDR pour, d'une part, évaluer de manière plus précise les impacts pour les catégories de déchets représentant les plus importants volumes de transport (déchets TFA et déchets FMA-VC) et, d'autre part, proposer des dispositions permettant de réduire ces impacts.

Une étude remise par les exploitants en réponse à l'article 32 de l'arrêté du 23 février 2017, modélisant le transport par route des déchets TFA produits annuellement par EDF, le CEA, Framatome et Orano, évalue les émissions de gaz à effet de serre associées à 1835 tonnes d'équivalent CO₂. Ces émissions représentent environ 0,005 % des émissions de CO₂ des véhicules lourds en France.

Une étude similaire, en réponse à l'article 34 de l'arrêté du 23 février 2017, concerne le transport des déchets FMA-VC, et évalue à 1632 tonnes d'équivalent CO₂ les émissions de gaz à effet de serre associées, soit 0,004 % des émissions de CO₂ des véhicules lourds en France.

Par ailleurs, l'étude remise par Orano en réponse à la prescription de l'article 9 de l'arrêté du 23 février estime notamment les rejets associés aux transports de matières et déchets radioactifs aux différentes étapes du cycle du combustible nucléaire. Les transports de matières entre deux étapes successives du cycle ont été attribués à la dernière étape, alors que les transports de déchets ont été affectés à l'usine qui les a produits.

Rejets dus aux transports pour le cycle actuel (t/an)

ÉTAPE	CO ₂	SO ₂	NOX	CO ₂ ÉTAPE (%)
Conversion	4254	9,0	35	56
Enrichissement	104	0,001	0,04	1,4
Fabrication UOX	213	0,001	0,09	2,8
Réacteurs	2241	0,01	1,09	29
Traitement/recyclage	821	0,02	1,86	11
Entreposage MOX usé	7,7	0,001	0,13	0,1
Total	7640	9,0	38	100

L'impact total du cycle représente ainsi moins de 0,5 % des émissions de CO₂ liés à la production électrique du parc français en 2015.¹ Cette étude montre également que les émissions de CO₂ liées au cycle du combustible sont essentiellement liées à l'amont du cycle (conversion de l'uranium naturel) et pas à la stratégie de retraitement mise en œuvre en France.

Les trois études précitées peuvent être consultées sur le site Internet de l'ASN.

¹ Valeur estimée des rejets de CO₂ liés aux transports de 0,0182 g CO₂/kWh pour le cycle actuel, contre 4 g CO₂/kWh pour la contribution globale du cycle à l'effet de serre (source : étude remise au titre de l'article 9 de l'arrêté du 23 février 2017).



Transports de colis de déchets radioactifs vers Cigéo

Les flux de colis de déchets radioactifs appelés à transiter vers l'installation de stockage Cigéo débuteront lors de la phase d'exploitation et de déploiement souterrain. L'Andra prévoit que ces transports soient réalisés principalement par train. Elle estime à 5 trains par an la fréquence de ces transports lors des premières années, pour atteindre un maximum de 60 trains par an en milieu de la période d'exploitation (environ 5 trains par mois en moyenne) ; un train convoiera environ 7 emballages de transport en moyenne. À titre d'exemple, les emballages de transport utilisés peuvent représenter 8 à 10 mètres de large, 2,50 mètres de diamètre, pèsent plus de 100 tonnes et peuvent contenir une trentaine de colis de déchets de haute activité (lesquels mesurent 1,30 mètre de haut, près de 40 cm de diamètre et peuvent contenir 150 litres de déchets vitrifiés). De tels ordres de grandeur sont représentatifs des emballages qui seront expédiés à Cigéo. Les emballages seront transportés sur un wagon sous un canopy, sorte de bâche métallique de protection.

En plus des transports de déchets radioactifs, la construction et l'exploitation de Cigéo nécessiteront des transports de matériaux de construction et de terres excavées qui seront détaillés dans l'étude d'impacts de l'installation.

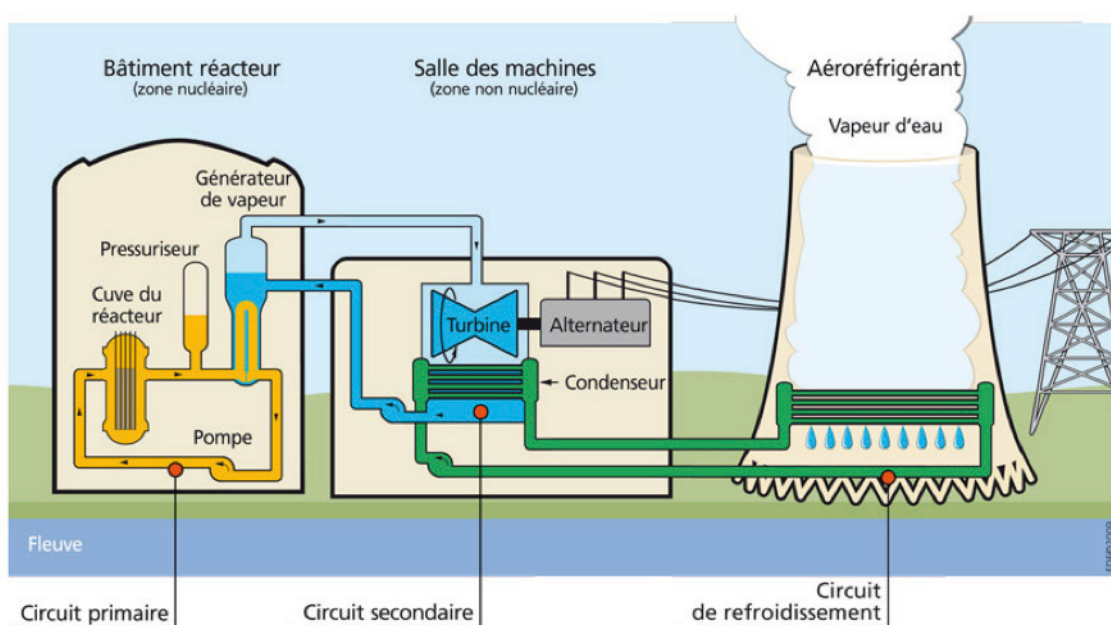
FICHE N° 9 :

PANORAMA DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES DE BASE EN FRANCE

Le parc électronucléaire français

Le parc nucléaire français est actuellement constitué de 58 réacteurs électronucléaires à eau pressurisée (technologie REP¹ dite de 2^e génération) répartis sur 19 centrales différentes pour une puissance installée de 63,2 GWe et une production de 379,1 TWh en 2017, soit 71,6 % de la production électrique totale.

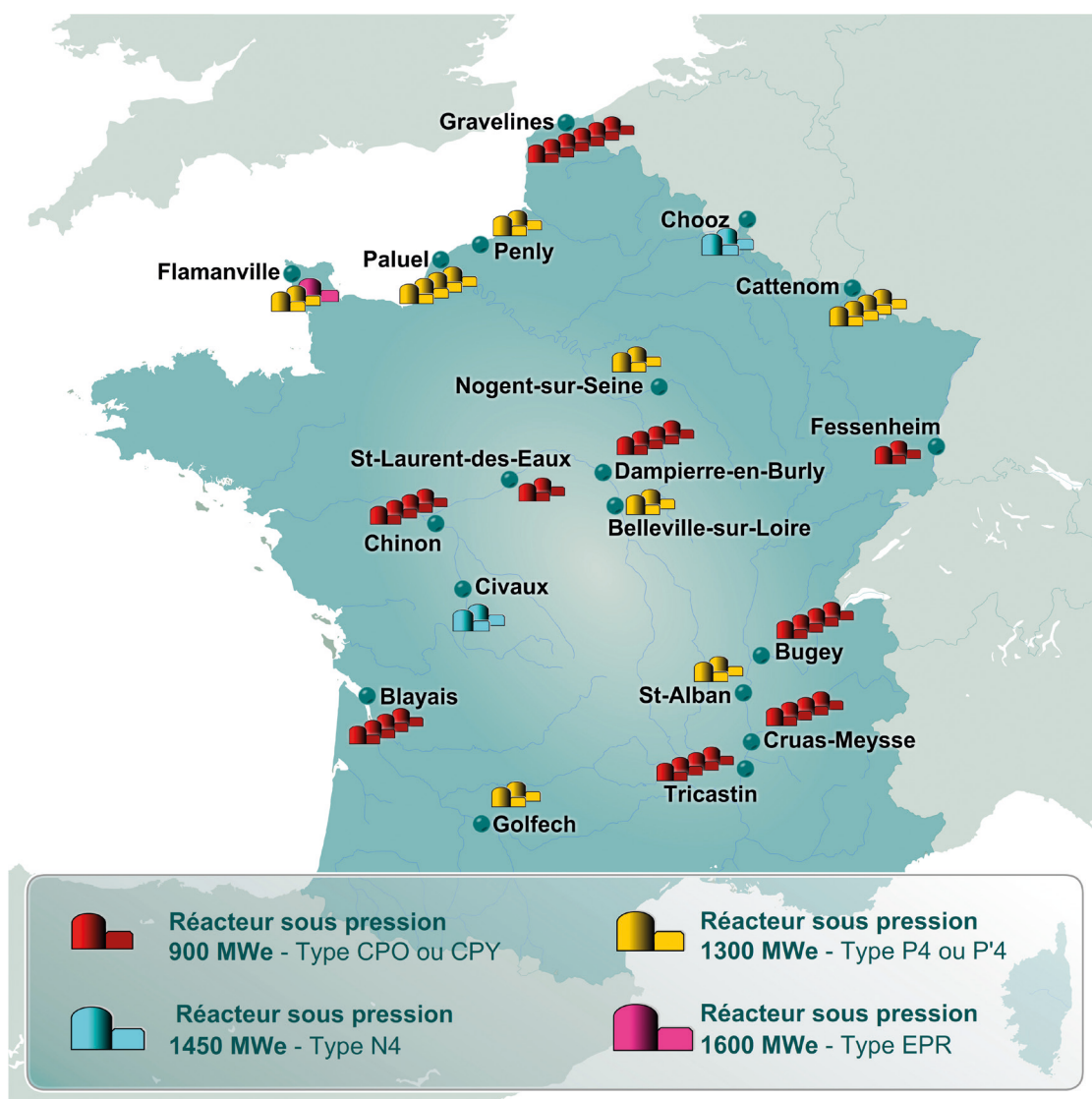
Représentation simplifiée du fonctionnement d'un réacteur électronucléaire à eau pressurisée avec aéroréfrigérant



Le parc actuel se décompose en 3 paliers (gammes de puissance) :

- 34 réacteurs de 900 MWe mis en service de la fin des années 1970 au début des années 1980 ;
- 20 réacteurs de 1300 MWe mis en service de la fin des années 1980 au début des années 1990 ;
- 4 réacteurs de 1450 MWe mis en service à la fin des années 1990 ;
- Le réacteur EPR de Flamanville de 1600 MWe est actuellement en phase d'essais « inactifs ». Il est prévu que les deux réacteurs de la centrale de Fessenheim soient arrêtés en 2020.

¹ Réacteur utilisant de l'eau légère à la fois comme modérateur (pour abaisser l'énergie des neutrons à un niveau qui augmente le rendement de la fission) et comme caloporteur (pour transférer la chaleur du cœur vers le générateur de vapeur). La température de l'eau primaire étant proche de 330 °C, il est nécessaire de la pressuriser à 155 bars pour éviter sa vaporisation.



Les réacteurs du palier 900 MWe atteindront très prochainement 40 ans d'exploitation et effectueront leur 4^e réexamen périodique, qui consiste en un examen décennal approfondi des installations et en la mise en œuvre d'améliorations de sûreté, dans la prochaine décennie. Dans ce cadre, EDF a proposé un programme de travaux pour assurer la poursuite de l'exploitation de ces réacteurs dans des conditions de sûreté satisfaisantes. Ce programme a été complété en réponse à des demandes de l'ASN. L'ASN se prononcera, fin 2020, sur le programme d'EDF concernant l'ensemble des réacteurs de 900 MWe. Ensuite, l'ASN encadrera la poursuite de fonctionnement de chaque réacteur par des prescriptions techniques.

Pour fonctionner, un réacteur électronucléaire a besoin de combustible nucléaire. En moyenne, le combustible reste dans le réacteur pendant 3 à 5 ans selon une gestion fractionnée. En effet, tous les 12 à 18 mois, le combustible est déchargé : les assemblages combustibles les plus anciens sont remplacés par des neufs, et les autres éléments sont repositionnés dans le cœur du réacteur après rechargement.

Les générations de réacteurs nucléaires

Les premiers réacteurs électronucléaires ont été construits au cours des années 1950 aux États-Unis, en Union soviétique et en France. Depuis, plusieurs générations de réacteurs se sont succédé, qui ont répondu à des enjeux divers (évolutions en termes de sûreté de fonctionnement, de sécurité et d'économie du combustible ou encore de compétitivité). On distingue aujourd'hui quatre générations de réacteurs. Il convient de noter que cette notion de « génération » est distincte de celle de « technologie ». En effet, une génération peut inclure différentes technologies de réacteurs et a contrario deux générations peuvent reposer sur une même technologie.

La 1^{re} génération de réacteurs nucléaires comprend les prototypes et les premiers réacteurs de taille industrielle à usage commercial mis au point dans les années 1950 et 1960. Ces réacteurs devaient faire la démonstration du potentiel de la puissance atomique mise au service de l'énergie civile. Durant cette période, la France, qui ne disposait pas des technologies d'enrichissement de l'uranium, a développé une filière technologique utilisant l'uranium naturel comme combustible (réacteurs UNGG). Ces réacteurs sont actuellement en cours de démantèlement.

Les réacteurs nucléaires de 2^e génération sont entrés en service à partir des années 1970. Ils correspondaient à la nécessité d'une meilleure compétitivité de l'énergie nucléaire et d'une amélioration de l'indépendance énergétique, dans un contexte de fortes tensions sur le cours des énergies fossiles (choc pétrolier). La majorité des réacteurs actuellement en exploitation dans le monde sont des réacteurs de génération 2. En France, il s'agit principalement de filière à eau sous pression, une technologie américaine adaptée par EDF. Des prototypes de réacteurs à neutrons rapides (RNR) ont également été construits en France sur cette période. Ils répondaient aux mêmes objectifs, mais le ralentissement du développement du nucléaire dans les années 1980, ajouté à la découverte de nouveaux gisements d'uranium, les ont rendus moins prioritaires.

La 3^e génération de réacteurs nucléaires, qui s'apprête aujourd'hui à prendre progressivement le relais, met l'accent sur les impératifs liés à la sûreté et à la sécurité (résistance renforcée aux agressions externes, type chute d'avion). Ces réacteurs tirent les enseignements du retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs de génération 2, des accidents de Three Miles Island et de Tchernobyl ainsi que des attentats du 11 septembre 2001. Trois réacteurs répondent à ces critères : l'EPR (european pressurized reactor) français (dont un réacteur est en cours de construction sur le site de Flamanville), l'AP1000 (advanced pressurized de 1000 MWe) américano-japonais et l'AES 2006 (dernier modèle de 1200 MWe du VVER russe). Les réacteurs EPR qui pourraient voir le jour en France devraient également intégrer les référentiels de sûreté liés au post-Fukushima. Il convient de noter qu'il n'y a pas de saut technologique entre les réacteurs de 3^e génération et ceux de la 2^e génération, ces réacteurs étant destinés à intégrer le retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs de 2^e génération en matière de sûreté et de performance.

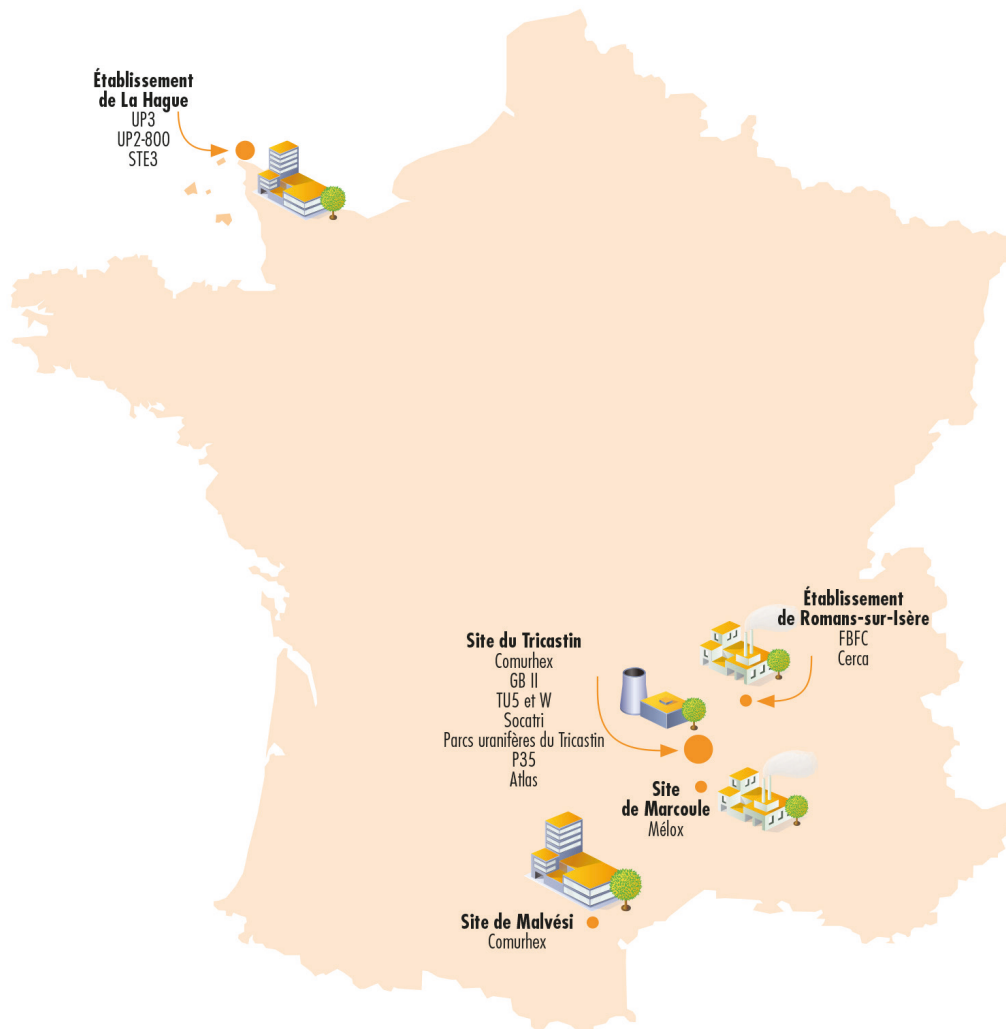
La 4^e génération correspond à des réacteurs actuellement en conception (par exemple réacteur à neutrons rapide), et qui devront répondre aux enjeux suivants : durabilité (mise en œuvre d'un cycle fermé du combustible²), sûreté et compétitivité économique notamment. La particularité des réacteurs de 4^e génération est de consommer l'intégralité du combustible nucléaire (uranium et plutonium) et de réduire d'autant le volume et la toxicité des déchets radioactifs grâce à la transmutation.

² Pour plus d'informations sur les types de combustibles et le cycle du combustible, se référer au carnet « Quelques repères sur le nucléaire » et au dossier du maître d'ouvrage (partie 2).

Les installations du cycle du combustible en France

Le cycle du combustible nucléaire débute avec l'extraction du minerai d'uranium et s'achève avec le conditionnement, en vue de leur stockage, des divers déchets radioactifs provenant des combustibles usés et de leur retraitement. En France, toutes les mines d'uranium étant fermées depuis 2001, le cycle du combustible concerne les étapes permettant la fabrication du combustible puis son traitement à l'issue de son utilisation dans les réacteurs nucléaires. Les installations nucléaires associées sont exploitées par Orano Cycle et Framatome.

Les installations du cycle du combustible en fonctionnement et démantèlement



Les installations de recherche et industrielles diverses

Les installations de recherche et industrielles non directement liées à la production d'électricité sont exploitées par le CEA, par d'autres organismes de recherche (par exemple l'Institut Laue-Langevin – ILL, l'organisation internationale ITER et le Ganil) ou par des industriels (par exemple CIS bio international, Synergy Health et Ionisos, qui exploitent des installations de production d'éléments radiopharmaceutiques ou des irradiateurs industriels). La variété et l'historique des activités couvertes par ces INB expliquent la grande diversité des installations concernées.

Figure 1 : centres et installations CEA, ILL et CIS bio international concernés par les prescriptions complémentaires « noyau dur* » en 2015

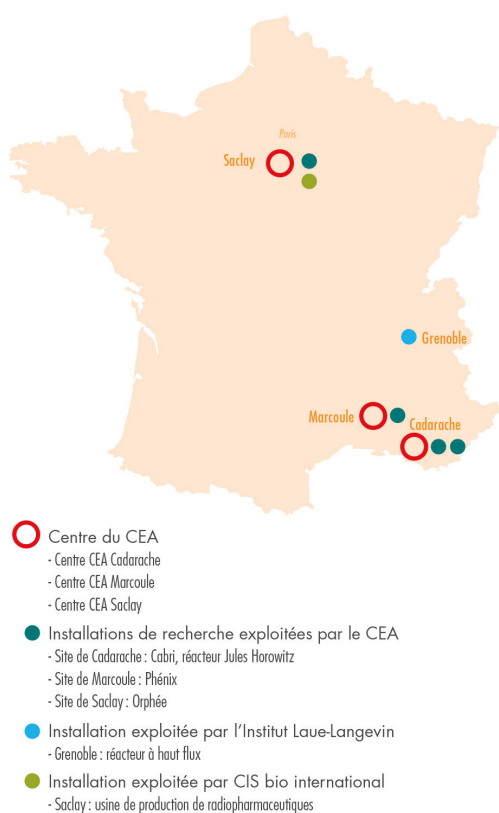
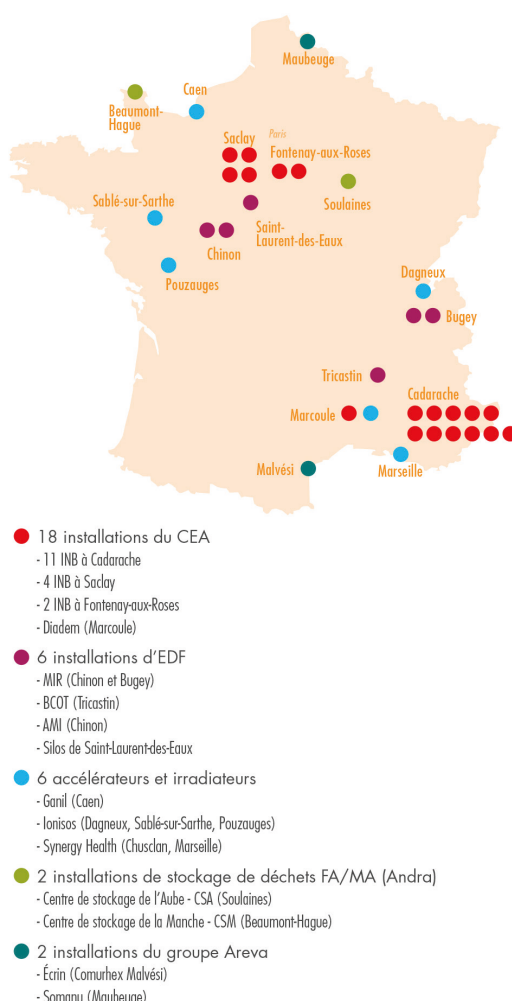


Figure 2 : installations de recherche concernées par les ECS prescrites en novembre 2013 (lot 3)**



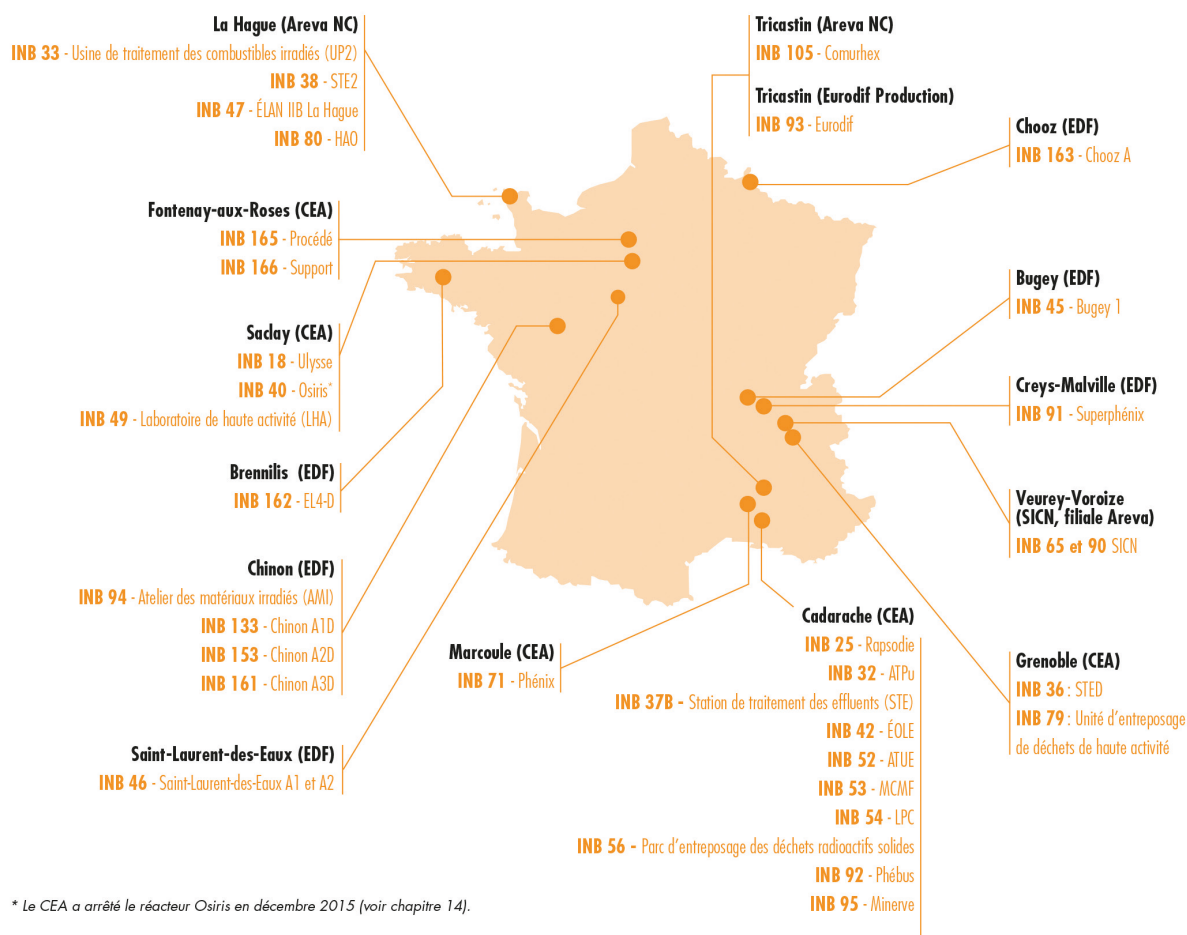
* Ensemble des structures et équipements résistant à des événements extrêmes assurant les fonctions fondamentales pour la sûreté des installations et pour la gestion de crise du site

**Évaluation complémentaire de sûreté

Les installations en démantèlement

Les installations en démantèlement sont des installations mises à l'arrêt définitivement et qui doivent faire l'objet d'une déconstruction complète et d'un assainissement. Elles sont donc à l'origine d'une quantité importante de déchets, notamment radioactifs. La grande majorité des installations actuellement en démantèlement sont des installations du CEA, la première usine d'Orano à La Hague et les réacteurs de 1re génération d'EDF.

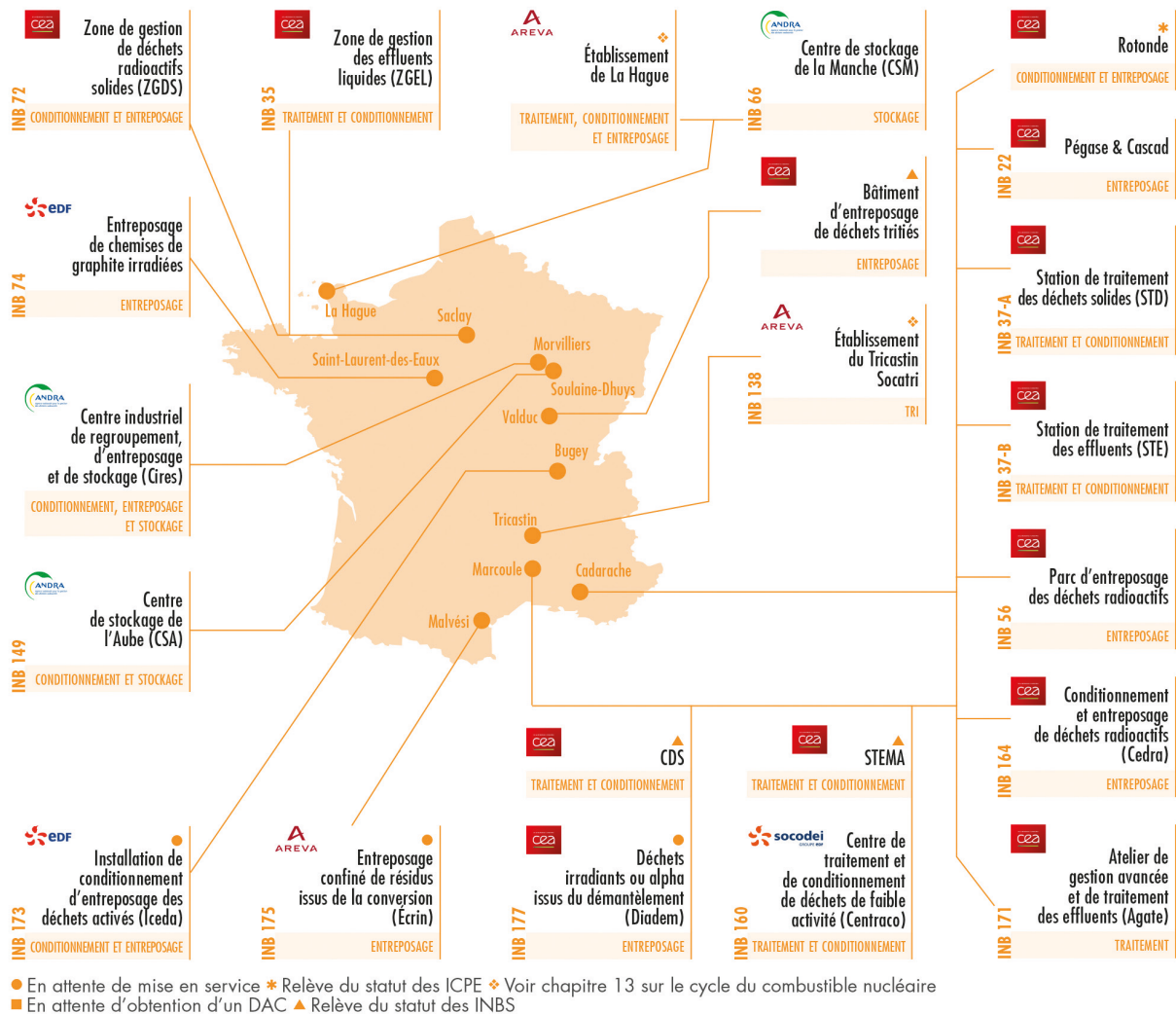
Les installations définitivement arrêtées ou en cours de démantèlement au 31 décembre 2017



Les installations intervenant dans la gestion des déchets radioactifs en France

Les stratégies de gestion des déchets radioactifs des exploitants peuvent reposer sur des installations propres à chaque exploitant, dédiées au traitement, au conditionnement ou à l'entreposage des déchets, mais également sur les installations exploitées par d'autres opérateurs, comme l'Andra pour les installations de stockage, ou Socodei pour le traitement de certains types de déchets.

Principales installations intervenant dans la gestion des déchets radioactifs



FICHE N° 10 :

LE COMBUSTIBLE MOx

Le combustible MOx est un type particulier de combustible nucléaire utilisé par EDF pour produire l'électricité dans les réacteurs du parc français. En apparence similaire au combustible à uranium naturel enrichi (UNE), qui constitue le combustible standard, sa particularité tient au fait qu'il est constitué d'un mélange d'oxyde de plutonium et d'oxyde d'uranium (d'où la dénomination MOx, « mixed oxyde ») alors que le combustible UNE ne contient que de l'oxyde d'uranium.

La fabrication des combustibles MOx est assurée par Orano dans l'usine MELOX située à Marcoule. La capacité annuelle maximale de production de l'usine MELOX fixée dans son décret d'autorisation est de 195 tonnes. L'oxyde de plutonium (PuO₂) utilisé pour cette fabrication provient de l'usine Orano de La Hague. L'oxyde d'uranium appauvri (UO₂) est actuellement fourni par l'usine Orano située à Lingen en Allemagne.

Place du MOx dans le cycle des matières radioactives en France

Le recours au combustible MOx est un élément de la stratégie de gestion du cycle des matières radioactives. En France, cette stratégie repose sur le traitement des combustibles UNE à l'issue de leur utilisation en réacteur afin de récupérer l'uranium encore présent ainsi que le plutonium formé par les réactions nucléaires lors du passage en réacteur.

Compte tenu des enjeux liés à la non-prolifération nucléaire et des engagements pris par la France dans ce domaine, les quantités de combustibles UNE usés traitées dans les usines de La Hague sont précisément adaptées aux besoins de production de plutonium liés à la fabrication de combustibles MOx. Cette adaptation vise à limiter les stocks de plutonium détenus.

La quantité de plutonium présente dans un combustible UNE après son utilisation en réacteur est d'environ 1 % en masse. La teneur en plutonium des combustibles MOx étant actuellement un peu supérieure à 8 %, il faut ainsi traiter près de neuf combustibles UNE pour produire le plutonium nécessaire à la fabrication d'un combustible MOx.

Outre le plutonium issu du traitement des combustibles usés, le combustible MOx permet le recyclage d'une petite partie de l'uranium appauvri produit lors des opérations de fabrication de combustible UNE neuf. Pour être utilisé dans les réacteurs EDF, l'uranium doit en effet être préalablement enrichi en isotope 235. Cet enrichissement conduit à générer un sous-produit : l'uranium appauvri. Une partie de ce sous-produit est utilisée pour fabriquer l'oxyde d'uranium incorporé dans le combustible MOx.

Quantités concernées

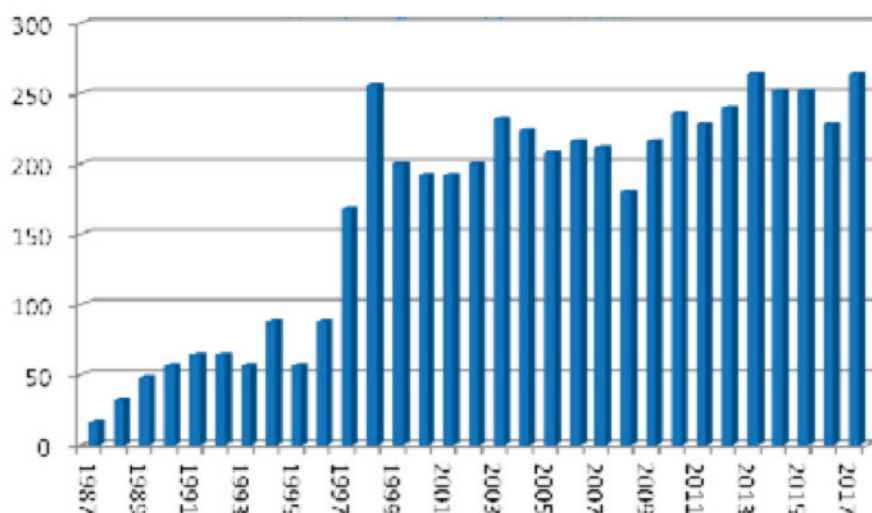
24¹ réacteurs EDF de puissance 900 MWe sont autorisés à utiliser du combustible MOx ; 22 en mettent effectivement en œuvre actuellement. Ces réacteurs sont chargés à hauteur de 30 % avec du combustible MOx, le reste du chargement étant constitué par des combustibles UNE. Les spécifications du combustible MOx sont aujourd'hui telles que cela permet de produire une quantité d'électricité équivalente à celle obtenue avec des combustibles UNE.

Actuellement, l'ensemble des réacteurs EDF consomme chaque année 120 t de combustibles MOx et 1080 t de combustibles UNE. La fabrication des 120 t de combustibles MOx nécessite la mise en œuvre de 10,8 t de plutonium et de l'ordre de 109,2 t d'uranium appauvri. La fabrication des 1080 t de combustibles UNE nécessite la mise en œuvre d'environ 7 800 tonnes d'uranium naturel.

L'utilisation de combustibles MOx a débuté en France en 1987. Depuis, 5 200 assemblages ont été chargés en réacteur, ce qui représente environ 140 t de plutonium. L'électricité qu'ils ont permis de produire aurait nécessité l'utilisation d'environ 18 000 t d'uranium naturel si elle avait été produite à partir de combustibles UNE.

¹ Il s'agit des réacteurs du palier CPY à l'exception des quatre réacteurs de la centrale de Cruas : réacteurs des centrales de Dampierre, Gravelines, Blayais, Tricastin, Chinon et Saint-Laurent.

Chronique d'utilisation de combustible MOx dans les réacteurs du parc depuis 1987 (en nombre annuel d'assemblages)



Gestion des combustibles MOx après leur utilisation en réacteur

Après utilisation, les assemblages combustibles sont entreposés dans les piscines des réacteurs électronucléaires afin de laisser leur radioactivité décroître et de permettre leur refroidissement. Ils sont ensuite envoyés sur le site Orano de La Hague. Les combustibles MOx ayant une radioactivité et une puissance thermique résiduelle significativement plus élevées que les combustibles UNE, ils nécessitent d'être entreposés plus longtemps sur les sites des réacteurs avant leur évacuation.

Une fois réceptionnés sur le site de La Hague, les combustibles sont à nouveau entreposés sous eau dans des piscines. Dans les conditions actuelles d'utilisation du parc nucléaire français, seuls les combustibles UNE font l'objet d'un traitement.

Fin 2016, de l'ordre de 1960 tonnes de combustibles MOx usés étaient entreposés sous eau dans les piscines des réacteurs ou dans les piscines de La Hague. En l'absence du traitement de ces combustibles, les quantités de combustibles usés entreposés augmentent chaque année d'environ 120 tonnes.

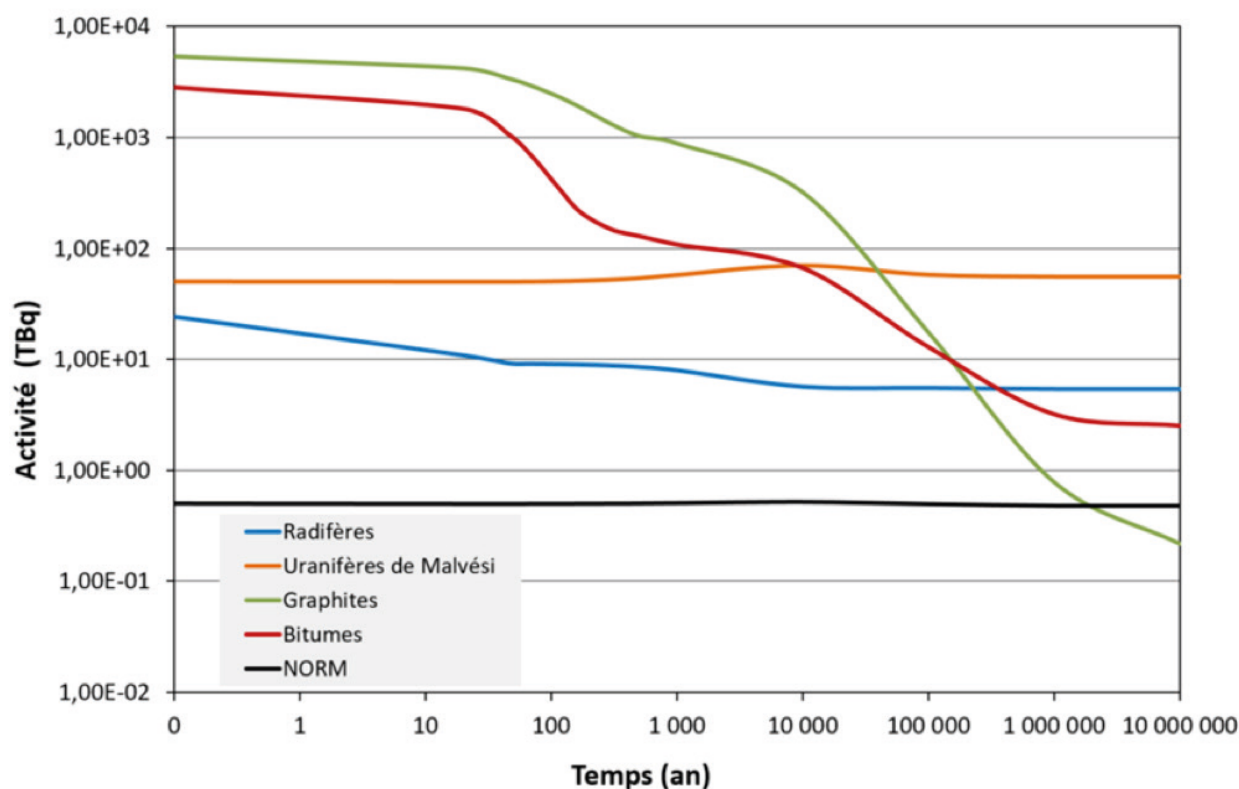
Compte tenu d'une saturation prévisible des capacités d'entreposage existantes, EDF a transmis en 2017 un dossier d'options de sûreté relatif à la création d'une nouvelle installation d'entreposage centralisée sous eau. Ce projet concerne notamment les combustibles MOx.

FICHE N° 11 :

CARACTÉRISTIQUES DES DÉCHETS DE FAIBLE ACTIVITÉ À VIE LONGUE (FA-VL)

Les déchets radioactifs de faible activité à vie longue (FA-VL) doivent faire l'objet d'une gestion spécifique, adaptée à leur longue durée de vie, qui ne permet pas leur stockage dans les centres industriels existants de l'Andra dans l'Aube. Ces déchets comprennent notamment des déchets de graphite, issus de l'exploitation et du futur démantèlement des réacteurs EDF de la filière « uranium naturel graphite gaz », des déchets radifères, principalement issus du traitement de minéraux contenant des terres rares, une partie des déchets bitumés de Marcoule ainsi que certains résidus de traitement de conversion de l'uranium issus de l'usine Comurhex située à Malvési.

Le graphique ci-dessous, dont les échelles sont logarithmiques, représente l'évolution au cours du temps de l'activité radiologique pour les différentes catégories de déchets de faible activité à vie longue (FA-VL).



L'activité des **déchets radifères** décroît sur une première période de l'ordre de 10 000 ans, puis elle reste stable. Les niveaux d'activité résiduels sont liés à la présence de radionucléides à vie très longue; en effet, tous les déchets radifères n'ont pas les mêmes propriétés, certains contiennent des radionucléides avec une demi-vie d'une durée inférieure à 10 000 ans, d'autres ont une activité stable sur plusieurs centaines de milliers d'années et d'autres présentent une activité quasi-constante.

Les **déchets uranifères** qui sont produits par l'installation de Malvési voient leur activité augmenter pour atteindre un pic vers 10 000 ans puis diminuer légèrement avant stabilisation. L'augmentation de l'activité est liée à la chaîne de décroissance de l'uranium-238, qui contient le radon-226, de période d'environ 1600 ans. Le surcroît d'activité est lié à la production de radon-226 par désintégration radioactive du thorium-230, la diminution à sa décroissance.

L'activité des **déchets de graphite** présente une première décroissance sur une période de 1000 ans, puis une deuxième décroissance autour de 50 000 ans. La courbe ne présente pas de palier et continue de décroître sur plusieurs centaines de milliers d'années.



L'activité des **déchets bitumés** présente une première inflexion de décroissance autour de 300 ans, puis une deuxième inflexion autour de 100 000 ans. Leur activité commence à se stabiliser à l'horizon de 1 000 000 d'années.

L'activité d'autres déchets aux caractéristiques similaires aux déchets FA-VL (comme les déchets NORM) reste stable sur plusieurs centaines de milliers d'années.

Au regard de ces éléments, la définition d'une démonstration de sûreté commune à l'ensemble de ces déchets n'est pas aisée. En effet, l'activité des déchets uranifères et thorifères, ainsi que de certains déchets radifères, reste quasiment constante sur une très longue durée, ce qui ne permet pas d'exploiter la décroissance radioactive pour définir une solution de gestion.

Pour ces raisons, la définition des caractéristiques d'une solution de stockage pour les déchets FA-VL fait partie des principaux enjeux identifiés pour la prochaine édition du PNGMDR et le maître d'ouvrage a décidé de faire de la gestion des déchets FA-VL l'un des cinq thèmes de réflexion proposés dans le cadre du débat public (pour plus d'informations sur ce sujet, se rapporter au dossier du maître d'ouvrage).

FICHE N° 12 :

LA SÉPARATION-TRANSMUTATION

La présente fiche vise à présenter ce qu'est la technologie de la séparation-transmutation, et l'état d'avancement des recherches sur le sujet.

En quoi consiste la séparation-transmutation ?

Les réactions nucléaires dans un réacteur comprennent :

- **les réactions de fission**, qui conduisent à la formation de produits de fission. Ces produits sont des éléments radioactifs, répartis en deux familles centrées autour des éléments de masses 100 et 140 (famille des lanthanides), qui émettent essentiellement des rayonnements bêta et gamma.

Les produits de fission

Les produits de fission (produits dans le combustible) sont issus de la fission des atomes d'uranium et de plutonium (césium, strontium, iode, xénon...). Radioactifs pour la plupart, ils se transforment d'eux-mêmes en d'autres éléments, qui peuvent être eux-mêmes radioactifs.

Ainsi, de l'ordre de 1 kilogramme de césium 137, dont la période radioactive est de 30,2 ans, est produit pour chaque tonne d'uranium enrichi à 4 % irradié dans un réacteur nucléaire.

Les produits de fission qui ne se désintègrent pas rapidement constituent une part des déchets radioactifs. Parmi ceux-ci, certains ont des durées de vie très longue et sont appelés produits de fission à vie longue (PFVL), comme le technétium 99, l'iode 129 et le césium 135.

- **les réactions de capture neutronique** de l'uranium et du plutonium, qui produisent majoritairement les éléments actinides.

Les actinides mineurs

Les actinides désignent les métaux lourds dont le numéro atomique (nombre de protons) est compris entre 89 (actinium dont ces éléments tirent leur nom) et 103 (lawrencium).

Tableau périodique des éléments - Source : Andra

Ils comprennent l'uranium et le plutonium mais également des éléments produits par les réacteurs nucléaires en moindre quantité, à partir de l'uranium et du plutonium, qu'on qualifie à ce titre de « mineurs », en particulier le neptunium Np (237, 238, 239), l'américium Am (241, 242, 243) et le curium Cm (243, 244, 245).

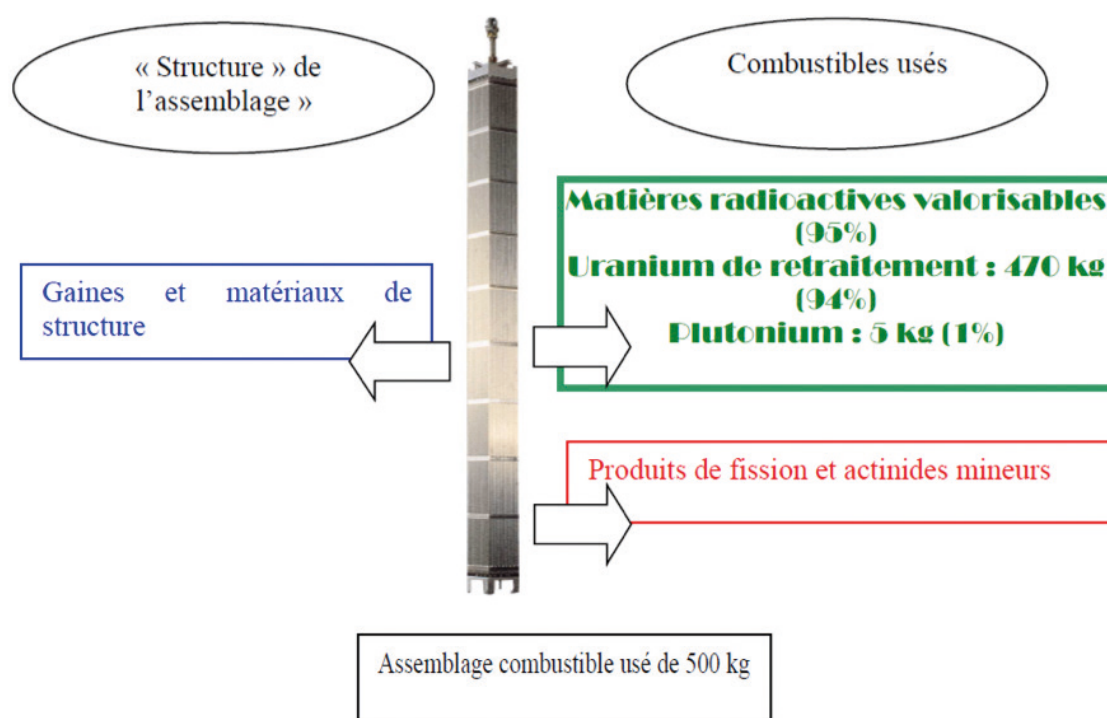
Les actinides mineurs représentent la composante majoritaire de la radiotoxicité des déchets ultimes à moyen et long termes.

Produits de fission et actinides mineurs représentent au total de 4 à 5 % en masse du combustible utilisé.

Lors des opérations de retraitement du combustible (qui sont détaillées dans le livret « Quelques repères sur le nucléaire »), l'uranium et le plutonium sont séparés des produits de fissions et des actinides mineurs.

La séparation-transmutation vise à isoler puis à transformer les radionucléides à vie longue présents dans les déchets radioactifs en radionucléides à vie plus courte, voire en éléments stables.

Les produits issus du retraitement d'un assemblage de combustible utilisé - Source : rapport Cycle HCTISN 2018



Intérêt de la transmutation

Le principe de la transmutation consiste à transformer, sous flux neutronique, dans un réacteur ou dans un accélérateur de particules, des radionucléides dont la période radioactive est longue ou très longue en éléments stables (non radioactifs) ou à vie très courte. Elle est précédée par une étape de séparation qui est un procédé chimique isolant les divers radioéléments pour les soumettre à des flux neutroniques spécifiques.

Le PNGMDR 2016-2018 (voir sa partie 4.2.3) décrit les différents scénarios envisagés de mise en œuvre de la séparation- transmutation.



L'IRSN a rendu un avis technique sur la transmutation (extrait de la fiche IRSN FS 1-4 *La séparation/transmutation des déchets à vie longue*) :

- « Les résultats de quinze années de recherche sur la séparation-transmutation ont montré que seuls certains radionucléides pourraient être transformés avec la transmutation et que la mise en œuvre d'un tel procédé ne supprimait donc pas le besoin d'un stockage géologique profond. La transmutation des actinides mineurs dans les réacteurs à eau pressurisée du parc actuel ne permettrait de transformer que des quantités modestes de ces éléments et par conséquent ne semble pas pertinente. En revanche, des rendements significatifs peuvent toutefois être obtenus dans les réacteurs à neutrons rapides, dits de quatrième génération, ou dans des systèmes, à neutrons rapides, dédiés de type ADS. »

Il est considéré aujourd'hui que seule la transmutation de l'américium dans des réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération présenterait un intérêt vis-à-vis de l'optimisation de la taille du stockage des déchets ultimes.

Elle serait associée à un retraitement poussé permettant de séparer des autres actinides mineurs et des produits de fission. Sa mise en œuvre à l'échelle industrielle ne pourrait intervenir qu'avec le déploiement important de réacteurs à neutrons rapides.

Dans la fiche FS 1-4 *La séparation/transmutation des déchets à vie longue*, l'IRSN détaille les conséquences que pourrait avoir la mise en œuvre de la séparation transmutation sur la mise en œuvre d'un stockage géologique :

- « Les scénarios électronucléaires étudiés montrent que les gains escomptés pour un stockage géologique resteraient modestes :
 - En termes de réduction de l'emprise souterraine totale et du volume excavé de l'installation de stockage, des gains peuvent être obtenus du fait de la réduction de la puissance thermique des colis de déchets HA qui permet notamment de rendre plus compacte la zone de stockage de ces déchets. Ces gains pourraient atteindre 50 % du volume excavé dans cette zone, mais au prix d'une durée d'entreposage préalable très longue de ces déchets (au moins 120 ans) concernant l'impact radiologique du stockage, les actinides mineurs restant confinés dans le champ proche de l'installation et ne contribuant pas aux flux d'activité susceptibles d'être relâchés dans la biosphère à très long terme, la transmutation de ces éléments n'est donc pas de nature à le modifier sensiblement. »

Perspectives relatives à la séparation-transmutation

Plusieurs options peuvent être envisagées pour mettre en œuvre la séparation-transmutation :

- la transmutation en réacteurs à neutrons rapides en mode homogène : les actinides mineurs sont transmutés en les « diluant » dans le combustible des réacteurs électrogènes (cela conduit à une teneur de quelques pourcents en masse d'atome lourd) ;
- la transmutation en réacteurs à neutrons rapides en mode hétérogène : les actinides mineurs sont transmutés dans des réacteurs électrogènes, sous une forme plus concentrée dans un nombre limité de « combustibles dédiés » ; une option particulièrement intéressante semble être le recyclage sous la forme de « couvertures » d'uranium chargées en américium (à une teneur de 10 à 20 %) placées en périphérie du cœur ;
- la transmutation en « système dédié », dans une « strate dédiée » du parc ; c'est l'option de la transmutation dans les systèmes pilotés par accélérateurs (ADS), qui gèreraient les actinides mineurs de façon découplée du cycle de gestion de l'uranium et du plutonium. La transmutation dans des systèmes dédiés pilotés par accélérateurs (ADS), qui peut constituer un troisième mode de recyclage, ne semble pas pouvoir être déployée à l'échelle industrielle avant au moins plusieurs décennies, car elle nécessite le développement de technologies complexes.

Sur la base de l'état d'avancement des recherches sur la séparation-transmutation, la Commission nationale d'évaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs (CNE2) avait préconisé, dans son rapport de 2015, la poursuite active des recherches dans ce domaine d'étude afin de pouvoir progresser dans la fiabilisation des procédés qui devraient le cas échéant être mis en œuvre.

Toutefois, dans son avis du 25 février 2016, l'ASN estimait que « la poursuite des études sur la séparation et la transmutation ne [pouvait] trouver sa justification dans la sûreté nucléaire ou la radioprotection ».

FICHE N° 13 :

L'ENTREPOSAGE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE USÉ

Après leur déchargement d'un réacteur nucléaire, les combustibles usés sont tout d'abord entreposés sous eau dans la piscine de désactivation du réacteur. En effet, une décroissance des radioéléments qu'ils contiennent est nécessaire pour réduire leur puissance thermique afin de pouvoir les transporter puis les gérer. Ensuite, selon le choix de gestion effectué (traitement ou pas), deux pratiques sont mises en œuvre :

- **en cas de traitement des combustibles usés** (cas de la France, du Japon et de la Russie), les usines correspondantes disposent de piscines permettant l'entreposage avant traitement (généralement entre cinq et dix ans après déchargement du réacteur). Une fois séparés, l'uranium et le plutonium sont destinés à un recyclage sous forme de combustibles à base de plutonium (MOx) ou d'uranium de retraitement réenrichi en uranium 235 (URE) ;
- **en l'absence de traitement des combustibles usés** (cas le plus fréquent dans le monde), les combustibles déchargés sont généralement, après un refroidissement suffisant en piscine, placés dans des entreposages à sec. Les concepts d'entreposage actuels sont basés sur une puissance thermique moyenne des combustibles voisine de 2 kW par assemblage de combustibles. Dans une certaine mesure, ces concepts devraient toutefois pouvoir être adaptés.

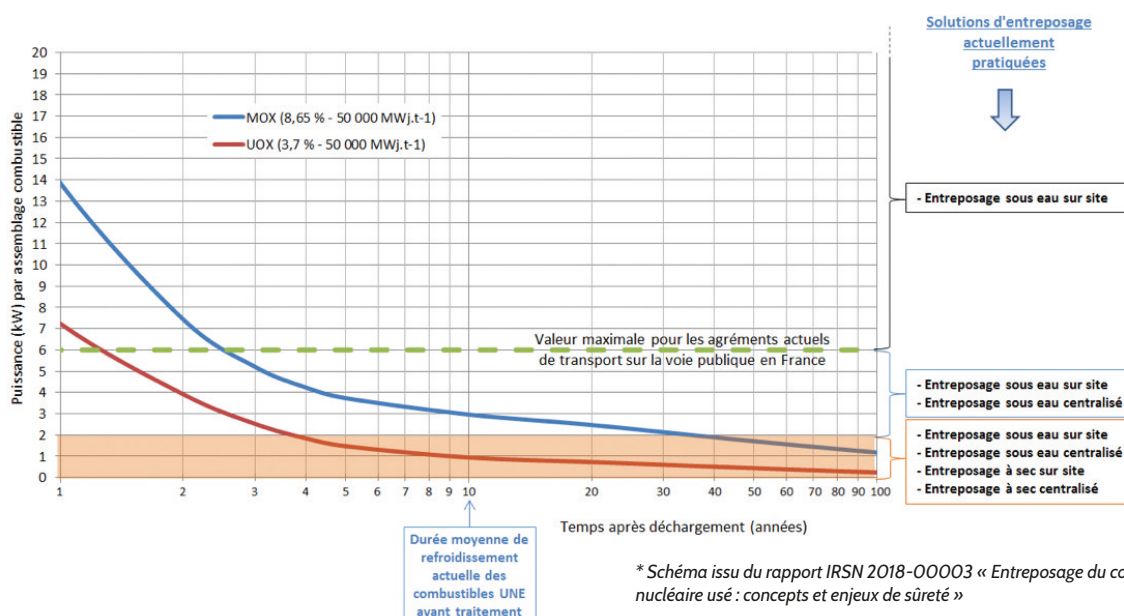
Ainsi, la puissance thermique unitaire des combustibles à entreposer est un élément déterminant pour définir les types d'entreposage envisageables. L'entreposage sous eau en piscine est impératif pendant plusieurs années pour les combustibles après leur déchargement du réacteur et l'entreposage à sec est réservé aux combustibles ayant une puissance thermique faible.

En France, les combustibles à base d'oxyde d'uranium (UNE) usés¹ sont entreposés en attente de traitement dans les piscines des usines Orano Cycle de La Hague. Les combustibles URE et MOx usés sont gérés de manière similaire, mais leur traitement est différé. Compte tenu des perspectives d'atteinte des capacités maximales d'entreposage actuellement disponibles, EDF envisage la création d'une piscine d'entreposage centralisée des combustibles MOx et URE usés, pour une durée d'une centaine d'années.

Les combustibles URE et UNE usés présentent des caractéristiques semblables. Les combustibles UNE utilisés par EDF pourraient être entreposés à sec après environ cinq ans de refroidissement. Cependant, au regard du temps restant avant traitement, l'intérêt de l'utilisation de ce type d'entreposage paraît limité.

Les combustibles MOx usés ont une puissance thermique plus élevée, qui – en outre – décroît moins vite (cf. figure ci-après). Leur temps de refroidissement avant de pouvoir être placés en entreposage à sec est de plusieurs dizaines d'années.

Adéquation des solutions d'entreposage actuellement pratiquées dans le monde en fonction de la puissance thermique du combustible usé*



¹ Pour plus d'informations sur les types de combustibles et le cycle du combustible, se référer au carnet « Quelques repères sur le nucléaire » et au dossier du maître d'ouvrage (partie 2).



L'entreposage sous eau en piscine est particulièrement adapté aux combustibles présentant une forte puissance thermique. L'eau a en effet un pouvoir caloporteur élevé et les systèmes actifs de refroidissement l'utilisant permettent de maintenir à des valeurs basses les températures des gaines des combustibles. En outre, une piscine offre une inertie thermique importante, facilitant la mise en œuvre des moyens de secours en cas de perte des systèmes de refroidissement.

Les exigences majeures de sûreté d'un **entreposage en piscine** sont le maintien d'un volume d'eau suffisant et la disponibilité de systèmes de refroidissement. En effet, du fait de la forte puissance unitaire des combustibles usés contenus, une perte prolongée de refroidissement sans apport d'eau pourrait entraîner des conséquences très importantes pour l'environnement, avec une impossibilité d'accéder au proche voisinage de la piscine du fait du débit de dose induit par les combustibles, en l'absence d'atténuation des rayonnements par l'eau. Le retour d'expérience de l'accident de Fukushima a permis de renforcer encore les approches de sûreté pour maîtriser ces risques, en visant le maintien en eau des combustibles en situations extrêmes d'origine naturelle. La durée caractéristique de réalisation d'une telle installation peut être estimée à une dizaine d'années, au vu du retour d'expérience actuel des installations nucléaires construites en France.

L'**entreposage à sec** est réservé aux combustibles suffisamment refroidis. Il permet donc de faire appel à des systèmes de refroidissement passifs, ce qui limite les contraintes d'exploitation, et se prête particulièrement bien à une construction modulaire, s'adaptant aux besoins. Les exigences de sûreté sont le maintien du refroidissement passif et la qualité des barrières de confinement. La surveillance directe de l'état des gaines des combustibles, qui sont soumises à des conditions thermiques plus pénalisantes, n'est en général pas possible. En cas d'accident, le nombre de combustibles concernés, moins important, et la puissance thermique de ces combustibles, plus faible, entraîneraient des conséquences plus limitées pour l'environnement. La durée caractéristique de réalisation d'une telle installation peut être estimée à environ cinq ans.

Pour l'IRSN, un point particulièrement important pour la sûreté des opérations de gestion des combustibles usés est la maîtrise du vieillissement des gaines des combustibles à base de zirconium, qui dépend de la température d'entreposage. En effet, ces gaines constituent la première barrière de confinement des matières radioactives. En outre, leur tenue mécanique est importante pour les opérations intervenant après la phase d'entreposage (transport, traitement ou mise en stockage).

Sur ce point, les entreposages sous eau présentent des garanties, du fait des températures d'entreposage faibles et des possibilités d'examen direct des gaines.

Dans les entreposages à sec, la capacité à contrôler l'état des gaines de combustibles est plus réduite. Les contrôles réalisés sont au mieux indirects (absence de relâchement de gaz dans la cavité de l'emballage...), voire impossibles (cas des conteneurs soudés étanches contenant les combustibles et constituant la seconde et ultime barrière de confinement). La garantie de la maîtrise du vieillissement des gaines repose tout particulièrement sur des études, définissant la température maximale acceptable des gaines en entreposage. Les examens de combustibles réalisés jusqu'à présent et dont l'IRSN a eu connaissance n'ont pas mis en cause ces études.

Quel que soit le type d'entreposage, le paramètre déterminant pour la sûreté est la puissance thermique des combustibles. Le type de combustible usé (les combustibles MOx présentant une puissance thermique plus élevée pendant une durée plus longue que les combustibles UNE ou URE) influe donc sur le choix du type d'entreposage.

FICHE N° 14 :

LES INSTALLATIONS DE STOCKAGE DE DÉCHETS RADIOACTIFS¹

Les Centres industriels de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) sont conçus pour protéger l'Homme et l'environnement, le temps que le niveau de radioactivité des déchets diminue au point de ne plus présenter de risque.

Le stockage des déchets de très faible activité : Le Centre industriel de regroupement, entreposage et stockage (Cires)

Vue aérienne Cires



Implanté sur les communes de Morvilliers et de La Chaise, dans le département de l'Aube, le Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (Cires) est une installation classée pour la protection de l'environnement (ICPE) d'une superficie totale de 46 hectares, dont 18 réservés au stockage des déchets TFA. Il est contrôlé par la DREAL Grand-Est.

Le Cires est autorisé à stocker 650 000 m³ de déchets TFA. Les déchets TFA sont essentiellement des gravats, des terres, des ferrailles... très faiblement contaminés. Ils sont issus du démantèlement ou de l'exploitation d'installations nucléaires ou d'industries classiques utilisant des matériaux naturellement radioactifs. Les déchets TFA peuvent également provenir de l'assainissement et de la réhabilitation d'anciens sites pollués par la radioactivité.

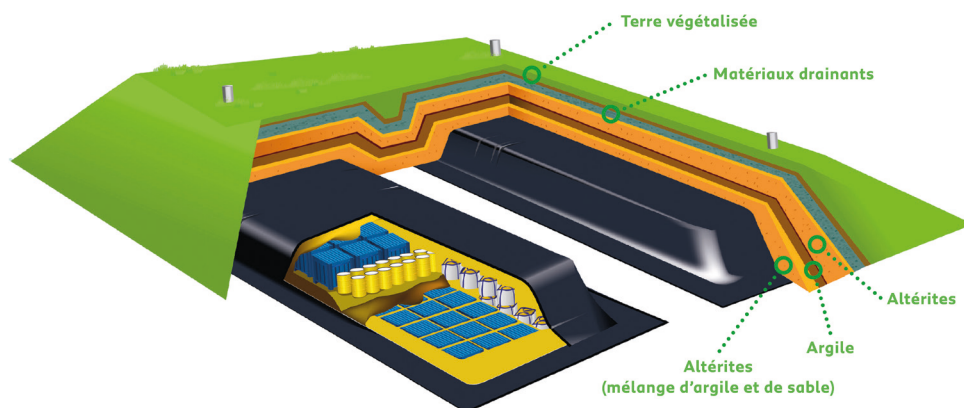
Les déchets TFA sont stockés dans des alvéoles de 176 mètres de long et 26 mètres de large, creusées à 8,5 mètres de profondeur dans une couche argileuse. Afin de garantir la protection à long terme de l'Homme et de l'environnement, le confinement des déchets est assuré, dans chaque alvéole de stockage, par deux barrières distinctes et complémentaires :

- une géomembrane placée en fond et sur les bords de l'alvéole avant son exploitation. Une membrane identique, recouvrant par la suite le massif de déchets, est thermosoudée à la première, après remplissage de l'alvéole ;
- une enveloppe de matériaux naturels argileux garantissant une très faible perméabilité.

¹ Fiche élaborée avec l'appui de l'Andra

Une fois remplies de déchets, ces alvéoles sont fermées par une couverture composée d'une couche de sable de quelques dizaines de centimètres d'épaisseur, d'une géomembrane en polyéthylène haute densité garantissant l'imperméabilité du stockage et d'un géotextile de protection résistant aux rayonnements UV. Chaque couche de matériaux joue un rôle précis dans l'étanchéité de l'alvéole ou le drainage des eaux pluviales. Une couverture argileuse est ensuite placée sur les alvéoles pour assurer le confinement des déchets à long terme.

Principe stockage TFA



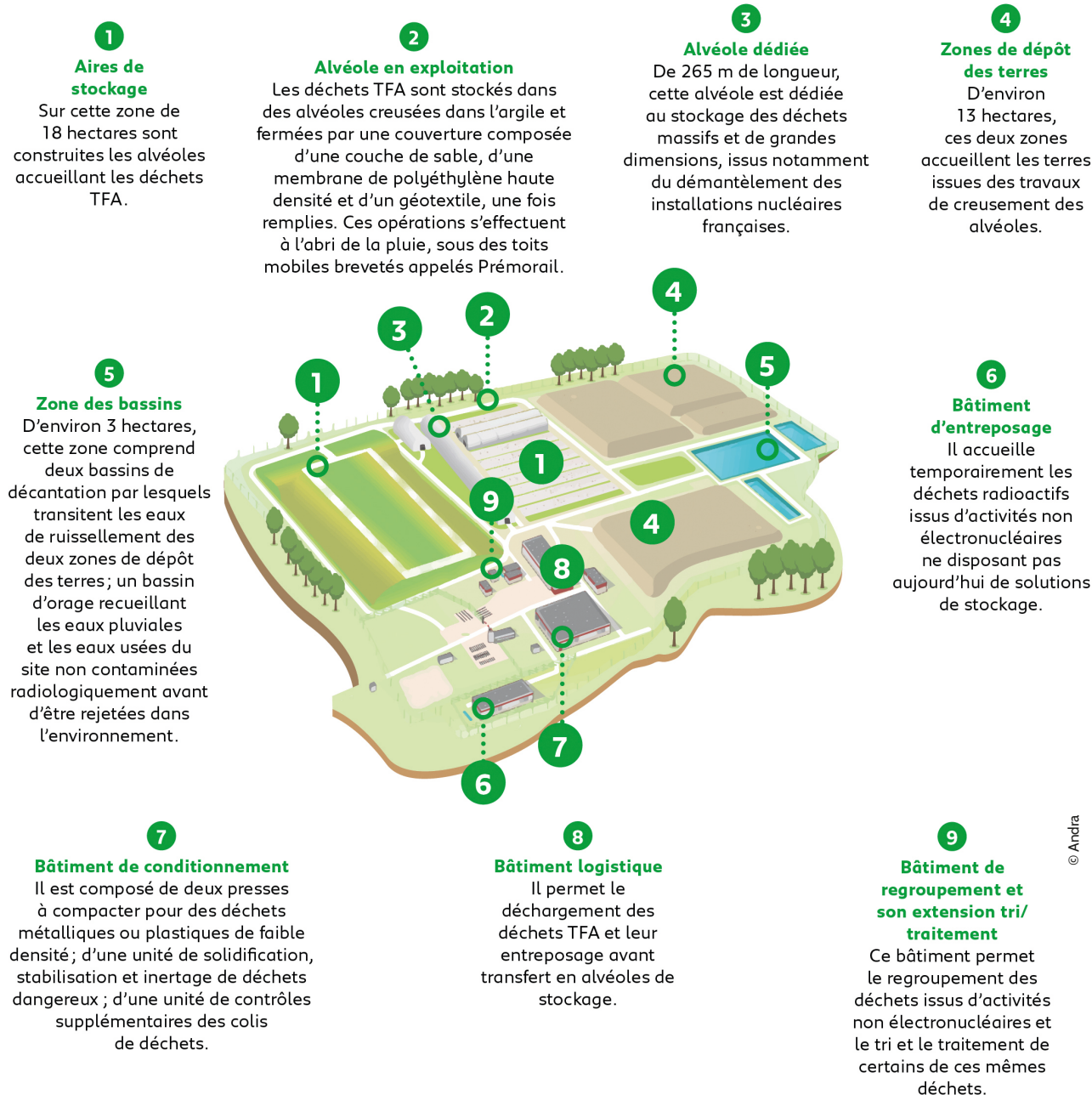
© Andra / P. Masson

À fin 2018, 57,9 % de la capacité autorisée de stockage de déchets TFA sur le Cires étaient atteints. Au regard des prévisions de volume de déchets issus des futurs démantèlements, le Cires ne sera pas en capacité de recevoir la totalité des volumes de déchets et devrait arriver à saturation à l'horizon 2025/2030. Des optimisations déjà réalisées permettent d'envisager une augmentation de la capacité autorisée de stockage de 650 000 m³ à 900 000 m³ sur une même surface au sol. Des études sont également menées sur la création d'un nouveau centre de stockage pour les déchets TFA et sur des solutions innovantes pour réduire les volumes des déchets produits ou à produire.

Le Cires dispose également d'équipements dédiés aux déchets radioactifs produits par des industries non-électronucléaires ou par le secteur médical. Il s'agit :

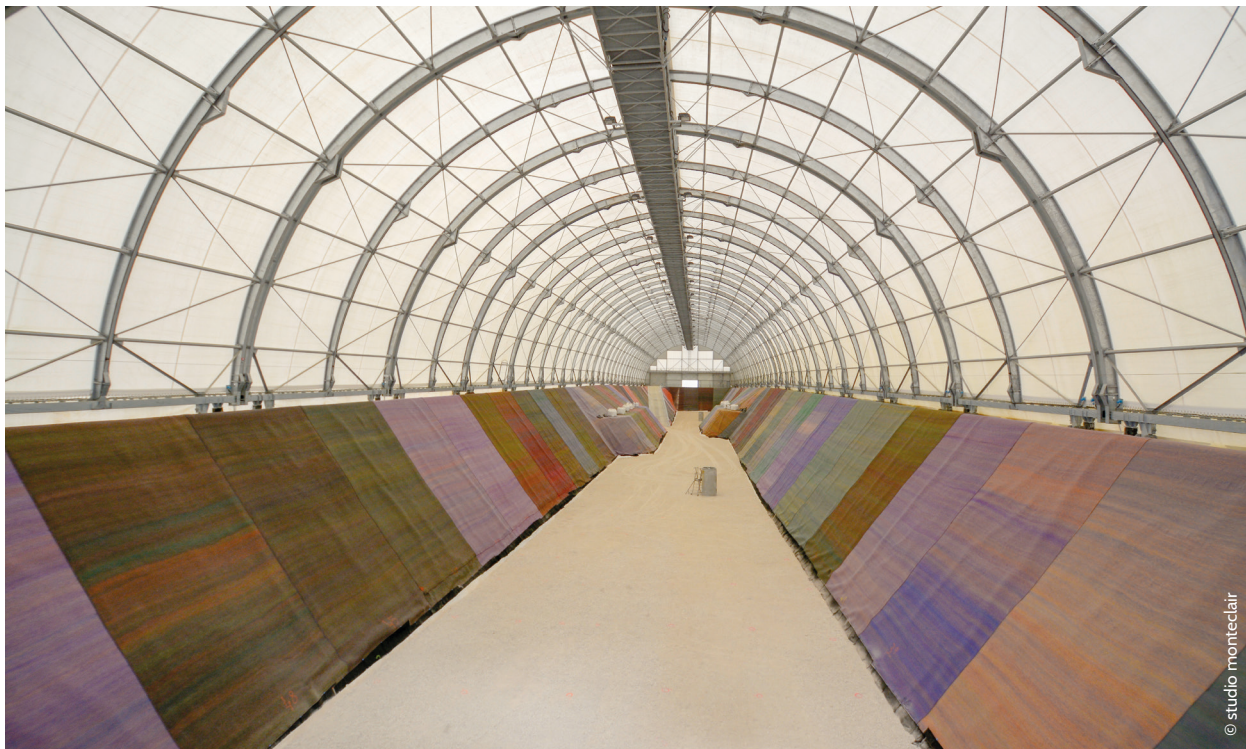
- d'un bâtiment de regroupement : mis en service en 2012, ce bâtiment peut être assimilé à une plateforme d'aiguillage. Les colis de déchets y sont triés et regroupés par catégorie avant d'être orientés vers des installations de traitement, de stockage ou d'entreposage ;
- d'un bâtiment d'entreposage : mis en service en 2012, il reçoit de façon temporaire certains colis de déchets de faible et moyenne activité à vie longue pour lesquels des solutions de stockage sont à l'étude ;
- d'un bâtiment de tri et de traitement : mis en service en 2017, y sont effectuées des opérations de séparation des matières solides et liquides, des assemblages de déchets liquides par famille ou encore des contrôles de colis aux rayons X.

Les équipements du CIREs



© Andra

Intérieur alvéole stockage TFA



Afin de s'assurer que l'impact de ses activités est le plus faible possible, l'Andra procède à plus de 1500 analyses radiologiques et physicochimiques par an dans les installations et dans l'environnement. Il s'agit notamment de contrôler les eaux des ruisseaux, les sédiments et les rejets atmosphériques. Les résultats de la surveillance radiologique et physico-chimique effectuée en 2017 montrent l'absence d'impact radiologique du Cires sur l'environnement.

Le stockage des déchets de faible et moyenne activité : le Centre de stockage de l'Aube (CSA) et le Centre de stockage de la Manche (CSM)

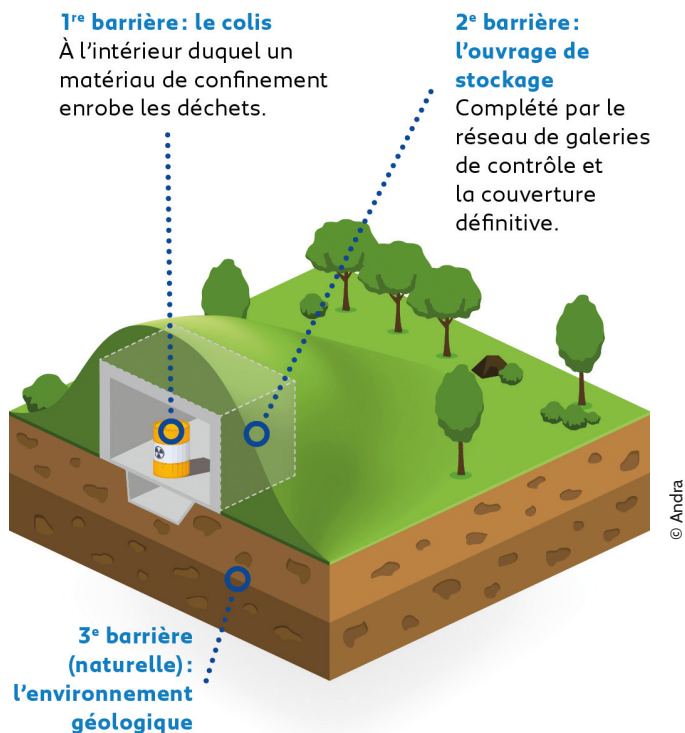
Pour le stockage des déchets de faible et moyenne activité, principalement à vie courte, (FMA-VC), l'Andra dispose de deux centres de stockage : l'un est en activité dans le département de l'Aube, l'autre ne reçoit plus de déchets, il est en phase de démantèlement avant fermeture dans le département de la Manche. Les déchets FMA-VC sont majoritairement des petits équipements contaminés lors de la maintenance (gants, vêtements, outils...) et l'exploitation d'installations nucléaires françaises.

Ils proviennent également de laboratoires de recherche, d'hôpitaux, d'universités... ou d'opérations d'assainissement et de démantèlement.

Pour assurer la protection de l'Homme et de l'environnement à court et à long terme, la sûreté du stockage repose sur :

- les colis qui contiennent les déchets ;
- les ouvrages de stockage dans lesquels sont placés les colis ;
- la géologie du site qui constitue une barrière naturelle à très long terme.

Concept de confinement de la radioactivité



Le Centre de stockage de l'Aube (CSA)

Implanté sur les communes de Soulaines-Dhuys, Ville-aux-Bois et Epothémont dans le département de l'Aube, le Centre de stockage de l'Aube (CSA) a été mis en service en 1992. Le CSA est une installation nucléaire de base (INB).

Vue aérienne CSA



D'une superficie totale de 95 hectares dont 30 réservés au stockage des déchets, ce centre est autorisé à accueillir 1 million de mètres cubes de colis de déchets radioactifs.

Les déchets stockés au CSA sont conditionnés dans des colis en béton ou métalliques. Ces colis sont placés dans des ouvrages en béton armé de 25 mètres de côté et de 8 mètres de hauteur, construits progressivement. Une fois remplis, ces ouvrages sont fermés par une dalle en béton dont l'étanchéité est assurée par un revêtement imperméable.

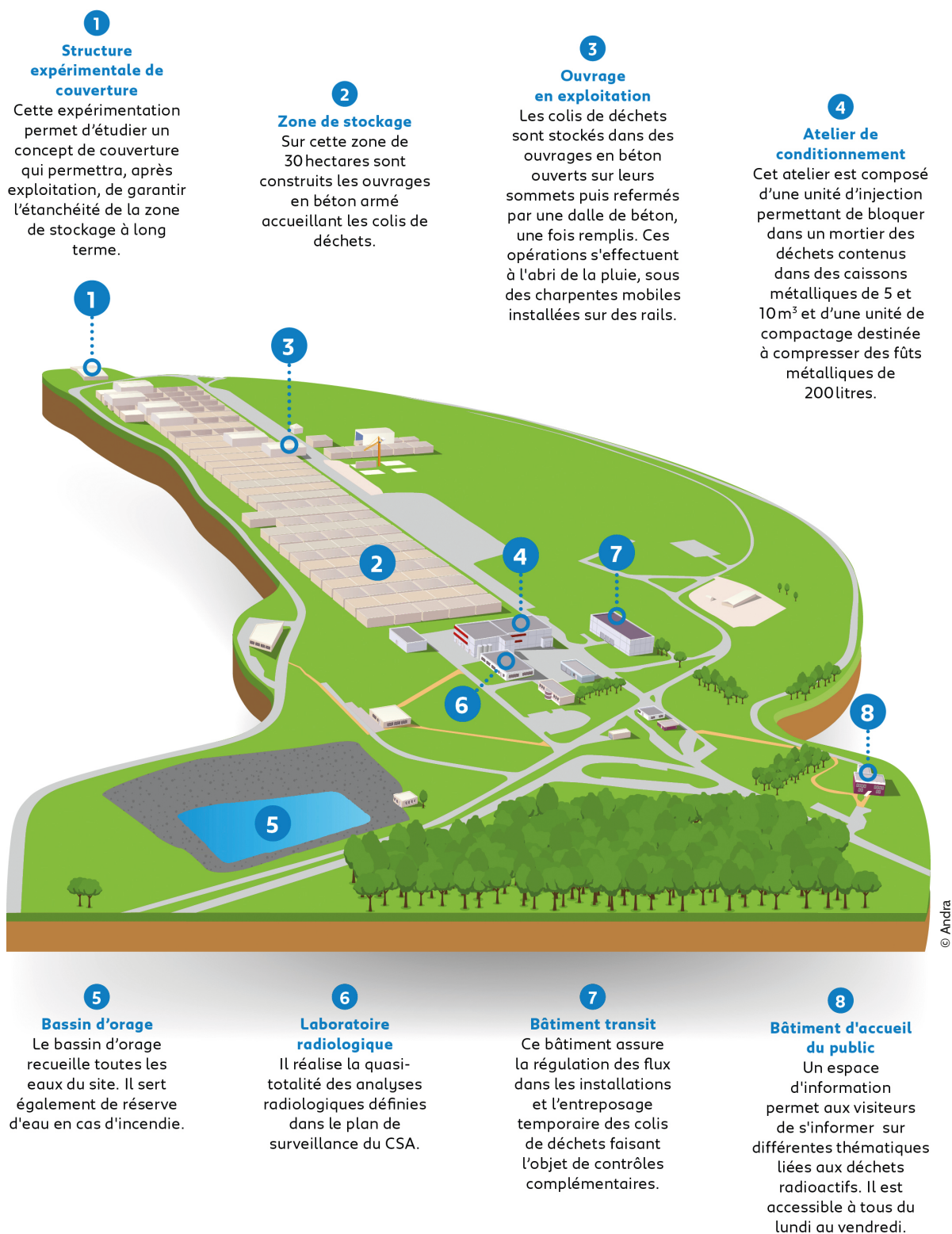
Depuis 1992, 335 175 m³ de colis de déchets ont été stockés, ce qui représente 33,5 % de la capacité totale de stockage autorisée (chiffres à fin 2018).

À la fin de l'exploitation, une couverture composée notamment d'argile, sera placée sur les ouvrages pour assurer le confinement des déchets à long terme. Une fois la capacité totale autorisée atteinte, le CSA continuera d'être surveillé pendant au moins 300 ans, jusqu'à ce que sa sûreté ne nécessite plus aucune intervention humaine.

Intérieur stockage FMA



Les équipements du CSA



Afin de s'assurer que l'impact de ses activités reste le plus faible possible dans et autour du centre, le CSA procède à environ 2 500 prélèvements pour 12 000 mesures radiologiques et environ 110 prélèvements pour 3 000 analyses physico-chimiques.

Il s'agit de :

- contrôles radiologiques sur l'air, les eaux, les sédiments des ruisseaux environnants, les végétaux et la chaîne alimentaire ;
- contrôles physico-chimiques dans les eaux ;
- contrôles écologiques sur la faune, la flore et les habitats aquatiques.

Les résultats de la surveillance radiologique et physico-chimique montrent le très faible impact du centre sur l'environnement. En 2017, cet impact a été évalué à 1,7 nanoSv/an, soit très inférieure à l'impact de la radioactivité naturelle.

Le Centre de stockage de la Manche (CSM)

Vue aérienne CSM



Implanté sur la commune de La Hague, le Centre de stockage de la Manche (CSM) est le premier centre de stockage de déchets radioactifs ouvert en France.

Le CSM est une installation nucléaire de base (INB). Il a été exploité de 1969 à 1994, année de réception du dernier colis. 527 225 m³ de déchets radioactifs de faible et moyenne activité y ont été stockés sur une superficie de 10 hectares.

Le CSM est le premier centre de déchets radioactifs au monde à être entré en démantèlement. Aujourd'hui, le centre ne reçoit plus de colis de déchets mais continue de faire l'objet de nombreux aménagements et adaptations en vue d'une fermeture définitive d'ici plusieurs années.

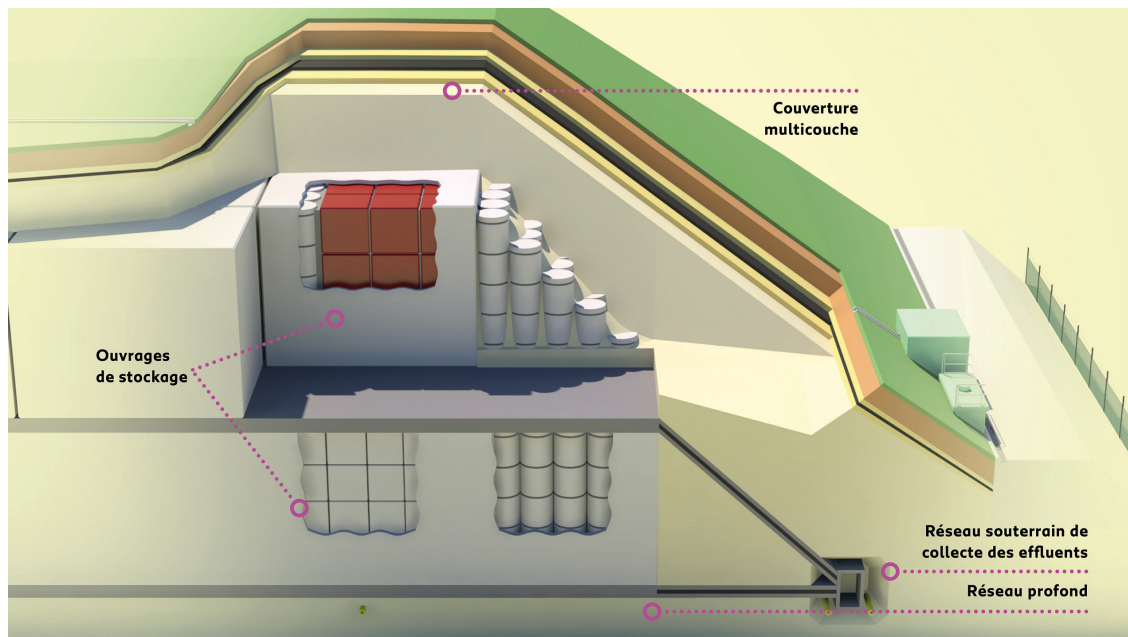
Équipement CSM



Au début de l'exploitation du CSM, les colis de déchets ont été disposés dans des tranchées en pleine terre. Cette technique a été rapidement abandonnée. Seule une tranchée subsiste dans le stockage. Si un colis offrait par lui-même un niveau de sûreté suffisant, il était dirigé vers un ouvrage appelé « plateforme » ou « tumulus » : des colis en béton étaient d'abord disposés en bordure de l'ouvrage pour donner la forme d'une butte aux pentes douces, comme une pyramide, puis l'intérieur était comblé par d'autres colis et par du gravier pour les stabiliser.

Les colis qui nécessitaient une protection complémentaire, en fonction de leur niveau de radioactivité, étaient dirigés vers un ouvrage de stockage renforcé appelé « tranchée bétonnée » ou « monolithe ». Ces ouvrages étaient conçus avec des parois en béton. Les colis étaient disposés par couches successives. Entre chaque couche, du béton était coulé pour stabiliser et enrober les colis.

Vue en coupe du stockage



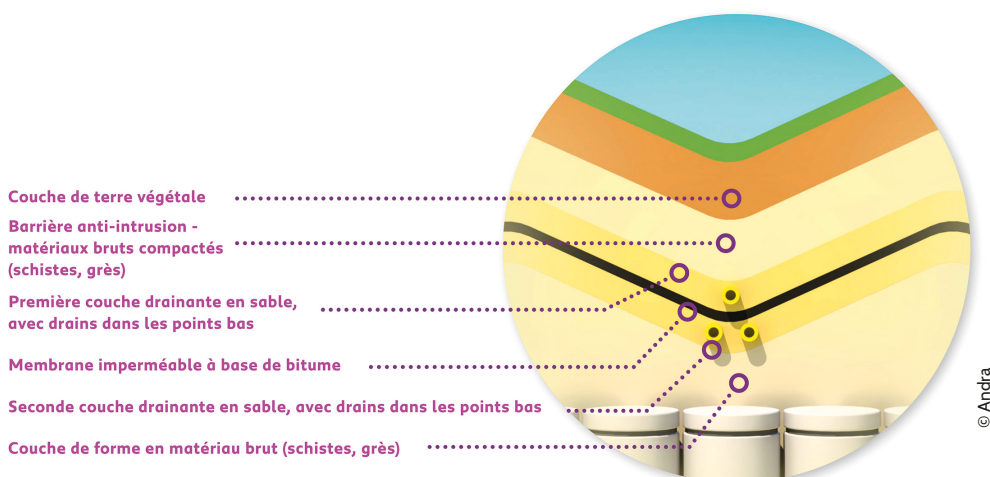
© Andra

La couverture disposée au-dessus des ouvrages de stockage a été mise en place entre 1991 et 1997.

Elle a pour rôle d'assurer la protection des colis et de limiter l'infiltration de l'eau. Celle-ci fonctionne comme un parapluie : elle empêche l'eau de pénétrer dans le stockage et la fait ruisseler pour qu'elle puisse être récupérée et contrôlée avant d'être rejetée dans l'environnement. Elle a également pour objectif de protéger le stockage contre les intrusions humaines, animales ou végétales (racines d'arbres).

Elle est constituée d'une alternance de couches drainantes et imperméables, dont une membrane « bitumineuse » choisie pour son élasticité et sa capacité à s'adapter aux mouvements de terrain. Cette matière est trempée dans du bitume pour la rendre étanche. La couverture est également dotée d'un système de drains permettant la collecte des eaux de pluie qui se seraient infiltrées dans la couverture.

Couverture multicouches



© Andra



Afin de s'assurer que l'impact de ses activités est le plus faible possible, l'Andra procède à environ 2 000 prélèvements et 10 000 analyses radiologiques et physicochimiques par an sur et autour du CSM. Les résultats de la surveillance radiologique et physico-chimique montrent le très faible impact du centre sur l'environnement. En 2017, cet impact a été évalué à 0,018 nanoSv/an pour les rejets en mer et à 20 nanoSv/an pour les rejets dans la Sainte Hélène, un ruisseau proche du Centre, soit des impacts très inférieurs à l'impact de la radioactivité naturelle.

FICHE N° 15 :

LA MISE EN ŒUVRE DU FINANCEMENT DES INSTALLATIONS DE STOCKAGE DES DÉCHETS RADIOACTIFS¹

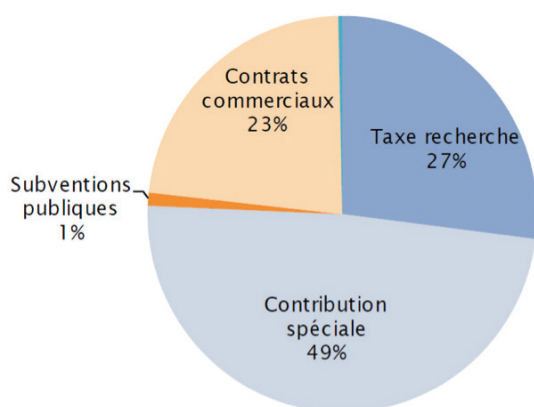
Financement de l'Andra

Au titre de ses missions de service public, l'Andra est chargée de la gestion à long terme des déchets radioactifs produits en France, notamment de la conception et de l'exploitation des centres de stockage. Pour ce faire, l'Andra a recours majoritairement aux financements des producteurs dans le cadre de l'application du principe « pollueur-payeur » via des contrats commerciaux, des taxes et des contributions.

Ces activités sont financées de la manière suivante :

- le projet Cigéo est financé par les 3 acteurs de la filière électronucléaire (EDF, CEA et Orano) via une taxe affectée pour les recherches et une contribution spéciale pour les études de conception des installations et les travaux préalables. Ces financements alimentent chacun un fond dédié distinct des fonds propres de l'Agence ;
- le programme FA-VL, l'enlèvement, le stockage des déchets, l'exploitation et la surveillance des centres de stockage, les prestations de services (études et conseils) et la valorisation du savoir-faire à l'international sont financées par des contrats commerciaux alimentant les fonds propres de l'Agence ;
- les missions d'intérêt général et notamment la réalisation et la publication de l'Inventaire National, la collecte et la prise en charge aidée d'objets radioactifs à usage familial et l'assainissement de sites pollués historiques dont le responsable est défaillant sont financées par une subvention publique alimentant également les fonds propres de l'Agence.

Financement des activités en 2018



Les investissements sur les centres de stockage en exploitation (par exemple l'installation de tri-traitement sur le Cires (Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage) et l'installation de contrôle des colis sur le CSA (Centre de stockage de l'Aube)) ou le pilotage des investissements d'avenir et certaines études prospectives en matière d'innovation, sont financés sur les fonds propres de l'Agence. Les dotations au fonds réglementaire destiné à sécuriser le financement des obligations de long terme de l'Agence (cf. fiche n° 4 sur le financement des charges nucléaires de long terme) sont également financées par les fonds propres de l'Agence.

Des éléments détaillés sur le financement de l'Andra sont présentés dans son rapport financier annuel (cf. <https://www.andra.fr/nous-connaitre/financement>).

¹ Rapport financier de l'Andra 2017 et Rapports d'activité 2017 du CSA et du CIREs.

Responsabilités respectives des producteurs et de l'Andra relatives au stockage des déchets radioactifs

Les grands principes de responsabilités liés à la prise en charge des déchets radioactifs par l'Andra sont les suivants :

- les producteurs sont responsables des déchets radioactifs qu'ils ont produits y compris lorsque ceux-ci sont pris en charge par l'Andra au sein des centres de stockage ;
- toutefois, l'Andra en tant que détenteur des déchets radioactifs qu'elle stocke sur ces centres, est responsable de la vérification, de la surveillance des déchets et de l'exploitation de ses centres.

En effet, l'article L. 542-1 du code de l'environnement, issu de la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (dite loi déchets), dispose que :

- « Les producteurs de combustibles usés et de déchets radioactifs sont responsables de ces substances, sans préjudice de la responsabilité de leurs détenteurs en tant que responsables d'activités nucléaires. »

Ceci est conforme à la directive 2011/70/EURATOM qui confirme la pérennité de la responsabilité du producteur de déchets en exigeant, dans son article 5, que le cadre national établisse :

- « La répartition des responsabilités entre les organismes impliqués dans les différentes étapes de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs; en particulier, le cadre national confère la responsabilité première, pour ce qui est du combustible usé et des déchets radioactifs, à ceux qui les produisent ou, dans certains cas particuliers, au titulaire d'une autorisation à qui les organismes compétents ont confié cette responsabilité ».

En application de la Convention de Paris du 29 juillet 1960, dès que le colis de déchets est accepté et pris en charge par l'Andra sur le site de stockage, l'Andra en tant qu'exploitant d'une installation nucléaire de base, assume, vis-à-vis d'autrui, les conséquences dommageables d'un accident nucléaire dans les limites prévues par la Convention de Paris et tout autre texte applicable relatif à la responsabilité civile nucléaire de l'exploitant.

La responsabilité de l'exploitant de l'INB est exclusive (l'exploitant est le seul responsable) et objective (elle peut être mise en cause sans que la victime n'ait à démontrer de faute). La responsabilité de l'exploitant est limitée en montant (un plafond maximum de sa responsabilité par accident nucléaire est convenu) et en durée (les actions en responsabilité des victimes sont encadrées par une prescription).

Conformément à l'article 6 de la Convention de Paris, l'exploitant n'a la possibilité d'exercer une action récursoire contre un tiers, que dans des conditions très restrictives, notamment lorsque ce droit de recours est expressément prévu par contrat.

En conséquence pour le projet Cigéo, l'Andra devra mentionner, dans l'ensemble des contrats de prise en charge des déchets, qu'elle dispose d'un droit de recours contre le producteur des déchets et notamment dans les cas suivants :

- si ces déchets sont en tout ou partie à l'origine des dommages causés en raison d'une faute volontaire ou involontaire du producteur (par exemple non-conformité du déchet aux caractéristiques déclarées sur la base desquelles l'acceptation a été délivrée ; manquement à l'obligation d'information relative à une évolution quelconque d'une caractéristique du colis) ;
- si le dommage résulte d'une faute lourde du producteur telle que l'inobservation des principes de sécurité ;
- si le dommage résulte d'un acte ou d'une omission procédant de l'intention de nuire accompli par l'un des préposés du producteur.

FICHE N° 16 :

ACCORDS INTERNATIONAUX ET CADRE EUROPÉEN POUR LA GESTION DES DÉCHETS ET DES MATIÈRES RADIOACTIVES

La Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible utilisé et la sûreté de la gestion des déchets radioactifs

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) est dépositaire de plusieurs conventions internationales, reposant sur le principe d'un engagement volontaire des États, qui restent seuls responsables des installations placées sous leurs juridictions.

La Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible utilisé et sur la sûreté des déchets radioactifs a été approuvée par la France le 22 février 2000 et est entrée en vigueur le 18 juin 2001. Cette convention prévoit que chacun des 75 pays contractants présente, lors des réunions d'examen (tous les trois ans), un rapport décrivant la façon dont elle met en œuvre les obligations de la convention. Pour la France, la rédaction de ce rapport est coordonnée par l'ASN avec des contributions des autres autorités réglementaires, des ministères concernés et des exploitants nucléaires.

Le dernier rapport de la France, daté d'octobre 2017, sur la mise en œuvre de cette convention commune est consultable sur le site internet de l'ASN¹.

La réunion d'examen des rapports de mise en œuvre de cette convention par les pays signataires a eu lieu à Vienne en mai 2018.

La directive 2011/70/Euratom établissant un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible utilisé et des déchets radioactifs

De manière complémentaire aux dispositions législatives qui étaient déjà présentes en France et dans d'autres pays de l'Union européenne, la directive 2011/70/Euratom établissant un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible utilisé et des déchets radioactifs a été adoptée le 19 juillet 2011 par le Conseil de l'Union européenne afin de doter les États membres d'un cadre réglementaire harmonisé. Les quelques dispositions de cette directive absente du droit français ont été transposées par l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016.

La directive définit un cadre juridique contraignant, elle impose notamment des exigences en matière de sûreté et demande la mise en place d'un système d'octroi d'autorisation pour les installations de gestion des déchets et du combustible utilisé. Cette directive impose également l'établissement d'un programme national, inspiré par le PNGMDR français pour mettre en œuvre la politique de gestion des déchets et du combustible utilisé, programme devant être périodiquement révisé et notifié à la Commission européenne. Conformément à cette exigence, le PNGMDR 2016-2018 a été notifié à la Commission le 15 mai 2017. Cette directive impose de plus la transmission, tous les trois ans, d'un rapport sur la mise en œuvre de la présente directive.

Cette directive a ainsi renforcé les exigences applicables aux États membres en vue de garantir que toutes les mesures relatives à la gestion du combustible utilisé et des déchets radioactifs seront mises en œuvre en temps voulu, qu'un financement suffisant sera disponible, que le public sera informé de manière effective et qu'il sera en mesure de participer aux processus de décision conformément aux obligations nationales et internationales.

La directive requiert par ailleurs que le programme de chaque pays de l'Union européenne sur ces thématiques soit évalué dans le cadre d'un examen par les pairs. En France, cette évaluation internationale a eu lieu du 15 au 24 janvier 2018 dans le cadre d'une mission ARTEMIS, organisée par l'AIEA. Une délégation de dix experts internationaux a ainsi examiné du 15 au 24 janvier 2018 l'organisation de la France pour la gestion des déchets radioactifs. Les experts ont rencontré les équipes de la DGEC, de l'ASN, de la DGPR, de l'IRSN, de l'Andra et des producteurs de déchets radioactifs.

¹ www.asn.fr

Les missions ARTEMIS

Les missions ARTEMIS (Integrated Review Service for Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Decommissioning and Remediation) sont organisées par le service de l'AIEA chargé des thématiques de la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé, du démantèlement et de l'assainissement, permettant ainsi d'apporter un regard d'experts étrangers sur le dispositif français au regard des guides de sûreté et des recommandations techniques de l'AIEA et à l'aune des meilleures pratiques.

La revue par les pairs qui s'est tenue en France du 15 au 24 janvier 2018 a porté sur le cadre législatif, réglementaire et organisationnel pour la gestion des déchets radioactifs ; le plan national de gestion des matières et déchets radioactifs ; l'inventaire national des déchets radioactifs et les estimations relatives aux quantités futures de ces déchets ; les exigences de sûreté des installations destinées à gérer des déchets radioactifs, ainsi que les dispositions en matière d'information et de participation du public avant leur autorisation, notamment pour le projet de stockage géologique profond Cigéo ; les mécanismes de financement relatifs à la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs ; les dispositions prises pour assurer et maintenir un haut niveau de compétence et d'expertise des différents organismes impliqués dans la gestion des déchets radioactifs.

Les conclusions de la revue de janvier 2018 soulignent que la France a établi un cadre de gestion des déchets radioactifs qui couvre l'ensemble des enjeux et présente de nombreux points forts, notamment en termes de maintien et de développement des compétences des acteurs principaux de la gestion des déchets et d'amélioration continue de la gestion des déchets dans les plans nationaux successifs. Les experts internationaux ont également formulé neuf suggestions, elles sont présentées dans le rapport mis en ligne sur le site Internet du ministère en version française. Elles concernent par exemple l'identification des pistes d'optimisation de la gestion des déchets de faible activité à vie courte et des déchets de très faible activité.

Ces revues par les pairs permettent d'améliorer le système français de gestion des déchets radioactifs grâce au partage des expériences. Elles favorisent également l'établissement, au niveau international, de règles communes ambitieuses en matière de gestion des déchets radioactifs, de protection des personnes et de l'environnement.

FICHE N° 17 :

LES PARCS ÉLECTRONUCLÉAIRES À L'INTERNATIONAL

Le tableau ci-dessous fournit le nombre de réacteurs et la capacité installée dans le monde (situation au 1^{er} janvier 2017 – données AIEA) :

PAYS	NOMBR DE RÉACTEURS EN SERVICE	CAPACITÉ (GW)	% DE LA PRODUCTION ÉLECTRIQUE EN 2017	NOMBRE DE RÉACTEURS EN CONSTRUCTION	CAPACITÉ EN CONSTRUCTION (GW)
ÉTATS-UNIS	99	100,0	20,0	2	2,2
FRANCE	58	63,1	71,6	1	1,6
RUSSIE	35	26,1	17,8	7	5,5
CHINE	39	34,5	3,6	18	19,0
CORÉE DU SUD	24	22,5	27,1	4	5,4
CANADA	19	13,6	14,6		
UKRAINE	15	13,1	55,1	2	2,1
ALLEMAGNE	7	9,5	11,6		
ROYAUME-UNI	15	8,9	19,3	2	3,2
ESPAGNE	7	7,1	21,2		
SUÈDE	8	8,6	39,6		
INDE	22	6,3	3,2	7	4,8
RÉPUBLIQUE TCHÈQUE	6	3,9	33,1		
BELGIQUE	7	5,9	49,9		
FINLANDE	4	2,8	33,2	1	1,6
SUISSE	5	3,3	33,4		
HONGRIE	4	1,9	50,0		
BULGARIE	2	1,9	34,3		
BRÉSIL	2	1,9	2,7	1	1,3
SLOVAQUIE	4	1,8	54,0	2	0,8
AFRIQUE DU SUD	2	1,9	6,7		
MEXIQUE	2	1,6	6,0		
ROUMANIE	2	1,3	17,7		
ARGENTINE	3	1,6	4,5	1*	0.02



PAYS	NOMBR DE RÉACTEURS EN SERVICE	CAPACITÉ (GW)	% DE LA PRODUCTION ÉLECTRIQUE EN 2017	NOMBRE DE RÉACTEURS EN CONSTRUCTION	CAPACITÉ EN CONSTRUCTION (GW)
JAPON	42	39,8	3,6	2	2,7
PAKISTAN	5	1,3	6,2	2	2,0
IRAN	1	0,9	2,2		
SLOVÉNIE	1	0,7	39,1		
PAYS-BAS	1	0,5	2,9		
ARMÉNIE	1	0,4	32,5		

*SMR (petit réacteur modulaire)

FICHE N° 18 :

LES CYCLES DU COMBUSTIBLE À L'INTERNATIONAL

Pays ayant adopté une stratégie de « cycle fermé »

Le **Japon** a depuis longtemps fait le choix du cycle fermé avec le déploiement de capacités de retraitement du combustible des réacteurs à eau légère (REL). Dans le cadre de la révision en cours de sa stratégie énergétique à l'horizon 2030, le METI a confirmé l'engagement du Japon dans cette politique de cycle fermé. Toutefois, le Japon rencontre des difficultés récurrentes dans le démarrage de ses installations de retraitement et de fabrication du combustible MOx¹ situées à Rokkasho-Mura. Les réacteurs japonais sont actuellement en phase de redémarrage après avoir été arrêtés suite à l'accident de Fukushima. De 16 à 18 réacteurs devraient utiliser à l'avenir du combustible MOx.

La **Chine** s'est lancée dans un programme de développement significatif de sa capacité nucléaire avec l'ambition affichée de développer 58 GW en 2020. La politique de cycle fermé est clairement affichée par les autorités chinoises comme un objectif, même si les combustibles usés ne sont actuellement pas retraités. Orano est en cours de discussion avec la Chine pour la fourniture de capacités de retraitement et de recyclage du plutonium pour une mise en service à l'horizon 2030.

La **Russie** développe des installations dans l'objectif de recycler le plutonium dans un parc comportant des réacteurs à neutrons rapides (RNR). Elle dispose d'installations de retraitement et de recyclage sur le site de Mayak et de plusieurs RNR en service ou en développement.

L'**Inde** s'est également engagée dans la voie du cycle fermé à partir de thorium, ressource abondante de ce pays. Le programme nucléaire indien se développe autour des réacteurs pressurisés à eau lourde et des RNR. L'Inde dispose d'usines de traitement du combustible pour réacteurs à eau lourde et d'une usine de fabrication du MOx.

L'**Inde** est dotée d'un programme nucléaire qui s'est initialement développé autour des réacteurs pressurisés à eau lourde indigènes, mais inclut également des réacteurs pressurisés à eau légère et un prototype RNR (deux réacteurs VVER² sont actuellement en fonctionnement, deux réacteurs VVER supplémentaires en construction et deux sont en projet sur le site de Kudankulam, six réacteurs EPR³ sont en projet sur le site de Jaitapur et des discussions sont en cours avec Westinghouse pour un projet de réacteurs AP1000⁴).

Enfin, pour des raisons politiques, l'Allemagne, la Belgique et la Suisse ont arrêté le retraitement à titre temporaire ou définitif.

Pays ayant adopté une stratégie de « cycle ouvert »

Les **États-Unis** sont défavorables au traitement-recyclage des combustibles usés depuis les années 1970, en particulier à cause des questions éventuelles de prolifération. À ce stade, les combustibles usés sont entreposés pour des durées longues, mais les modalités de gestion pérenne de ces combustibles restent encore à valider.

Au **Royaume-Uni**, les installations de retraitement des combustibles usés issus des réacteurs Magnox (réacteurs à l'arrêt définitif) et AGR (réacteurs en fonctionnement) seront respectivement arrêtées en 2020 et 2018. Les combustibles usés AGR qui n'auront pas été retraités d'ici la fin de l'année 2018 seront entreposés. Par ailleurs, l'unité de fabrication du MOx, SMP (Sellafield Mox Plant), n'avait pu produire que de très faibles quantités de combustible avant sa fermeture définitive en 2011. Le stock de plutonium séparé reste en attente de gestion mais aucune décision n'a été prise à ce jour.

À l'heure actuelle, la **Corée du Sud** entrepose sans retraitement ses combustibles usés. Elle continue toutefois officiellement à étudier la faisabilité d'options différentes et notamment le retraitement par l'intermédiaire de la technologie du pyroprocessing.

D'autres pays comme la **Suède** ou la **Finlande** ont également fait le choix d'un cycle ouvert¹ en entreposant leurs combustibles usés dans l'attente de la mise en service de leur site identifié de stockage géologique profond.

¹ Pour plus d'informations sur les types de combustibles et le cycle du combustible, se référer au carnet « Quelques repères sur le nucléaire » et au dossier du maître d'ouvrage (partie 2).

² Les réacteurs VVER sont des réacteurs à eau sous pression de conception soviétique; 44 réacteurs sont actuellement en exploitation. Les 18 les plus récents, appelés VVER 1000, ont une conception voisine de ceux fabriqués en Occident; les 10 plus anciens, VVER 440/230, sont de conception très obsolète et n'ont pas d'enceinte de confinement. Les 16 unités de modèle intermédiaire, VVER 440/213, bien que dépourvus d'enceinte de confinement, sont d'une conception plus sûre que le modèle précédent. Leur principe de fonctionnement est proche de celui des réacteurs à eau sous pression occidentaux. Plus d'informations sur le site internet de l'IRSN : https://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Les-accidents-nucleaires/accident-tchernobyl-1986/consequences-industrie-nucleaire/Pages/4-Les_reacteurs_VVER.aspx

³ Cf. Fiche sur le panorama des installations nucléaires de base en France dans le cahier « Approfondir ses connaissances ».

⁴ Réacteur nucléaire de type REP fabriqué par Westinghouse Electric Corporation (États-Unis) dont la puissance est de 1154 MWe.

FICHE N° 19 :

LA GESTION DES DÉCHETS DE TRÈS FAIBLE ACTIVITÉ À L'INTERNATIONAL

Recommandations et pratiques internationales en matière de gestion des déchets de très faible activité

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) publie des normes de sûreté constituant un ensemble de documents non contraignants qui représentent la référence internationale en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. Le guide GSG 1 édité en 2009 établit des recommandations en matière de classification des déchets. Le guide RS-G-1.7 édité en 2004 traite notamment du principe de libération, dont la pratique n'est pas retenue par la réglementation française. Ce dernier guide fournit notamment, pour une liste exhaustive d'isotopes, des valeurs de concentration massique correspondant à des seuils indicatifs. Ces seuils peuvent être adaptés par les régulateurs nationaux.

Au niveau européen, la directive 2013/59/EURATOM fixe les normes de base relatives à la protection sanitaire contre les dangers résultant de l'exposition du public ou des travailleurs aux rayonnements ionisants. Elle se base en grande partie sur les travaux de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) et des recommandations de l'AIEA, OMS, FAO et AEN.

La directive définit les « seuils d'exemption et de libération » non contraignants comme des valeurs fixées par l'autorité compétente ou dans la législation nationale, et exprimées en termes d'activité massique, auxquelles ou en dessous desquelles des matières provenant de pratiques soumises à notification ou à autorisation peuvent être dispensées de se conformer aux exigences de la présente directive. Les seuils de libération spécifiés par l'AIEA et Euratom sont identiques.

L'examen des pratiques montre qu'il existe deux options complémentaires de gestion des déchets de très faible activité (TFA), en conformité avec les pratiques de la directive 2013/59/EURATOM précitée :

- leur recyclage et leur réutilisation, dans le domaine nucléaire ou conventionnel, avec dans certains cas la mise en place de seuils de libération ou d'objectifs de dose ;
- leur stockage, dans un centre dédié ou conventionnel.

Le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN)¹ examine actuellement, au sein d'un groupe de travail dédié, les perspectives françaises d'évolution de la filière de gestion des déchets TFA. Une partie du rapport est consacrée aux pratiques étrangères en matière de gestion des déchets TFA et l'implication du public dans le choix de ces pratiques. Un rapport intermédiaire rendu le 11 octobre 2018, disponible sur le site du HCTISN², fait état des conclusions suivantes :

- tous les pays européens ayant une industrie nucléaire hormis la France ont mis en place des seuils de libération mais selon des modalités différentes. Les valeurs des seuils de libération, qui concernent essentiellement les matériaux métalliques et les gravats de démolition, diffèrent selon les pays. Ces valeurs peuvent porter sur l'activité par radionucléide ou par type d'émetteurs et peuvent varier, pour un radionucléide donné, selon la nature du matériau. Les méthodes de mesure utilisées pour la libération et les restrictions d'usage des matériaux libérés varient également en fonction des pays ;
- en dehors de la France, seule l'Espagne a un centre de stockage dédié aux déchets TFA. Dans les autres pays, les déchets TFA sont libérés. Et les déchets ne satisfaisant pas aux critères de libération sont stockés dans des centres destinés aux déchets de faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC) ;
- il est difficile de trouver des informations détaillées sur la nature et la quantité de matériaux libérés dans les pays qui appliquent les seuils de libération ;
- dans certains pays qui mettent en œuvre les seuils de libération, les industriels du recyclage ou du stockage de déchets conventionnels peuvent se montrer réticents à accepter ces matériaux (ce n'est pas le cas au Royaume-Uni ou en Suède) ;
- l'implication de la société civile dans le processus de décision sur le mode de gestion de ces déchets est peu renseignée. Seuls deux exemples de consultations du public au Canada dans les années 2000 et aux États-Unis dans les années 90 ont pu être identifiés ;
- peu d'informations sont accessibles sur la perception du public sur le sujet de la libération.

¹ Instance de concertation et de débat sur les risques liés aux activités nucléaires et l'impact de ces activités sur la santé des personnes, sur l'environnement et sur la sécurité nucléaire.

² http://www.hctisn.fr/article.php3?id_article=195



Sur le même sujet, les travaux menés par le groupe de travail constitué dans le cadre des travaux du PNGMDR 2013-2015 sur la valorisation des matériaux de très faible activité avaient déjà abouti aux mêmes conclusions. Ces travaux ont en partie porté sur les modalités de gestion des déchets TFA et leur acceptation sociétale, notamment sur la base d'auditions menées en Belgique, en Allemagne, en Suède et au Royaume Uni. Le rapport des travaux du groupe de travail, accessible sur le site internet de l'ASN, note que pour les pays susmentionnés, le choix de la libération n'a pas fait l'objet d'un débat et que l'information au niveau national relative à ses modalités de mise en œuvre est relativement limitée. Il précise, pour ce qui concerne les déchets associés au démantèlement des installations nucléaires, que les modalités de gestion des déchets (libération conditionnelle/inconditionnelle) sont décrites dans les dossiers de demande d'autorisation de démantèlement et sont donc soumises à consultation du public, et qu'à ces occasions, la libération ne fait pas l'objet d'opposition marquée.

FICHE N° 20 :

ÉTAT DES RECHERCHES, ÉTUDES ET PROJETS SUR LE STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND DE DÉCHETS RADIOACTIFS À L'INTERNATIONAL

Plusieurs pays dans le monde et en Europe se sont orientés vers la solution du stockage géologique profond et la pertinence de cette solution technique pour les déchets radioactifs à vie longue est reconnue au niveau international. L'Agence pour l'énergie atomique de l'OCDE¹ indique ainsi, dans une évaluation internationale de 1999, que « *de toutes les options envisagées, l'évacuation en formation géologique profonde est le mode de gestion à long terme le plus approprié pour les déchets radioactifs à vie longue* ». L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) indique également, dans une publication² de 2003, que « *la sûreté du stockage géologique est largement acceptée dans la communauté technique et de nombreux pays ont maintenant décidé d'aller de l'avant avec cette option* ». La directive 2011/70/EURATOM du conseil du 19 juillet 2011 établissant un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs précise par ailleurs qu'« *il est communément admis que, sur le plan technique, le stockage en couche géologique profonde constitue, actuellement, la solution la plus sûre et durable en tant qu'étape finale de la gestion des déchets de haute activité et du combustible considéré comme déchet* ».

Les paragraphes suivants précisent l'état des lieux des recherches, études, et projets le cas échéant, menés dans certains pays qui se sont orientés vers le stockage géologique profond. Cette présentation est réalisée par ordre alphabétique.

Allemagne

Aucune installation de stockage en couche géologique, pour les déchets de haute activité et les combustibles usés, n'a été construite en Allemagne. À l'origine, il était prévu de stocker les déchets de haute activité dans une ancienne mine de sel, déjà utilisée entre 1967 et 1978 comme site de stockage de déchets de faible et moyenne activité. Cependant, des infiltrations d'eau ont provoqué la dissolution d'une partie des parois de la mine, ce qui a causé l'effondrement de certaines galeries et rendu difficile l'accès aux colis de déchets radioactifs. De plus, l'eau mêlée au méthane pourrait, au bout de plusieurs années, conduire à un éclatement, les gaz radioactifs sous haute pression pouvant être projetés vers la surface. Un plan de déstockage est actuellement étudié. Une nouvelle loi, adoptée en 2013, prévoit la sélection d'un site de stockage en couche géologique à l'horizon 2031.

Belgique

La Belgique a fait le choix de poursuivre les recherches sur le stockage géologique, et de ne pas procéder, dans l'immédiat, à la sélection d'un site en particulier. Aucune échéance réglementaire n'est fixée à ce stade. L'ONDRAF (Organisme national des déchets radioactifs et des matières fissiles enrichies) est chargé du pilotage de ces programmes de recherche. Le laboratoire de recherche Hades, dont la construction a débuté en 1980, est situé à 230 mètres de profondeur et est utilisé pour la qualification de l'argile de Boom³. Il est désormais géré par un groupement d'intérêt économique de l'ONDRAF et du CEN/SCK, institut de recherche national sur l'énergie nucléaire. Ce laboratoire étudie la possibilité de construire un stockage géologique constitué d'un réseau de galeries, avec des perturbations limitées au sein de la formation argileuse hôte.

Canada

Le plan de gestion des combustibles usés, son développement et sa mise en œuvre sont encadrés au Canada au niveau législatif par le « Nuclear Fuel Waste Act⁴ » (2002). La gestion des déchets de faible et moyenne activité est régie par deux autres lois, le « Canadian Environmental Assessment Act⁵ » (2012) pour l'étude d'impact environnementale, et le « Nuclear Safety and Control Act⁶ » pour la préparation du site et la construction de l'installation de stockage.

¹ Organisation de coopération et de développement économiques, fondée en 1948, jouant essentiellement un rôle d'assemblée consultative pour ses 36 pays membres.

² The long term storage of radioactive waste: safety and sustainability - A position Paper of International Experts, AIEA 2003, p.13.

³ La couche d'argile, dans laquelle le laboratoire Hades se situe, fait surface dans la commune de Boom, ce qui a donné son nom à l'argile de Boom.

⁴ Loi sur la gestion des combustibles usés nucléaires.

⁵ Loi canadienne sur l'évaluation environnementale.

⁶ Loi sur le contrôle et la sûreté nucléaires.



À ce jour, aucune installation de stockage en couche géologique n'a été construite sur le territoire canadien mais le Canada est actuellement à la recherche d'un site pouvant accueillir une telle installation destinée aux combustibles usés. Une société rassemblant les trois producteurs de déchets radioactifs canadiens, NWMO (Nuclear Waste Management Organization⁷), a été créée en 2002. Elle a pour mission de trouver, en accord avec les populations locales, un site susceptible d'accueillir une installation de stockage en couche géologique. Le processus de sélection du site sous l'égide du NWMO a débuté en 2010. Actuellement, les candidatures de cinq communautés, situées en Ontario, ont été retenues pour accueillir le centre. Le NWMO a commencé les premiers forages de reconnaissance en automne 2018.

Le Canada est également à la recherche d'un site pour le stockage des déchets de faible et moyenne activité. Le processus a débuté en 2012 sous l'égide d'un groupe de travail mixte entre des membres de l'Autorité de sûreté canadienne (CNSC) et de l'Agence canadienne d'évaluation environnementale (CEA Agency). Après quatre années d'instructions du dossier déposé par Ontario Power Plant (OPG), le groupe a présenté ses recommandations au Gouvernement, qui a demandé des compléments en 2016 et 2017. Ceux-ci sont actuellement en cours d'instruction par l'Agence Canadienne d'Évaluation Environnementale. La décision concernant le choix du site sera prise par le ministère de l'Énergie et du Changement Climatique, qui donnera son accord en s'appuyant sur les recommandations de l'Autorité de sûreté canadienne et de l'Agence canadienne d'évaluation environnementale. Le décret qui pourrait être délivré autoriserait les opérations de préparation du site et de construction de l'installation de stockage.

Chine

Aucune installation de stockage en couche géologique n'a été construite en Chine. Un laboratoire de recherche a cependant été implanté en 2015 dans un site granitique. La Chine est actuellement à la recherche d'un site pouvant accueillir une installation de stockage des combustibles usés et des déchets HA des activités civiles et de défense. Une douzaine de sites potentiels a été identifiée, couvrant plusieurs régions de Chine, et présentant des caractéristiques géologiques variées (argiles et granites).

États-Unis

La gestion et le stockage des déchets de haute activité et des combustibles usés sont encadrés aux États-Unis par la loi du « Nuclear Waste Policy Act⁸ » (1982).

Les États-Unis ont déjà identifié un site pour accueillir leur stockage en couche géologique profonde, situé à Yucca Mountain dans le désert des Mohave, à 140 km de Las Vegas. Le site est destiné à accueillir des combustibles usés. Sa construction est sous la responsabilité du Département de l'énergie (DOE). Toutefois, le projet a été fortement ralenti sous l'administration Obama, qui a déclaré que « *Yucca Mountain* ne constituait pas une option réalisable pour le stockage à long terme des combustibles usés ». L'instruction de la demande d'autorisation de création déposée par le DOE, suspendue pendant quelque temps, a finalement abouti en janvier 2015. L'Autorité de sûreté nucléaire américaine (NRC), en charge de cette instruction, a considéré que le projet répondait aux standards de sûreté du pays, en relevant deux points qui doivent être complétés. Ceux-ci concernent l'obtention par le DOE d'une partie de la propriété du terrain pressenti, ainsi que des droits en matière d'eau nécessaires à la construction de l'installation. En 2016, la NRC a également demandé des compléments au DOE relatifs à l'impact environnemental du projet.

Finlande

La « loi sur l'énergie nucléaire » (1987) encadre en Finlande la gestion et le stockage des déchets de haute activité et des combustibles.

La Finlande exploite depuis 2004 un laboratoire de recherche en couche géologique profonde situé à 400 m de profondeur, dans de la roche granitique. Il se situe sur le site de la centrale d'Olkiluoto au sud-ouest du pays.

À la fin de l'année 2015, le gouvernement Finlandais a autorisé Posiva, organisation privée chargée du stockage des combustibles usés des réacteurs nucléaires, à construire l'installation de stockage destinée à accueillir ces combustibles usés. Les opérations de creusement ont débuté en 2016. En 2019, sous réserve de la validation par l'Autorité de sûreté finlandaise (STUK) de la conception détaillée proposée par Posiva, le creusement du tunnel central devrait commencer. Une fois la construction terminée, Posiva devra déposer un dossier de demande d'autorisation pour l'exploitation de son installation de stockage. L'instruction de ce dossier sera également réalisée par STUK.

⁷ Société de gestion des déchets nucléaires.

⁸ Loi sur la politique en matière de déchets nucléaires.

Inde

Aucune installation de stockage en couche géologique n'a été construite en Inde. Une campagne destinée à identifier des sites potentiels a été menée, avec comme critère une capacité de stockage de 10 000 colis de déchets radioactifs. La solution privilégiée est celle d'un site granitique.

Japon

Aucune commune n'a donné son accord pour accueillir une installation de stockage en couche géologique profonde. Un « Groupe de travail sur les déchets radioactifs » a été créé en 2013, dont une des missions est de susciter de telles candidatures. Dans ce cadre, en juillet 2017, une cartographie du Japon a été publiée, représentant les régions qui répondent à certains critères techniques et géologiques, faisant d'elles des potentielles candidates à l'accueil d'une installation de stockage en couche géologique profonde.

Royaume-Uni

Aucune installation de stockage en couche géologique n'a été construite au Royaume-Uni. La recherche d'un site potentiel a commencé à la fin des années 1970. Les oppositions locales et nationales ont conduit à l'abandon de ces recherches en 1981. Une nouvelle consultation du public a eu lieu dans le début des années 2000, afin de relancer la démarche de recherche de site. Le Royaume-Uni a publié en 2001 un Livre blanc intitulé « *Managing Radioactive Waste Safely - proposals for developing a policy for managing solid radioactive waste in the UK*⁹ », qui annonce un plan et une organisation pour la gestion des déchets. Paru en 2008, le Livre blanc « *Managing Radioactive Waste Safely: A Framework for Implementing Geological Disposal*¹⁰ » définit un cadre pour la mise en œuvre d'un stockage géologique des déchets radioactifs de haute activité. En 2014, un nouveau livre blanc intitulé « *Managing Radioactive Waste Safely - Implementing Geological Disposal*¹¹ » a actualisé et remplacé le Livre blanc de 2008.

Deux districts s'étaient montrés intéressés, mais ont retiré leur candidature en 2013 face au refus local. La construction d'un laboratoire de recherche à côté de Sellafield avait aussi été envisagée en 1997.

Un document intitulé « *Implementing geological disposal – Working with communities*¹² » a été publié fin 2018 par le département de l'énergie anglais. Il décrit comment l'organisme en charge de la gestion des déchets, Radioactive Waste Management¹³, travaillera en partenariat avec les communautés locales, afin de trouver un emplacement approprié¹⁴ pour héberger une installation de stockage géologique.

Suède

La gestion et le stockage des déchets de haute activité et des combustibles usés sont encadrés en Suède par la « Loi sur les activités nucléaires » (1984) et la « Loi sur la radioprotection » (1988), ainsi que leurs textes d'application.

Une installation de stockage en couche géologique, destinée aux déchets de faible et moyenne activité à vie courte, est en exploitation en Suède. Celle-ci est localisée à Forsmark, sur la côte est de la Suède, au nord de Stockholm. Les alvéoles de stockage sont situées à 50 m de profondeur sous la mer Baltique, dans une roche granitique. L'installation appartient et est exploitée par SKB (Compagnie suédoise chargée de la gestion des combustibles et des déchets nucléaires) depuis 1988. L'Autorité de sûreté suédoise (SSM) a par ailleurs récemment rendu ses conclusions sur la demande de SKB d'étendre cette installation de stockage, afin d'y accueillir les déchets issus du démantèlement des installations nucléaires. Elle recommande à l'Autorité environnementale de rendre un avis favorable sur ce projet.

De plus, SKB a demandé l'autorisation de création d'une installation de stockage en couche géologique, destinée aux combustibles usés des réacteurs nucléaires. Le 23 janvier 2018, SSM et la Cour environnementale¹⁵ ont présenté leurs avis. SSM recommande de répondre favorablement à la demande de SKB, au regard de la « Loi sur les activités nucléaires », alors que la Cour Environnementale, au regard du code de l'environnement, recommande la réalisation de nouvelles études clarifiant le comportement à long terme des conteneurs en cuivre, notamment au regard de la corrosion. La décision d'autorisation de création sera prise par le gouvernement suédois.

⁹ Gérer les déchets radioactifs de manière sûre – propositions pour développer une politique de gestion des déchets radioactifs solides au Royaume-Uni.

¹⁰ Gérer les déchets radioactifs de manière sûre – un cadre pour la mise en œuvre du stockage géologique.

¹¹ Gérer les déchets radioactifs de manière sûre – mettre en place un stockage géologique.

¹² Mettre en place un stockage géologique – Travailler avec les communautés locales.

¹³ Organisme chargé de la gestion des déchets radioactifs au Royaume-Uni.

¹⁴ Ecosse exceptée, dont la politique envisagée n'est pas le stockage en couche géologique profonde, mais le stockage en subsurface près du site de production.

¹⁵ En Suède, l'opérateur (SKB) dépose un dossier auprès de l'Autorité de sûreté nucléaire et de la Cour environnementale compétente. Au terme de l'instruction, deux recommandations sont rendues. C'est le gouvernement Suédois qui, en s'appuyant sur les deux recommandations, prend une décision d'autorisation.



Suisse

La gestion et le stockage des déchets de haute activité et des combustibles usés sont encadrés en Suisse par la « Loi sur l'énergie nucléaire » et « l'Ordonnance sur l'énergie nucléaire » (2005).

Aucune installation de stockage en couche géologique n'a été construite en Suisse. Un laboratoire de recherche, situé au Mont Terri, à 300 m de profondeur dans de la roche argileuse, est toutefois exploité dans ce pays.

La Suisse est actuellement à la recherche d'un site pouvant accueillir une installation de stockage pour les déchets de faible et moyenne activité à vie courte, et d'un second site pour les déchets à haute et moyenne activité à vie longue. La possibilité d'avoir deux installations sur le même site n'est pas exclue, les deux installations étant envisagées en couche géologique profonde. Le processus de sélection a débuté en 2008 sous la coordination de l'Office fédéral de l'énergie (SFOE). La procédure suivie se décompose en trois étapes, avec une fin prévisionnelle en 2020. La première étape a consisté à sélectionner une zone d'intérêt comprenant plusieurs sites potentiels. Cette sélection a été accompagnée de procédures de consultation du public et d'informations pour les cantons, communes et pays voisins concernés. Le pays se situe actuellement à la fin de la deuxième étape, qui a consisté à sélectionner au moins deux sites inclus dans la zone identifiée. À la suite des investigations réalisées par Nagra¹⁶, des recommandations de l'Autorité de sûreté suisse (ENSI), et du retour des consultations du public, trois sites ont été retenus par le Conseil fédéral Suisse : Jura Ost, Nördlich Lägern and Zürich Nordost. Ces régions feront l'objet d'investigations plus approfondies lors de la troisième étape du processus, qui comprendra notamment des études géologiques plus poussées afin d'arrêter le choix de site.

¹⁶ Nagra est une société coopérative Suisse, chargée de construire et d'exploiter le futur centre de stockage.

