CONCLUSION

Quelles leçons pour la situation française ?

Robert Dautray et Yves Bréchet

PLAN DU CHAPITRE

- 1 Homogénéité *versus* variété : les outils génériques et les méthodes spécifiques
- 2 Démantèlement et gestion des déchets
- 3 Options possibles
- 4 Situations normales et situations accidentelles
 - 4.1. Bilan scientifique et technique concernant les situations de démantèlement programmé
 - 4.2. Bilan scientifique et technique des éventuelles installations accidentées et de leur démantèlement en France

Conclusion et recommandations

Au terme de ce volume consacré aux connaissances scientifiques servant de base au démantèlement des centrales électronucléaires (EN), il est utile de dégager quelques idées simples concernant cette activité importante, idées structurantes pour traiter le cas spécifique de la France. Les encadrés de ce chapitre signalent ces idées et recommandations.

1 | Homogénéité *versus* variété : les outils génériques et les méthodes spécifiques

Quatre spécificités scientifiques et techniques des installations nucléaires en France doivent être rappelées :

- la grande homogénéité scientifique et technique du parc des centrales électronucléaires actuellement en exploitation en France, liée à une politique industrielle d'équipement qui a été planifiée de façon globale ;
- le cas particulier des installations du cycle de combustible, amont¹ et aval² de l'irradiation des éléments combustibles ;
- la grande variété des installations nucléaires, liée à une activité de recherche scientifique et technique, elle-même très multiforme, allant de la maîtrise du cycle du combustible à la recherche fondamentale, et de la recherche fondamentale au développement de la génération IV ;
- la variété des installations, des processus, des services et des produits nucléaires du secteur militaire.³

Ces caractéristiques imposent à la France de développer à la fois des outils scientifiques et techniques génériques pour le démantèlement du parc, et des méthodes spécifiques adaptées à chacun des domaines cités ci-dessus. Le démantèlement des installations nucléaires diverses exigera et permettra de tester en vraie grandeur les outils scientifiques et techniques de caractérisation, de démontage, de nettoyage et de conditionnement qui peuvent rendre le démantèlement des installations de production d'énergie encore plus efficace.

¹ Notamment l'extraction de l'uranium des minerais, le stockage des gangues, la préparation des gaz d'hexafluorures, la séparation isotopique de l'uranium 235, la séparation chimique, le traitement et l'entreposage de l'uranium appauvri.

² Notamment le retraitement des combustibles usés, l'entreposage, le stockage des déchets radioactifs, la réutilisation du plutonium pour les éléments combustibles MOX, etc.

³ Ceci comporte la réalisation des matières nucléaires (dont les installations de production comme les réacteurs nucléaires), les usines chimiques d'extraction des noyaux utilisés pour ces activités, etc., les réacteurs de propulsion navale, l'entreposage et le stockage de leurs combustibles usés.

Une première recommandation pourrait donc être :

Penser de façon conjointe le développement de connaissances scientifiques et l'acquisition de techniques (applications du savoir), adaptées aux cas génériques et aussi aux cas particuliers. Leur possible utilisation devra pouvoir aboutir à des activités industrielles.

Cette innovation technologique issue du traitement des cas particuliers est la condition pour mettre en place une « industrie du démantèlement » conforme aux standards d'efficacité, de sûreté et de sécurité de la France, définis par les autorités compétentes.

De plus, ces connaissances scientifiques et ces techniques devraient pouvoir être exportées vers d'autres pays. On peut penser en effet que les technologies « standards » sont assez aisément disponibles pour ceux qui ont construit un parc électronucléaire. Ce n'est que par l'innovation que les compétences en démantèlement élaborées et développées en France pourront capter des « parts de marché » et devenir une industrie française dont les services et les produits seront démontrés comme efficaces à l'échelle internationale.

2 | Démantèlement et gestion des déchets

Le démantèlement des installations nucléaires génère des déchets, dont certains sont radioactifs⁴ et qui doivent bien évidemment être gérés avec toutes les précautions, en termes de radioprotection, afin d'assurer la sécurité des acteurs du démantèlement et du public.

Pour éviter les confusions et contribuer à éclairer les débats, il faut distinguer sans ambiguïté l'activité d'assainissement/démantèlement, et le problème de la gestion des déchets, tant radioactifs que constitués de noyaux stables.

Chaque année de fonctionnement d'un réacteur de centrale électronucléaire de 1 GWe produit environ **1 tonne de produits de fission (PF) et 100 kg d'actinides**, présents dans les éléments combustibles (évacués du réacteur après la mise à l'arrêt). Chacun de ces produits de fission entraînera 4 à 5⁵ désintégrations β successives (la fission donnant naissance à des noyaux très éloignés de la ligne de stabilité des noyaux atomiques), ce qui multiplie d'autant (aux demi-vies de ces noyaux près) la radioactivité des PF.

⁴ Nous verrons plus loin que ceux de ces déchets qui sont radioactifs constituent moins de 5 % du volume total.

⁵ Par exemple, 5 pour le césium 137, à partir de I 137.

En radioactivité, il y a un facteur de l'ordre de 10 000 entre les émissions de radiations des radionucléides présents dans les éléments combustibles en cours d'irradiation ou usés, et les émissions des matériaux de structures inamovibles qu'il faudra déconstruire et démonter *in situ*⁶.

La production de radionucléides dans les matériaux demeurant dans les structures inamovibles de ce réacteur est d'environ **une centaine de grammes par an**, donc très diluée. Elle ne comporte ni actinide, ni produit de fission.

La distinction est donc simple à énoncer, de manière qualitative :

Les opérations de démantèlement génèrent de grands volumes de matériaux faiblement radioactifs, alors que le fonctionnement des centrales électronucléaires génère des quantités réduites de déchets fortement radioactifs, constitués de noyaux de demi-vie balayant une gamme de 30 ans à 24 000 ans.

Les deux activités sont donc très différentes, aussi bien du point de vue des problèmes de radioprotection, que du point de vue des volumes et masses de matériaux radioactifs à manipuler, du fait de la présence ou non des actinides (émetteurs alpha- α , bêta- β , gamma- γ) et par fission spontanée, de neutrons et des produits de fission (émetteurs β et γ).

3 | Options possibles

Quand on planifie le démantèlement d'un réacteur nucléaire, il faut dès que possible retirer le combustible du réacteur et l'entreposer en attendant de pouvoir le stocker. Tant qu'il est présent dans le réacteur de la centrale vouée au démantèlement, il génère des rayonnements. Après l'arrêt définitif des réactions de fission en chaîne, il continue d'émettre des rayonnements gamma, bêta⁷ provenant des matériaux de structure qui ont été irradiés ainsi que d'éventuels dépôts de produits de corrosion sur les surfaces de ces structures. Ce rayonnement irradie également les éventuels effluents. Il n'y a aucun avantage à attendre, si on peut le manipuler de façon programmée.

⁶ Ce rapport est fonction de la durée écoulée depuis l'arrêt des réactions de fission en chaîne et des taux de décroissance des divers radionucléides concernés, car les demi-vies des divers noyaux radioactifs rencontrés lors d'un démantèlement sont fort différentes : **1.** des actinides (α : 24 100 ans pour le pu 239 ; α : 432 ans pour l'américium 241) et **2.** des produits de fission (β : 30 ans pour le césium 137, β : le strontium 90) sont différents de **3.** celles des noyaux d'activation dans les structures (β : 5,27 ans pour le cobalt 60) et de la demi-vie du tritium (12 ans). Au cours du temps écoulé lors d'un démantèlement (30 à 40 ans), ce rapport va croître et atteindre 100 000.

⁷ Les combustibles usés émettent aussi des neutrons provenant des fissions spontanées des actinides de haut nombre atomique pair-pair (Pu 240, Pu 242, curium 242, curium 244).

Une fois le combustible usé enlevé du cœur du réacteur, les noyaux radioactifs présents dans les structures (formés par les neutrons fuyant le cœur pendant les réactions en chaîne) continuent d'émettre des rayonnements β et γ . Se présente alors une alternative :

- on peut commencer à démanteler tout de suite, ce qui force à manipuler des produits radioactifs conséquents et nécessite de prendre des mesures de radioprotection lourdes vis-à-vis des personnels qui démantèleraient ;
- on peut au contraire « mettre la centrale sous cocon » et attendre quelques dizaines d'années avant de mobiliser les équipes de démantèlement. Il faut alors prévoir des mesures de surveillance adéquates et résilientes sur le site pour la sécurité des populations.

Le choix entre démantèlement immédiat et démantèlement différé est essentiellement de nature humaine, donc de protection de la santé par la radioprotection, ce qui a des conséquences industrielles, sociétales, économiques et donc aussi politiques.

Un autre degré de liberté se présente en fin de démantèlement : jusqu'à quel niveau de décontamination doit-on parvenir ?

Le critère qui doit gouverner cette « fin de démantèlement » devrait être un critère de sûreté du public s'appuyant sur les connaissances scientifiques en biologie humaine et notamment en radiotoxicité.

Cet énoncé décrit la situation idéale. Viennent interférer avec ces raisons des critères réglementaires (présence ou non d'un seuil libératoire) qui varient d'un pays à l'autre. C'est dire le flou des connaissances scientifiques de base utilisées pour trancher. La recherche scientifique pourrait faire la différence.

4 | Situations normales et situations accidentelles

Insistons sur la différence essentielle entre le démantèlement en situation normale de fin de vie et le démantèlement en situation post-accidentelle. En situation normale, on peut « découpler » le traitement du combustible et le traitement des matériaux de structures irradiés. Ce découplage est beaucoup plus difficile à obtenir en situation post-accidentelle. Il est pratiquement impossible quand on a eu percement de la cuve et fin du confinement du combustible.⁸

⁸ On comprend par là l'importance de problématiques comme la rétention du corium en cuve

Rappelons les acquis scientifiques et techniques dans chaque situation, issus du retour d'expérience.

4.1. Bilan scientifique et technique concernant les situations de démantèlement programmé

On a vu au chapitre 1, en annexe, qu'un nombre substantiel d'opérations de démantèlement de réacteurs nucléaires de puissance de centrales a été effectué en régime normal d'exploitation, suivi d'une mise à l'arrêt définitif dans divers contextes géographiques, sociaux, économiques et industriels, sans aucune difficulté. D'autres opérations analogues sont en cours dans beaucoup de pays.

Constatons qu'il s'agissait d'ensembles d'opérations industrielles, chacune étant proche des travaux ordinaires des chantiers de déconstruction, à l'exception de la cuve et de la partie inamovible qu'elle contient.

Les conditions physiques, chimiques, mécaniques et sanitaires dans ces chantiers de déconstruction ne sont pas pour autant anodines. Les contraintes particulières, issues de la phase de production nucléaire d'énergie, sont en particulier :

- les absorptions de neutrons dans les matériaux de structure non démontables ;
- les fluides caloporteurs passant dans le cœur lors de la production d'énergie nucléaire, conduisant à la formation de tritium et de produits de corrosion activés⁹ par leur passage en réacteur en fonctionnement.

Les causes de risques d'accident de réacteur des centrales électronucléaires durant le fonctionnement normal (production d'énergie électrique), mais aussi durant un arrêt accidentel des réactions en chaîne (cas de la centrale de Fukushima) comportent :

- **la possibilité de « surcriticalité »** et de croissance d'une réaction en chaîne, dite « d'injection accidentelle de réactivité » ;

ou le récupérateur de corium : ce sont des stratégies scientifiques et techniques afin de pouvoir, après une situation accidentelle, conserver la possibilité de découpler la gestion du combustible et la gestion du génie civil.

⁹ Ces produits de corrosion se déposent dans le circuit primaire, laissant des radionucléides (essentiellement émetteurs β et γ) de faible intensité et de courte demi-vie, relativement au cas des éléments combustibles (que ceux-ci soient en cours d'irradiation ou usés).

- **la puissance thermique résiduelle**¹⁰ après la cessation des réactions en chaîne, sans disposer d'une évacuation suffisante de cette chaleur ;
- **les émissions de neutrons** par les fissions spontanées des actinides de haute masse atomique (curium 242, 244) et les émissions γ (par exemple par l'américium 241) ;
- **la formation de tritium** (pour les REP) et donc d'eau « tritiée ». La difficulté de le (la) séparer, de l'empêcher de pénétrer les sols et de l'entreposer en fait un obstacle substantiel au démantèlement. La recherche scientifique devrait diminuer ces obstacles qui durent depuis des décennies.

De plus, les hautes températures peuvent conduire à des changements de phase dans le cœur et le circuit primaire (par exemple, ébullition du fluide caloporteur) et à des **réactions chimiques exothermiques**, conduisant à des déflagrations et des explosions chimiques, dispersant des noyaux radioactifs.

Aucun de ces risques n'existe durant le démantèlement. Si la surveillance des chantiers de démantèlement est évidemment nécessaire, c'est vis-à-vis des interventions extérieures (humaines ou environnementales) et non vis-à-vis d'un danger intrinsèque qu'elle doit être organisée.

Un certain nombre de recommandations concernant le démantèlement émergent actuellement du retour d'expérience.

Dans un chantier de démantèlement, la proportion des **volumes** de matériaux non radioactifs dépasse 95 %. Afin de faciliter les activités de chantier, donc du personnel, il serait utile d'étudier si l'on peut **séparer ces matériaux** de la petite quantité comportant des radionucléides. Si cela n'entraîne pas d'inconvénient pour le public actuel et futur, cela éviterait la génération de volumes excessifs de matière à traiter comme déchets. C'est dire l'importance de la **traçabilité** de tous les matériaux du chantier de démantèlement.

On doit assurer une traçabilité aussi précise que possible des matières pour éviter, par dilution des matières radioactives, la génération de masses excessives¹¹ de déchets de démantèlement.

¹⁰ Voir l'encadré 2 de : Réflexions sur l'avenir de l'énergie nucléaire, de la France d'aujourd'hui au monde de demain : II^e à IV^e génération, par Robert Dautray, Jacques Friedel et Yves Bréchet. *C. R. Physique*, 13-5 (2012), 480-518.

¹¹ Il s'agit « d'excès » par rapport aux capacités de manutention, de colisage, d'entreposage, de transport et de stockage, sans risque nouveau.

On facilitera les travaux du chantier par des opérations de **recherche et développement**, notamment en robotique, en physicochimie des surfaces et des tris, en traitement des eaux et des boues, en régénérations des sols et pour tout cela, en simulation numérique et en contrôle-commande. Des avancées substantielles dans les bases scientifiques et techniques nécessaires ont été effectuées, ce qui permet de diminuer, voire de supprimer (par exemple, grâce à des robots), les opérations à effectuer par des personnels. On peut espérer briser ainsi le lien très fort et critique entre travaux à effectuer et doses de rayonnements reçus par les personnes. En un mot, la R&D peut modifier de façon qualitative les opérations de démantèlement.

Il reste encore des progrès scientifiques et techniques possibles. Ainsi, les procédés physicochimiques sont une alternative intéressante aux procédés mécaniques, remplaçant le traitement des déchets solides par un traitement des effluents, ce qui peut efficacement, dans certains cas, limiter le volume de déchets à stocker *in fine*.

Cette traçabilité doit permettre de contribuer à trouver un mode de stockage des déchets radioactifs adapté. Ce mode de stockage doit être adapté à leur radiotoxicité afin de ne pas gaspiller la ressource précieuse que sont les sites de stockage.

On peut conclure du retour d'expérience des différents chantiers d'assainissement/démantèlement des centrales que **le démantèlement des réacteurs de puissance a atteint sa maturité**. La situation du parc de centrales de l'électricien de la France (très homogène dans sa conception) permet d'espérer que l'assainissement/démantèlement puisse être systématisé le moment venu, ce qui limitera les impacts négatifs des tâches de démantèlement, et donc au premier chef, les conséquences humaines éventuelles.

Le démantèlement des usines du cycle du combustible, moins nombreuses, n'est pas au même degré de maturité. On dispose de moins de retour d'expériences, tant en France qu'à l'international. Des études analogues à celles citées ci-dessus pour le démantèlement des centrales électronucléaires devraient être effectuées pour les installations du cycle de combustible. On peut comprendre la différence de situation avec les centrales de puissance électronucléaires à la lumière des remarques simples de ce début de chapitre. L'étape préliminaire à un démantèlement efficace est l'enlèvement du combustible, hors du cœur.

Cette séparation est relativement aisée quand il s'agit de réacteurs en fin de vie normale¹².

¹² Soulignons que cette opération est très difficile, voire impossible quand il s'agit de réacteurs de puissance (EN) en situation post-accidentelle. Nous y reviendrons plus bas.

Les opérations de démantèlement ne sont pas banales quand il s'agit des usines du cycle de combustible¹³. Les composés chimiques de noyaux radioactifs **renforcent** les difficultés liées au couplage de ces deux champs d'activités, le nucléaire (avec éventuellement, la présence d'actinides et de produits de fission, de tritium, de carbone 14, de chlore 36, etc.) et la grande chimie.

Là, la recherche scientifique et technique à mener pour développer des technologies adaptées (connaissances de base et applications aux processus, aux installations et aux services) aura un impact considérable sur l'efficacité avec laquelle on pourra mener ces chantiers.

4.2. Bilan scientifique et technique des éventuelles installations accidentées et de leur démantèlement en France¹⁴

La France n'a heureusement pas subi d'accident nucléaire majeur¹⁵, mais cela ne dispense en aucun cas d'acquérir des connaissances sur les bases scientifiques¹⁶ du traitement optimal des situations post-accidentelles dans le parc électronucléaire français, avec ses spécificités. Les actions qui seraient engagées suite à un tel accident dépendraient des états successifs, de plus en plus graves, des installations, états résultant, par exemple, d'une perte massive des moyens de réfrigérer les cœurs des réacteurs de puissance.

La doctrine de sûreté française, suite à l'accident de Fukushima¹⁷, prend désormais en compte la possibilité d'un tel accident conduisant à la fusion

¹³ Une illustration est la difficulté rencontrée par la Nuclear Decommissioning Authority (NDA) du Royaume-Uni à l'usine de retraitement de Sellafield, située au bord de la mer d'Irlande.

¹⁴ *Revue générale nucléaire* n° 5 – 2014 : Les sciences du démantèlement « Opus » cité plus haut.

¹⁵ Notons toutefois la fusion de 5 éléments combustibles à la centrale EN, à graphite/gaz de Saint-Laurent-des-Eaux (SLA1), en 1969, et 1 élément combustible sur SLA2, en 1980. Ces accidents ont été classés de magnitude 4. Voir les sites Internet dédiés de l'IRSN.

¹⁶ Un exemple est l'installation expérimentale Phébus de l'IRSN : Programme international de recherches expérimentales sur le relâchement des produits de fission, lors de la fusion d'un élément combustible, étudiant le relâchement des corps radioactifs et leurs propriétés physiques, chimiques, physicochimiques sur un fragment d'élément combustible simulant un cœur de réacteur, subissant un tel accident nucléaire. Cette installation, située au CEA/Cadarache, a exécuté cinq programmes d'essai, dont l'important sujet de relâchement des iodes. Voir sur le site dédié de l'IRSN.

¹⁷ Voir les documents de l'IRID pour le German-Japanese Symposium on technological and educational resources for the Decommissioning of nuclears facility, april 21, 2015, sur le site internet de l'IRID.

des cœurs de l'ensemble des tranches d'une centrale, sans même qu'un scénario réaliste le décrivant ait pu être identifié. Dans cette hypothèse, l'objectif est de garantir un contrôle rapide et efficace de la situation dans un délai de moins de 24 heures, d'éviter toute évacuation « stressante », douloureuse, durable, de la population et de maintenir la contamination de l'environnement à un niveau inférieur aux normes et standards définis par les autorités de protection de l'environnement.

Compte tenu de la **sismicité** du territoire de la France (faible relativement à celle du Japon), les sites des installations nucléaires ne sont pas dans le cas de l'accident de la centrale de Fukushima : un sous-dimensionnement au tsunami (entraîné par le séisme)¹⁸ a été identifié et non corrigé. Il a entraîné la perte des moyens de réfrigération des cœurs¹⁹. Après cet accident, les dimensionnements des installations du parc de centrales électronucléaires françaises vis-à-vis du séisme ont encore été renforcés au-delà des valeurs majorées déjà prises en compte, suite aux études géologiques (BRGM).

Les instructions de l'ASN²⁰ ont permis d'implémenter progressivement les sites du parc nucléaire. Chaque centrale sera équipée d'un « noyau dur » nouveau et indépendant, comprenant une réserve d'eau, un diesel et un circuit d'injection d'eau dans le cœur (pour le refroidissement). Ce circuit pourra être mis en service par les exploitants (eux-mêmes disposant d'un point de repli très protégé), ou par une équipe extérieure : la Force d'action rapide nucléaire (FARN) mise en place en 2014 et 2015 par l'exploitant du parc, EDF, sur quatre sites régionaux.

L'homogénéité du parc nucléaire français présente l'avantage de permettre de procéder à des études génériques afin de maîtriser les délais d'opérations complexes. Toutefois, ceci a ses limites car la conception des blocs cœurs des générations successives a quand même évolué²¹ comme le montre la figure 1.

¹⁸ Voir : *L'accident majeur de Fukushima ; considérations sismiques, nucléaires et médicales*, Alain Carpentier, Étienne-Émile Baulieu, Édouard Brézin et Jacques Friedel. Méga-séismes et méga-tsunamis, pages 3-20, Groupe de travail présidé par Jacques Friedel, Académie des sciences, mars 2012, EDP Sciences.

¹⁹ La perte principale, compte tenu de l'absence suite au séisme des alimentations électriques externes, a concerné les diesels des secours, inondés par le tsunami. Les autres moyens de secours, de faible puissance, ne pouvaient garantir une réfrigération d'un cœur qui se dégradait sur plus de quelques heures et ont peut-être été pour certains défaillants.

²⁰ Voir <http://asn.fr>

²¹ Voir le détail de telles évolutions dans : *L'énergie nucléaire civile dans le cadre temporel des changements climatiques*, Robert Dauvray, rapport à l'Académie des sciences, décembre 2001, document 113 : 30 years of nuclear progress, page 287. Tec&Doc Lavoisier.

Figure 1

Comparaison des blocs cœurs des réacteurs PWR de 900 MW et EPR.

Dans le cadre d'une réflexion sur les actions à prévoir et à qualifier préalablement à un éventuel accident grave, il est nécessaire, compte tenu de ces renforcements, de mettre l'accent sur deux hypothèses, celle d'un maintien du corium dans la cuve et celle d'un perçage de cette dernière, sans mise en cause de la pérennité de l'enveloppe de confinement. Ce sont donc les retours d'expérience de l'accident de Three Mile island (1979) et des actions en direction des coriums de l'accident de la centrale de Fukushima (2011) qui sont, pour ces cas d'accidents, les plus essentiels.

Niveau 1 : fusion du cœur dans la cuve

Le bilan des accidents majeurs passés est fondamental car il pose déjà toutes les questions auxquelles il serait nécessaire de répondre dès maintenant :

- mise en sécurité des cœurs dégradés ;
- décontamination des abords, conséquences des rejets aériens de produits de fission et de tritium à réduire le plus possible et, de toute façon, concertation (niveau, information des populations, décision et suivi) ;
- épuration des eaux contaminées (multinucléides) ;
- accès pour diagnostics avant ouverture de la cuve ;
- moyens de décontamination (téléopérés autant que possible, puis manuels si nécessaire) ;

- diagnostics détaillés après ouverture de la cuve ;
- moyens automatisés d'extraction des combustibles restants (intacts ou non) et du corium ;
- châteaux de transfert des éléments de combustible usé, des grappes de contrôle-commande, des éventuels colis de détritux radioactifs ;
- mise en état sûr et surveillance de l'installation dans l'attente d'un démantèlement plus tard, après des études détaillées, l'installation étant devenue sûre et n'ayant plus d'impact sur l'environnement.

L'accident de Fukushima a de plus mis en évidence l'intérêt d'une analyse approfondie de la résistance des piscines²² d'entreposage des combustibles usés adjointes à chaque tranche, compte tenu de l'importance de leur inventaire radiologique en produits de fission de vie longue, et d'une évacuation aussi rapide que possible de ces combustibles, dans l'hypothèse d'une fragilisation des bâtiments et moyens de réfrigération ou d'une difficulté d'accès pour maintenance.

Niveau 2 : percement de la cuve et écoulement du corium

L'occurrence d'un percement de la cuve d'un des REP du parc français, avec perte massive du corium, semble improbable étant donné les rôles dévolus au noyau dur et à la Force d'action rapide nucléaire (FARN). Mais des conséquences, beaucoup plus sévères, résulteraient d'une montée en pression plus rapide du hall. Cela conduirait à une très forte contamination de l'ensemble de son volume et à une dispersion du corium dans une zone moins accessible, en fond du puits de cuve. Les dispositions déjà mises en place en France par les hautes autorités responsables (Autorité de sûreté nucléaire²³) trouveraient leur pleine application avec en particulier la possibilité de « dégonflage » des gaz de l'enceinte de confinement du réacteur à travers des filtres, et d'élimination de l'hydrogène par les « recombineurs ». Dans cette perspective, l'ASN a demandé l'étude d'un renforcement des performances des filtres à sable actuels (tenue au séisme, rétention des iodes) afin de limiter au mieux l'atteinte à l'environnement²⁴.

²² Les piscines d'entreposage existent aussi dans les usines de retraitement chimique.

²³ Voir le site: <http://asn.fr>

²⁴ Une évacuation temporaire de la population serait-elle à envisager en cas de risque de dégonflage de l'enceinte, la durée de cette évacuation étant fixée essentiellement par la décroissance de l'isotope 131 de l'iode, de période 8, 04 jours, et dépendant des performances des filtres à sable vis-à-vis de cet iode ? Cette éventualité, indice du niveau de l'éventuelle catastrophe, marque la différence qualitative qui existe entre le démantèlement d'une centrale électronucléaire ayant subi un accident grave et l'opération de clôture de l'exploitation d'une centrale électronucléaire en régime nominal par un démantèlement programmé et maîtrisé. Voir les travaux de l'IRID.

Apparaît également à ce niveau la question de la résistance du radier supportant la cuve du réacteur, qui doit être prouvée, sa traversée par le corium étant inacceptable. À titre d'exemple, l'exigence de mise en place dans les réacteurs existants (comme à la centrale de Fessenheim) d'un revêtement sacrificiel complémentaire.

Par rapport au scénario évoqué précédemment, il serait nécessaire de pouvoir :

- explorer le puits, noyé sous la cuve ;
- évaluer la quantité de corium perdu et sa position ;
- faire des prélèvements pour caractériser si le corium a été au contact du béton.

La récupération de ce corium ne pourra probablement être engagée qu'après évacuation de la cuve, l'accès au puits de cuve par des engins automatisés étant très complexe. Une difficulté, constatée à Fukushima, résulte du niveau d'irradiation : les moyens automatisés de diagnostic et d'intervention doivent être très durcis aux rayonnements. Mais cette situation est déjà celle des cellules chaudes des laboratoires de recherche sur le traitement des combustibles irradiés. C'est aussi le cas des anciennes installations de retraitement, pour lesquelles des équipements et moyens de diagnostic spécifiques ont déjà été développés et sont déjà pleinement opérationnels.

Par ailleurs, la France devra suivre de près la R&D engagée pour le démantèlement des réacteurs de Fukushima suite au concours d'idée lancé par l'IRID²⁵. La France bénéficie déjà des travaux et équipements du GIE Intra (Groupe d'intervention robotique sur accidents). Depuis 1988, ce GIE conçoit, exploite et maintient à disposition 24 heures sur 24 une flotte d'engins robotisés. Ceux-ci sont capables d'intervenir à la place de l'homme en cas d'accident nucléaire majeur²⁶. Ce GIE assure la formation permanente de pilotes. Il développe une expertise de l'intervention à distance, en recensant et capitalisant l'expérience des interventions réalisées.

²⁵ Voir "Robot technology for nuclear decommissioning of Fukushima Daichi NPS", by K. Oikawa, IRID, German-Japanese symposium, april 21, 2015 on technological and educational resources for the decommissioning of nuclear facilities.

²⁶ <http://www.groupe-intra.com/flipbook/pdf/catalogue.pdf>

Figure 2
Équipements du GIE INTRA.

Des recherches doivent être menées dans le domaine de la robotique en conditions extrêmes (comme celles suscitées par l'International Research Institute for nuclear Decommissioning du Japon : IRID), incluant l'utilisation d'électronique durcie, des processus d'apprentissage (dits « *deep learning* ») pouvant être utilisés sur toutes les installations analogues du parc nucléaire et le couplage avec une simulation complète de l'installation en temps réel : tout cela pourra s'appuyer sur le retour d'expérience des instrumentations en cellules blindées et devrait permettre de développer une panoplie d'outils d'intervention sur les chantiers de démantèlement.

Les aspects scientifiques de plusieurs questions essentielles devraient être posés pour préparer les interventions suite à un tel accident grave et pour la préparation des démantèlements :

- quelles dosimétries seraient acceptables pour le personnel en situation d'urgence et dans quelles conditions (volontariat, protections spécifiques, assistance lors des interventions) ?
- comment rendre compatibles les procédures d'autorisation des chantiers et la réduction des conséquences radiologiques en cas d'accident²⁷ ?
- les règles concernant les rejets radioactifs devraient-elles être adaptées dans ces circonstances, pour permettre aux intervenants un accès plus rapide au hall du réacteur pour des diagnostics et des actions d'urgence ?²⁸

²⁷ Exemple du remarquable chantier d'évacuation des combustibles des réacteurs de Fukushima : voir le site internet <http://irid.jp>

²⁸ On peut noter, par exemple, que, pour réduire la durée des chantiers et réduire ainsi les dosimétries collectives, les autorités japonaises ont décidé de ne pas recouvrir d'une nouvelle enceinte les réacteurs 2 et 3 pour le chantier de déblayage des débris et la préparation à l'accès des piscines de stockage des combustibles. Ils envisageraient de faire de même sur le réacteur 1 en démontant l'enceinte provisoire actuelle.

Une analyse rigoureuse en termes de radiotoxicologie doit être menée pour identifier les conditions acceptables permettant des interventions aussi efficaces que possible sur les chantiers de démantèlement. Il faut exclure toute possibilité de risques pour la santé du personnel et du public. C'est un grand chantier de recherche en biologie humaine qui pourrait permettre de faire progresser les connaissances scientifiques.

Une question difficile, qui ne relève pas directement du démantèlement post-accidentel, mais bien de la mise en sécurité des populations, doit être ici posée : sur quels critères doit-on procéder à l'évacuation des populations ? Les normes radiologiques²⁹ pour la population contribuent aux prises de décisions concernant les évacuations. La tendance naturelle est bien entendu de « ne pas prendre de risque » et donc d'évacuer avec des seuils de radioactivité très faibles. Les conséquences des évacuations sont loin d'être anodines³⁰, y compris pour la santé publique. Soulignons la trop longue liste des « stress » induits. Les problèmes d'alimentation, de salubrité, de relogement temporaire ne sont pas sans incidence grave sur la santé des personnes concernées, en particulier sur les personnes fragilisées par ailleurs. Comment juger de ces graves inconvénients infligés aux personnes, comparés aux inconvénients liés aux effets des irradiations sur la santé (par les rayonnements ionisants locaux ou déposés par des rejets atmosphériques) ? Comment diminuer autant que faire se peut les conséquences sur les humains de ces effets somatiques de natures si diverses ?

En un mot, comment mener à bien cette analyse « avantages-inconvénients » qui est essentielle dans toute décision ayant trait à la santé publique ? Ces questions sont d'autant plus difficiles à traiter que les impacts sur les populations³¹ et les travailleurs du site sont différents suivant les âges, les états

²⁹ Pour ce sujet essentiel, voir le chapitre 2 du présent ouvrage ainsi que les diapositives jointes dans le DVD, ainsi que le site Internet de la Société française de radioprotection : <http://sfrp.fr>.

³⁰ Voir dans le rapport (Académie des sciences) Carpentier *et al.*, déjà cité, la troisième partie : Conséquences sanitaires et environnementales, pages 45-82.

³¹ Nous reproduisons ci-après quelques éléments du bilan des études épidémiologiques conduites sur les habitants de la préfecture de Fukushima, cités dans le document IRSN du même nom (www.irsn.fr), à partir des publications des autorités médicales du Japon : sur les 2 055 383 personnes habitant la préfecture de Fukushima, 554 241 personnes ont répondu au questionnaire de santé qu'ils avaient reçu. Les doses externes reçues par 534 394 personnes ont pu être estimées, à l'aide d'un logiciel réalisé par le National Institute for Radiological Sciences (NIRS: Japan). 279 118 personnes avaient reçu, durant les 4 mois après l'accident, une dose inférieure à 1 mSv. 12 personnes (soit 0,003 %) ont reçu plus de 15 mSv. La dose maximale reçue était de 25 mSv. Les âges des 12 personnes ayant reçu la plus haute dose ont été précisés ; ces personnes sont toutes résidentes de la région de Soso. Pour ce qui est des travailleurs, et venant de la même source de publication (IRSN), les derniers nombres (au 30 janvier 2015) traitent de 4 392 salariés de l'exploitant Tepco et 36 177 salariés des entreprises sous-traitantes. Les doses

de santé, les conditions de vie quotidienne des personnes. L'importance respective de chaque aspect (par exemple le traumatisme d'un déménagement forcé et les conséquences d'une irradiation minime³²) diffère d'une personne à l'autre. L'optimum de l'ensemble n'est pas l'optimum de chacun. Parmi ces recherches d'un moindre mal, tant global que personnel, notons la prise en compte de la différence entre une dose intégrée de 1 mSv, niveau standard imposé aux exploitants, et une dose intégrée de 50 mSv, niveau qualifié de sans risque pour d'autres cas³³. Mais il est nécessaire de pousser l'analyse scientifique bien au-delà, et de le faire de façon rationnelle.

Pour guider efficacement les décisions des pouvoirs publics en termes d'évacuation coordonnée des populations, il est nécessaire³⁴ de mener une analyse sanitaire scientifique, des conséquences non radiologiques d'une évacuation des populations, mise en regard des normes de radiotoxicité. Cette analyse doit être notamment fondée sur la compréhension des phénomènes biologiques de base et sur le retour d'expérience des situations accidentelles, tant pour le présent que pour l'avenir à long terme.

Hormis le problème difficile de la gestion du corium, le démantèlement des centrales électronucléaires en situation post-accidentelle générera quelques questions analogues (mais devant être transposées) à celles du démantèlement des centrales en fin de vie, c'est-à-dire la gestion de grandes quantités de solides (notamment sols et gravats) et de liquides (effluents de démantèlement, mais aussi éventuellement liquides de ruissellement et d'écoulement). Mais la situation post-accidentelle aura à la fois pour effet de multiplier les volumes (outre évidemment les radioactivités des noyaux instables présents dans les matériaux de structure), et de rendre plus difficile l'évacuation.

- Le stockage des terres excavées des sols contaminés, matériaux divers et végétaux contaminés notamment par le césium³⁵, est relativement

totales reçues entre le 11 mars 2011 et le 31 décembre 2014 sont en moyenne de 23,11 mSv, le total étant de 4 392 mSv.

³² Les recherches scientifiques en biologie humaine, sur la durée complète de la vie et de la descendance, devraient nous permettre de donner un sens quantitatif à cette expression.

³³ Voir le chapitre 2 de cet ouvrage et <http://www.unsear.org/unsear/fr/fukushima.html>.

³⁴ Voir *L'accident majeur de Fukushima* (Académie des sciences) A. Carpentier *et al.*, déjà cité, pages 86-87.

³⁵ Pour les caractéristiques sanitaires des isotopes du césium, voir l'annexe E, par Maurice Leroy, de : *Réflexions sur l'avenir de l'énergie nucléaire, de la France d'aujourd'hui au monde de demain : II^e à IV^e génération*, par Robert Dautray, Jacques Friedel et Yves Bréchet. *C. R. Physique*, 13-5 (2012), 480-518.

maîtrisé d'un point de vue technologique³⁶. Il s'agit de contaminations limitées et d'un agent principal, le césium, qui se fixe assez aisément. Mais il exige une capacité de décision forte des pouvoirs publics pour autoriser des stockages temporaires ou définitifs (donc une capacité d'information, donc de mesures et d'évaluation des natures et quantités des radionucléides). Ne serait-il pas souhaitable de prévoir des espaces dédiés, contigus des centrales et susceptibles de recevoir des déchets en urgence et de manière temporaire (avec protection du sous-sol) ?

- La question du rejet des effluents liquides épurés est critique à la centrale de Fukushima où les rejets en mer sont proscrits. Notons, là encore, un optimum à chercher pour protéger au mieux, dans l'espace et dans le temps, la vie des populations et des travailleurs du site et la rapidité des opérations de démantèlement, donc la possibilité pour les populations de regagner leurs domiciles et leurs services publics.
- Mais, au-delà du cas de Fukushima, des recherches scientifiques ne permettraient-elles pas d'envisager des modes d'évacuation des effluents, protégeant l'hydrogéologie locale, qui minimisent l'impact sur les populations ?

Le démantèlement des centrales électronucléaires, après leur arrêt normal, conduit à la génération de volumes élevés de matières solides ou liquides relativement peu radioactives. Ces volumes seront plus importants encore en situation post-accidentelle. Il serait souhaitable de prévoir, en fonction des caractéristiques du site, des possibilités de stockage local compatible avec les normes de radioprotection, et permettant d'économiser les ressources de stockage prévues pour les déchets « classiques ».

Conclusion et recommandations

Dans le cas d'un démantèlement de centrale électronucléaire après arrêt programmé de fin d'exploitation normale, le calendrier de la totalité des opérations est basé sur les pratiques industrielles existantes et donc totalement maîtrisées. Ce calendrier est certain, ce qui permet d'ordonner dans le temps et l'espace les activités de démantèlement et donc de préparer toutes les

³⁶ Voir 'R and D on treatment and disposal of radioactive waste resulting from accident at Fukushima Daiichi NPS', IRID, Japanese Atomic Energy Agency.

opérations d'une manière optimale, de réaliser les outils et d'accumuler les connaissances scientifiques nécessaires.

Au contraire, dans le cas du démantèlement d'une centrale électronucléaire ayant subi un accident grave endommageant le cœur et donc les éléments combustibles et ceux de contrôle-commande, on ne dispose pas d'une base de données complète et générique. On ne pourra fixer un calendrier valable des opérations que quand la totalité des éléments combustibles endommagés et leurs détrit³⁷ auront été extraits de l'îlot nucléaire (dès que possible, afin de protéger les travailleurs). Sans calendrier, on ne peut pas préparer les opérations et leurs outils dans le cadre d'un programme optimal. Il ne s'agit plus de pratiques industrielles usuelles. Toutes les activités de démantèlement ne sont plus répétitives.

La différence entre les **opérations techniques** à effectuer pour procéder au démantèlement d'une centrale électronucléaire accidentée et celles relatives au démantèlement d'une centrale électronucléaire ayant terminé son exploitation nominale sans accident est si **immense**³⁸, si **profonde**, qu'elle en est qualitative. La cause principale est que des éléments combustibles endommagés demeurent dans la cuve du réacteur ou, pire, ont endommagé celle-ci et les circuits qui relient l'intérieur de la cuve à son extérieur (circuits primaires, éléments de contrôle-commande, dispositifs de chargement déchargement, circuits de sécurité, etc., lui sont liés).

Toutefois, certains des **outils** scientifiques et techniques nécessaires au démantèlement d'une centrale électronucléaire peuvent être considérés comme *génériques*, aussi bien pour le démantèlement en fin de vie que pour le démantèlement post-accidentel. Ces outils ont fait de grands progrès au service du démantèlement normal des centrales en fin de vie normale. Ils pourront être adaptés aux processus cités dans les chapitres précédents au bénéfice des processus de démantèlement d'une centrale électronucléaire sujette à un

³⁷ Parmi ces détrit³⁷, mentionnons les radionucléides qui se sont échappés des éléments combustibles et du corium (produits de fission volatils, césium 134, Cs 137, strontium 90, etc., ou gazeux [krypton 85 : 46 000 Ci dans le bâtiment réacteur de TMI] ou solubles, etc., les actinides. Soulignons aussi les difficultés du chantier de démantèlement causées par le tritium, pour lequel il n'y a pas de solution convenable. Au début du chantier de TMI, il y en avait 3 000 Ci, soit environ 110 térabecquerels. Dix ans plus tard, il restait 1 020 Ci dans 9 000 m³, avec une concentration de $2,8 \cdot 10^6$ Bq par litre, alors que la limite standard de l'eau potable est de 740 Bq/litre. Finalement, la solution choisie pour le tritium de TMI a dû être l'évaporation. Un problème analogue se pose à Fukushima.

³⁸ Il nous a paru que la meilleure preuve de ce mot « immense » est le contenu de la note 31 donnant le nombre (554 241) de personnes dont il a fallu évaluer les doses reçues et les éventuelles pathologies, notamment pour les enfants et les femmes enceintes. Les environ 210 000 personnes évacuées sont conviées une fois par an pour un bilan médical approfondi.

Tableau 1
Comparatif du fonctionnement, du démantèlement de fin de vie et du démantèlement post-accidentel en termes de création de déchets.

	Fonctionnement d'une centrale électronucléaire	Démantèlement en fin de vie	Démantèlement en situation post-accidentelle
Radiotoxicité	Déchets générés par le combustible usagé, radiotoxicité forte	Déchets provenant du démontage des structures, du génie civil et des sols, radiotoxicité faible	Déchets mixtes résultant de la non-séparation du cœur fondu d'avec les autres déchets, radio-toxicité forte
Volumes	Volumes réduits directement liés au volume de combustible usagé	Volumes très importants dépendant du seuil de fin de démantèlement choisi	Volumes très importants
Accessibilité et manutention	Accessibilité facile, manutention demandant un temps d'entreposage	Accessibilité faisable, manutention faisable	Accessibilité très difficile, manutention très difficile

accident grave, modulo une prise en compte rigoureuse des effets de l'irradiation sur les personnes et les dispositifs. Il va de soi, mais nous insistons : l'appréciation des résultats de ces activités doit être effectuée au moyen des concepts de la **radioprotection**.

Ces outils génériques scientifiques et techniques sont très variés. Citons à titre d'exemples :

- la construction mécanique (l'identification quantitative précise des cotes des formes, les découpes, les séparations, les récupérations des coqueaux et des détritux, les accès des outils de travail, les traitements des surfaces, les instruments de levage, etc.) ;
- la chimie (nettoyage des surfaces, précipitations des solutés, etc.) ;
- la physicochimie (précipitations des solutés, traitement des sols, maîtrise des circuits des fluides, etc.) ;
- les robots³⁹ (automates cellulaires et actuateurs, etc.) ;
- l'électrotechnique (les chemins des câbles, etc.) ;

³⁹ Voir par exemple <http://irid.or.jp/en/research/meister>

- l'instrumentation pour toutes les catégories de rayonnement, donc la radioprotection, mais aussi pour les mesures thermiques, les débits des fluides, la métallographie des prélèvements d'échantillons de matériaux, etc.

Pour conclure, il est important de garder en mémoire, même si nous nous sommes plus spécifiquement intéressés dans ce chapitre au cas particulier de la France, que toutes les questions liées au nucléaire ont par nature une dimension internationale. Un exemple en est le fonctionnement de l'IRID et son récent symposium entre les organismes japonais et allemands.

Les procédures scientifiques et techniques rigoureuses de prise en compte du retour d'expériences (dit REX) des accidents et incidents du passé ont déjà permis d'élargir les scénarios considérés, tout en approfondissant leur contenu scientifique, nourrissant ainsi des bases de données et des orientations pour les recherches scientifiques dédiées. De plus, on a pu fortifier et améliorer considérablement les bases scientifiques des règlements concernant les installations des réacteurs électronucléaires de la France.

Pour ce qui concerne un de scénarios d'accident – l'arrêt des moyens ultimes de réfrigération des cœurs –, les nouveaux équipements et les procédures de leur mise en œuvre, qui sont en cours d'installation, devraient diminuer l'impact sur les personnes et l'environnement, lors d'un éventuel accident grave en France.

Mais, dans l'hypothèse de son occurrence, un suivi très systématique du chantier de Fukushima et l'analyse *a priori* des voies et moyens d'interventions dans nos réacteurs permettraient une action rapide et efficace sur un cœur accidenté par des processus physiques, chimiques, physicochimiques, mécaniques et informatiques.

Terminons ce chapitre de conclusions et recommandations en soulignant que :

1. Les **bases scientifiques** du démantèlement des centrales électronucléaires, en fonctionnement normal, ont atteint une **maturité scientifique** qui leur a permis, dans tous les pays exploitant ces installations, de devenir une activité industrielle.
2. Cela permet, de plus, de bien discerner les domaines de recherche scientifique susceptibles de faire progresser ces activités de démantèlement, c'est-à-dire de **diminuer les contraintes au personnel et de supprimer celles relatives aux populations**.
3. Les **risques** de ces opérations après un arrêt en fin de vie normale sont ceux des grands systèmes industriels de la technologie. Il n'existe pas

d'accident nucléaire pour ces travaux, une fois le combustible enlevé et totalement séparé.

4. Les **déchets radioactifs** de ces opérations de démantèlement pour les centrales électronucléaires du parc actuel⁴⁰ de la France sont qualitativement et quantitativement plus faibles que ceux du cycle de combustible.
5. Les opérations de démantèlement feront appel à des **compétences scientifiques et techniques**, des procédures et des outils **analogues**.
6. Cet aspect générique des activités de démantèlement s'étend au **cadre international**. Il serait donc souhaitable que les exploitants des centrales électronucléaires du monde se concertent⁴¹ pour la mise en œuvre de ces processus.

Tout cela se résume en une constatation opérationnelle :

Pour les centrales électronucléaires du parc actuel de l'électricien national, il est possible, par les travaux industriels de démantèlement, de retourner « au vert » des sols initiaux.

⁴⁰ Nous soulignons le mot radioactif, car ce n'est pas le cas des centrales à graphite-gaz, pour lesquelles le graphite irradié pose problème avec la présence, déjà soulignée, du chlore 36 et du carbone 14, ni pour les activités traitant du tritium, qui, de plus, peuvent contaminer les sols.

⁴¹ C'est ce à quoi s'emploient des instances internationales comme l'IAEA, la NEA de l'OCDE, les associations d'instituts de recherche en sûreté (l'IRSN), les associations d'autorités de sûreté, les associations scientifiques et techniques, les autorités nationales (ASN et autorité de sûreté des activités de Défense) dédiées, les administrations techniques, les sociétés savantes, etc.