

Chapitre 4

Le retour d'expérience international pour les réacteurs de recherche

La collecte des informations pertinentes relatives aux événements survenant dans des réacteurs de recherche au cours de leur exploitation et l'analyse de ces informations, constituant ce qui est convenu d'appeler le retour d'expérience, sont essentiels pour améliorer la sûreté de ces réacteurs. Malgré la grande diversité des conceptions et des conditions d'exploitation de ces réacteurs, les enseignements tirés d'un incident survenu dans un réacteur de recherche peuvent permettre d'éviter le renouvellement du même type d'incident dans ce réacteur ou dans un autre réacteur. À titre d'exemples, les incidents d'exposition excessive du personnel d'exploitation ou d'expérimentateurs aux rayonnements ionisants, les pertes d'étanchéité de capacités d'eau ou de réservoirs d'entreposage d'effluents radioactifs, les incidents dus à des défaillances de nature organisationnelle ou humaine, les incidents dus à l'obsolescence ou au vieillissement d'équipements, ou encore à une qualité inadéquate de procédures d'exploitation peuvent être porteurs de leçons génériques pour différentes installations. Au-delà et à la suite des initiatives prises par un certain nombre de pays en matière de retour d'expérience – dont la France, ce qui sera développé au chapitre 10 dans la deuxième partie du présent ouvrage – l'AIEA a développé et mis en place un système de déclaration d'incidents pour les réacteurs de recherche (*Incident Reporting System for Research Reactors — IRSRR*) qui, dans son principe et son fonctionnement, est très similaire à celui qui existe pour les réacteurs de puissance (*Incident Reporting System — IRS*).

Toutefois, si ce système IRSRR permet un très large partage d'expérience sur les réacteurs de recherche sur le plan international, tous les incidents n'y sont pas versés.

Des relations bilatérales ou multilatérales se sont développées entre exploitants de réacteurs de recherche, qui permettent généralement des échanges techniques plus ciblés. Par exemple, l'*International Group on Research Reactors*¹⁰⁴ (IGORR) organise, tous les 18 mois, des conférences dans lesquelles des sujets de sûreté relatifs aux réacteurs de recherche sont exposés et débattus.

Enfin, le retour d'expérience doit s'entendre de façon plus globale, en incluant l'analyse d'événements qui ont affecté d'autres types d'installations comme les réacteurs de puissance et qui peuvent être porteurs d'enseignements génériques, y compris pour les réacteurs de recherche ; l'exemple de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi illustrera plus loin cet aspect.

4.1. Le système AIEA de déclaration d'incidents (IRSRR)

Le système IRSRR a été mis en place par l'AIEA en janvier 2000 et constitue, au plan mondial, l'unique plateforme de partage d'expériences de l'exploitation des réacteurs de recherche. Ce système permet de collecter, puis de diffuser des informations techniques sur des événements liés à la sûreté (ou à la radioprotection) survenus dans des réacteurs de recherche, incluant ceux survenus avant la mise en place du système. Les informations contenues dans la base IRSRR sont de nature technique, contrairement à celles contenues dans la base INES¹⁰⁵. Cette dernière est destinée à fournir rapidement aux médias et au public des informations générales sur des événements survenus dans des installations nucléaires, avec une appréciation de leur « gravité » réelle ou supposée (classement INES).

Le guide d'utilisation du système IRSRR définit des catégories d'incidents, le format et le contenu des rapports à transmettre, ainsi qu'une liste de codes d'identification et de repérage thématique. Ces éléments sont destinés à faciliter la recherche d'un événement particulier dans la base de données dont l'accès est réservé aux pays qui l'alimentent.

Un rapport d'incident doit notamment présenter le déroulement de l'événement, une analyse des causes et les leçons tirées ainsi que les mesures correctives prises pour en éviter le renouvellement.

Chacun des 54 pays qui alimentent le système IRSRR nomme de manière officielle une personne coordinatrice nationale qui devient le contact du responsable de ce système à l'AIEA. Les coordinateurs ainsi désignés sont notamment responsables de la transmission des rapports d'incidents survenus dans leur pays à l'AIEA, ainsi que de la diffusion des informations reçues du système IRSRR dans celui-ci. L'IRSN a été désigné comme le coordinateur national pour la France. Les rapports d'incidents qu'il transmet à l'AIEA sont établis en concertation avec les exploitants concernés.

Le bon fonctionnement du système IRSRR suppose que chaque pays contributeur envoie à l'AIEA, dans les meilleurs délais, des rapports sur les incidents marquants

104. Groupe d'experts internationaux sur les réacteurs de recherche.

105. *International Nuclear Event Scale* (échelle internationale des événements nucléaires).

survenus dans ses réacteurs de recherche et qui correspondent aux critères de déclaration d'incidents définis dans le guide de l'IRSRR. Selon ces critères, les incidents intéressants sont les incidents jugés importants du point de vue de la sûreté, ceux dont il est possible de tirer des leçons utiles pour d'autres installations et ceux ayant entraîné des rejets radioactifs significatifs ou une exposition significative de personnes aux rayonnements ionisants.

Des rapports de synthèse sont préparés régulièrement par l'AIEA (avec des contributeurs issus des États membres), qui organise également des réunions périodiques (environ tous les deux ans) des coordinateurs nationaux durant lesquelles sont présentés et discutés les rapports d'incidents transmis par les pays participants. Un document¹⁰⁶ de l'AIEA paru en 2015 récapitule notamment de façon synthétique des incidents compilés dans la base IRSRR jusqu'en 2015 ; il y apparaît que la majorité des incidents survenus dans les réacteurs de recherche comportent des causes liées à des facteurs organisationnels ou humains ou des causes liés au vieillissement des installations. La répartition des causes recensées apparaît sur la figure 4.1 ci-après.

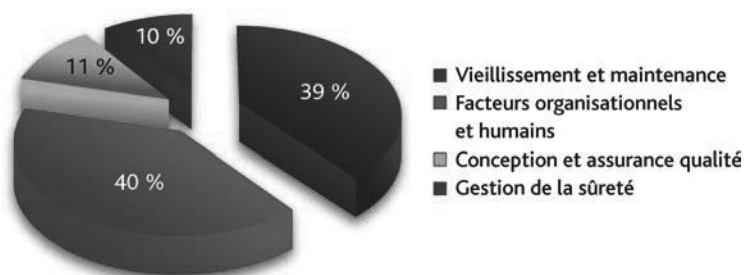


Figure 4.1. Répartition des causes recensées des incidents inscrits dans la base IRSRR, d'après IAEA-TECDOC-1762. © Georges Goué/IRSN.

4.2. Incidents et accidents sérieux survenus dans des réacteurs de recherche

Les modifications – qui peuvent être fréquentes – de la configuration d'un cœur de réacteur de recherche pour y mener les expérimentations prévues, les diverses manipulations associées, ainsi que le « poids » important en réactivité de certains composants du cœur, font que les risques d'accident de réactivité ou de chute d'objet sur le cœur ou sur des éléments combustibles entreposés dans son voisinage sont plus élevés que pour les autres types d'installations nucléaires. À cet égard, il convient de souligner que, par le passé, plusieurs accidents de réactivité – ou de criticité – sont survenus dans des installations nucléaires (réacteurs de recherche et autres installations) dans le monde, dont certains ont entraîné des irradiations graves de personnes (agents d'exploitation ou

106. IAEA-TECDOC-1762, *Operating Experience from Events Reported to the IAEA Incident Reporting System for Research Reactors* (expérience d'exploitation de rapports d'événements soumis au système de notification des incidents de l'AIEA pour les réacteurs de recherche), 2015.

expérimentateurs), voire leur décès ; leur fréquence constatée s'est néanmoins fortement réduite depuis le début des années 1970¹⁰⁷.

Une sélection de quelques incidents et accidents sérieux survenus dans divers réacteurs de recherche¹⁰⁸ est présentée ci-après, de façon synthétique.

► 12 décembre 1952 - réacteur NRX (42 MW) - Chalk River Laboratories (Ontario, Canada)

Une excursion de puissance du réacteur NRX, refroidi par de l'eau légère et modéré par de l'eau lourde, s'est produite à la suite de défaillances et d'erreurs humaines, notamment après la réduction volontaire du débit de refroidissement de l'eau légère dans les éléments combustibles. L'eau légère ayant un rôle de poison neutronique, cette diminution de débit a fait augmenter la réactivité et la puissance du réacteur jusqu'à environ deux fois la puissance maximale autorisée. Cette excursion de puissance a été arrêtée par la vidange de l'eau lourde. Le cœur a été détruit et $3,7 \cdot 10^{14}$ Bq ont été rejetés dans les sous-sols du bâtiment dans environ 4 000 m³ d'eau de refroidissement du réacteur. 31 personnes ont été irradiées à des doses efficaces allant de 0,04 Sv à 0,17 Sv. L'accident a conduit à un transfert significatif de radioactivité dans l'environnement (par la cheminée de l'installation).

► 24 mai 1958 - réacteur NRU (135 MW) - Chalk River Laboratories (Ontario, Canada)

Un élément combustible du réacteur à eau lourde NRU a pris feu lors de son déchargement. Cet élément avait été abîmé la veille avec d'autres éléments combustibles lors d'une montée en puissance du réacteur. Cet accident a entraîné une contamination importante du bâtiment du réacteur et une irradiation de travailleurs.

► 15 octobre 1958 - réacteur de recherche (à puissance nulle) du Boris Kidrich Institute de Vinca (ex-Yougoslavie)

Une excursion de puissance s'est produite dans le réacteur en raison d'une montée de l'eau lourde au-delà de la cote critique après un mauvais réglage (les chambres de mesure de la puissance ont été saturées). Cet accident, qui a été stoppé par un opérateur ayant commandé la chute des barres de sécurité en cadmium, n'a pas entraîné de dommages sur le cœur du réacteur, mais une irradiation importante de six personnes : l'une de ces personnes a reçu environ 4,3 Sv et est décédée ; les cinq autres personnes ont été traitées en France par greffe de moelle osseuse.

107. Le lecteur pourra se reporter à ce sujet au document très complet diffusé par le Los Alamos National Laboratory (exploité par l'université de Californie pour le compte du DOE américain) – intitulé *A review of Criticality Accidents* (un examen des accidents de criticité) (référence LA 13638, révision 2000). De 1945 au début des années 1960, plusieurs accidents survenaient chaque année dans les installations de recherche au sens large (réacteurs et autres installations) ; quatre sont encore survenus en 1968, puis deux en 1971, un en 1983 et un en 1997.

108. Les doses estimées ne sont pas systématiquement indiquées dans les sources disponibles ; pour certains de ces accidents, les valeurs indiquées dans diverses sources ne sont pas non plus cohérentes entre elles.

► **3 janvier 1961 - réacteur SL-1¹⁰⁹ (3 MW) - Centre national d'essais de réacteurs (National Reactor Testing Area, Idaho, États-Unis)**

Une excursion de puissance s'est produite lors d'une opération de maintenance pour préparer le redémarrage du réacteur SL-1. La procédure de maintenance prévoyait le retrait des barres de contrôle sur quelques centimètres pour les reconnecter à leurs moteurs d'entraînement. L'accident s'est produit lorsque l'une des barres de contrôle a été retirée trop violemment et trop loin de la position prévue. La puissance du réacteur a atteint près de 20 GW en 4 ms et le dégagement énergétique qui s'est produit a entraîné une onde de pression qui a propulsé des barres de contrôle vers le haut. Cet accident a entraîné le décès de trois personnes (deux opérateurs ont été tués sur le coup par l'explosion qui a suivi l'excursion de puissance et une troisième personne est décédée deux heures après).

Cet accident et les enseignements qui en ont été tirés sont développés au chapitre 8.

► **30 décembre 1965 - réacteur VENUS¹¹⁰ (0,5 kW) - Mol (Belgique)**

Une excursion limitée de puissance s'est produite à la suite d'une erreur de manipulation. Le programme expérimental qui était en cours de réalisation le jour de l'accident consistait à déterminer l'efficacité des barres de contrôle en utilisant la corrélation entre le déplacement de ces barres et le déplacement du niveau du modérateur (constitué d'un mélange d'eau lourde et d'eau légère), le réacteur étant à l'état critique. L'opérateur a commis une erreur de manipulation en retirant une barre de contrôle avant d'en insérer une autre comme il aurait dû le faire selon la consigne écrite. Il n'y a pas eu de dégâts dans l'installation mais l'opérateur a été gravement irradié (doses reçues : 5 Sv à la poitrine et 40 Sv à un pied). Il a pu être sauvé mais a dû subir une amputation du pied irradié.

► **7 novembre 1967 - réacteur SILOE (15 MW) - Grenoble (France)**

La fusion partielle de six plaques de combustible d'un « élément de contrôle¹¹¹ » s'est produite lors d'une montée en puissance du réacteur. Cet accident, attribué à un défaut de refroidissement des plaques, a conduit au rejet d'une activité d'environ $2 \cdot 10^{15}$ Bq dans l'eau de la piscine et de $7,4 \cdot 10^{13}$ Bq par la cheminée (essentiellement des gaz rares). Cet événement est décrit plus complètement au chapitre 10.

► **23 septembre 1983 - maquette critique RA-2 - Constituyentes (Argentine)**

Une excursion de puissance (représentant une énergie thermique apportée au combustible de 10 à 15 MJ en quelques millisecondes) a été causée par le non-respect des consignes de sûreté lors d'une modification de la configuration du cœur du réacteur

109. *Stationary Low Power Reactor Number One* (réacteur stationnaire de faible puissance n° 1).

110. *Vulcan Experimental Nuclear System* (système nucléaire expérimental Vulcain).

111. Élément combustible contenant un absorbant.

RA-2¹¹² (la cuve du réacteur n'avait pas été vidangée au préalable). Les doses reçues par l'opérateur ont été de l'ordre de 23 Gy dus aux rayonnements gamma et de 1,7 Gy dus aux neutrons. L'opérateur est décédé 48 heures après l'accident. Deux personnes présentes en salle de conduite du réacteur (doses de l'ordre de 0,2 Gy dus aux rayonnements gamma et 0,15 Gy dus aux neutrons) ont été irradiées ainsi que cinq autres qui ont reçu des doses totales comprises entre 40 et 200 mGy et deux autres qui ont reçu des doses totales de l'ordre de 10 mGy.

4.3. Analyses complémentaires menées au plan international à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

À la suite de l'accident survenu le 11 mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi exploitée par TEPCO, plusieurs initiatives ont été prises rapidement, visant à mener, au titre du retour d'expérience, des analyses complémentaires de sûreté à la lumière des événements qui avaient affecté cette centrale.

Le Conseil européen réuni les 24 et 25 mars 2011 a demandé que les différents pays de l'Union européenne réalisent des « tests de résistance » (*stress tests*) de leurs réacteurs électronucléaires. Un cahier des charges a été défini à cette fin, sur la base des propositions de l'association WENRA¹¹³ des chefs des autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Ouest.

Des *stress tests* ont ainsi été simultanément menés dans les différents pays de l'Union européenne, sur la base de cahiers des charges similaires, parfois élargis – comme ce fut le cas par exemple en France et en Belgique – à d'autres installations nucléaires, voire à d'autres sujets¹¹⁴. Ces *stress tests* ont donc pu concerner non seulement les réacteurs électronucléaires, mais aussi les réacteurs de recherche, les installations du cycle du combustible, etc.

En effet, certaines des premières leçons tirées de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi présentaient un caractère générique concernant notamment la robustesse des installations à l'égard d'aléas extrêmes pouvant affecter les sites des installations nucléaires, la gestion des situations d'urgence, ainsi que les organisations ou encore le rôle des autorités de sûreté. Les questions correspondantes étant également pertinentes pour les réacteurs de recherche et les installations du cycle de combustible, de nombreux pays ont intégré ces installations dans la liste de celles devant faire l'objet d'évaluations complémentaires de sûreté, avec toutefois des priorités en fonction des risques qu'elles présentaient (inventaires de matières radioactives, ancienneté, proximité de zones d'habitation, etc.), cela selon une approche graduée.

112. Maquette critique similaire à EOLE (voir le paragraphe 5.2).

113. *Western European Nuclear REGULATORS Association*.

114. Ainsi, des questions concernant les prestataires des exploitants ont été abordées en France.

Les *stress tests* effectués dans les pays de l'Union européenne ont généralement considéré :

- la possibilité de survenue d'aléas extrêmes excédant ceux retenus lors du dimensionnement des installations, avec, de façon consécutive, la perte totale des alimentations électriques ou des circuits de refroidissement, dans le but notamment de déterminer, le cas échéant, des dispositions complémentaires permettant de limiter les conséquences de telles situations accidentelles ;
- les conditions physiques réelles des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté de chaque installation et les effets possibles de défaillances d'éléments non classés de sûreté sur des éléments importants pour la sûreté en cas d'événements extrêmes (cela conduisant à la nécessité d'effectuer des visites détaillées de l'installation) ;
- l'aptitude de l'instrumentation de contrôle-commande et de surveillance de l'installation à fournir les informations appropriées dans les situations accidentelles prises en compte dans le cadre des *stress tests* (aléas extrêmes, perte des alimentations électriques ou de refroidissement).

Les aspects marquants des *stress tests* menés en France pour les réacteurs de recherche seront présentés au paragraphe 10.2.

En dehors des pays de l'Union européenne, des analyses complémentaires de sûreté ont aussi été engagées ou planifiées, selon des priorités définies en rapport avec les risques que présentaient les installations.

Pour sa part, l'AIEA a organisé, en juin 2011, une conférence internationale au niveau ministériel. Un plan d'actions a été mis en place par cette agence, visant à améliorer la sûreté nucléaire au niveau mondial.

Dans ce cadre, l'AIEA a lancé, dès 2011, l'élaboration d'une démarche pouvant être suivie pour la réalisation de réévaluations de sûreté¹¹⁵ pour les réacteurs de recherche à la lumière des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. L'objectif de cette démarche, qui a fait l'objet d'un rapport final¹¹⁶ en mars 2014, était d'assurer une cohérence des différentes approches envisagées par les différents pays, pour servir de base aux réévaluations de sûreté encore à venir. Quelques-uns des principes formulés dans ce rapport de l'AIEA sont précisés ci-après.

Dans ce rapport, l'AIEA souligne expressément, en premier lieu, que si les inventaires de matières radioactives et en conséquence les risques potentiels associés aux réacteurs de recherche dans le monde sont bien plus faibles que pour les réacteurs de puissance, certains aspects militent – de façon générale – pour que soient menées des réévaluations de sûreté à la lumière des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi : « *La majorité des réacteurs de recherche dans le monde ont été conçus il y a plusieurs décades, et leurs exigences de conception ne sont pas*

115. *Safety reassessments* en anglais.

116. Rapport de l'AIEA intitulé *Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant* – Safety Reports Series No. 80 – 2014.

totalemment en accord avec la norme de sûreté No. NS-R-4. De plus, de nombreux réacteurs de recherche sont implantés près de zones habitées, et pour certains d'entre eux le confinement n'est pas adéquat. Ces aspects compliquent la gestion d'accidents qui conduiraient à des rejets radioactifs. Dans d'autres cas, les caractéristiques du site et de son voisinage peuvent avoir changé depuis la construction des réacteurs. Tous ces aspects ne sont pas nécessairement reflétés dans les analyses de sûreté pour beaucoup d'installations ». L'opportunité d'une réévaluation est à décider en fonction des risques potentiels de chaque réacteur de recherche.

En tant qu'enseignement tiré de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'AIEA attire tout particulièrement l'attention, dans le rapport précité, sur le rôle et les responsabilités des autorités de sûreté, que ce soit dans les conditions normales d'exploitation des installations ou en cas d'accident, qui doivent être clairement définis. Dans le cadre de réévaluations post-Fukushima, à mener par les exploitants, il convient que les autorités de sûreté disposent des compétences nécessaires pour les superviser et en faire l'évaluation.

L'objectif principal visé pour les réévaluations est « *d'évaluer la robustesse des dispositions de protection des réacteurs, en termes de dispositions de conception et procédures de conduite, à l'égard d'événements extrêmes, avec une attention particulière au maintien des fonctions fondamentales de sûreté* ». Il convient qu'une réévaluation comporte :

- un réexamen des bases de conception de l'installation (en tenant compte des dispositifs expérimentaux et des équipements associés), telle que décrites dans son rapport de sûreté ;
- l'étude d'événements au-delà des accidents retenus dans les bases de conception de l'installation¹¹⁷, pouvant être initiés par des événements initiateurs extrêmes, afin d'en apprécier l'impact possible sur les fonctions fondamentales de sûreté et sur l'adéquation des mesures existantes de limitations des conséquences d'accidents, dans le but d'identifier les besoins d'améliorations de sûreté à la fois aux plans technique et organisationnel.

Pour ces réévaluations, il convient de considérer l'état réel des installations telles qu'elles ont été construites et exploitées (maintenance réalisée, modifications apportées...), les conditions d'exploitation les plus défavorables autorisées, y compris en termes de configurations du cœur des réacteurs, ainsi que les dispositifs expérimentaux existants et ceux dont la mise en place est prévue.

Il convient que dans les réévaluations en question soit considérée la possibilité de survenue simultanée de plus d'un aléa externe, aussi bien que d'événements qui peuvent en découler.

Sur la base de ces réévaluations, des dispositions complémentaires de prévention ou de limitation des conséquences d'accidents sont, si nécessaire, définies et réalisées.

117. Accidents « hors dimensionnement » (*Beyond Design Basis Accidents*).

Pour les sites, la réévaluation porte notamment sur les évolutions de leurs caractéristiques depuis la construction des installations. Cela inclut les changements des populations de travailleurs sur le site et des populations avoisinantes, les modifications apportées aux installations implantées sur le site et à leurs utilisations, les modifications des voies de transport et les changements éventuels d'utilisation des terrains au voisinage des sites ainsi que les changements de l'hydrologie et de la topographie. Des accidents susceptibles de se produire simultanément dans différentes installations sont à considérer.

Par ailleurs, une réévaluation des effets possibles d'aléas extrêmes sur les conditions d'accès au site des personnels d'exploitation ou d'intervention, sur la disponibilité des organismes de secours externes et du personnel d'intervention sur le site est réalisée. En d'autres termes, il convient de s'assurer du caractère opérationnel et suffisant des dispositions prévues pour la gestion des situations d'urgence, y compris en cas d'aléa extrême affectant simultanément plusieurs installations.

Les réévaluations sont aussi l'occasion de vérifier :

- l'existence d'une chaîne de décision adéquate pour les situations d'urgence envisagées et l'existence de procédures et de moyens permettant d'assurer une communication efficace dans une telle situation ;
- la préparation des équipes d'intervention du site et d'organismes hors site à gérer efficacement une situation d'urgence affectant simultanément plusieurs installations sur un site ;
- la disponibilité d'équipements d'urgence et la réalisation de vérifications périodiques de tels équipements ;
- la disponibilité du support logistique nécessaire.

Lors d'une conférence tenue à l'AIEA au mois de novembre 2015, divers exploitants de réacteurs de recherche (on peut citer par exemple ceux du réacteur IRR1¹¹⁸ en Israël, du réacteur SAFARI-1 en Afrique du Sud) ont présenté le plan d'actions qu'ils ont proposé à leur autorité de sûreté respective suite aux réévaluations menées dans l'esprit du rapport de l'AIEA évoqué ci-dessus ou des recommandations de l'ENSREG (*European Nuclear Safety Regulators Group*¹¹⁹) pour les *stress tests*.

De façon générale et à titre d'illustration, les réévaluations ont conduit, par la mise en place de nouveaux matériels et équipements résistant aux séismes associés aux sites avec des marges de sûreté ou par la modification d'équipements existants en vue d'améliorer cette résistance, à des propositions d'amélioration de la sûreté des réacteurs telles que :

- détection sismique reliée au système de protection du réacteur, entraînant l'arrêt automatique de celui-ci en cas de séisme ;

118. *Israël Research Reactor-1*.

119. Groupe consultatif d'experts indépendants, de la Commission européenne.

- système supplémentaire d'arrêt de la réaction en chaîne (injection de poison neutronique soluble...);
- alimentation électrique d'ultime secours en plus des alimentations électriques existantes (groupe électrogène mobile ou batteries de secours), ajout de prises externes facilement accessibles ;
- moyens supplémentaires pour le refroidissement de secours, raccords pompiers, systèmes d'aspersion du cœur en eau ;
- renforcement de l'enceinte de confinement pour améliorer sa tenue aux aléas naturels externes ;
- améliorations des systèmes de ventilation de secours et de leurs dispositifs de filtration ;
- renforcement des moyens prévus pour une gestion efficace des situations d'urgence, création de salles de repli externes avec report d'informations nécessaires au suivi des installations...

Il est à noter que la plupart de ces dispositions étaient déjà mises en place en France dans des réacteurs de recherche, à l'occasion notamment de réexamens de sûreté, ou ont été renforcées ou complétées dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté menées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (ce sujet fait l'objet du paragraphe 10.2).

D'autres propositions d'améliorations résultant des réévaluations concernent notamment la culture de sûreté, les aspects organisationnels, les programmes de formation et de qualification du personnel d'exploitation.

Ces propositions d'améliorations font l'objet de calendriers de mise en œuvre.

En conclusion, les *stress tests* ou réévaluations de sûreté effectués pour les réacteurs de recherche à la lumière des leçons tirées de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi vont contribuer à l'amélioration de la défense en profondeur, y compris pour la gestion des situations d'urgence. Des revues par les pairs des résultats de ces travaux ont été conduites sous l'égide de l'AIEA, à l'occasion de diverses réunions techniques.