

Chapitre 36

L'accident des réacteurs de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi et les enseignements tirés en France

Le 11 mars 2011, un séisme de forte magnitude (niveau 9) est survenu à 80 km à l'est de l'île de Honshu au Japon; il a été suivi d'un tsunami. Ces phénomènes ont gravement affecté le territoire japonais dans la région de Tohoku, avec des conséquences majeures pour les populations⁹³³, l'environnement terrestre et marin, ainsi que les infrastructures.

L'une de ces conséquences majeures va marquer la sûreté nucléaire pour de nombreuses années: ces événements naturels ont en effet dévasté le site de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi et ont été à l'origine de la fusion du cœur de trois réacteurs nucléaires ainsi que de pertes prolongées de refroidissement de piscines d'entreposage de combustibles usés. Des explosions sont survenues également dans des bâtiments de réacteurs. De très importants rejets radioactifs dans l'environnement ont eu lieu. L'accident a été classé au niveau 7 de l'échelle INES.

36.1. Les réacteurs de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

Le site de Fukushima Daiichi est situé en bord de mer, à 250 km au nord-est de Tokyo. En 2011, il comprenait six réacteurs électronucléaires à eau bouillante (REB)

933. Plus de 20 000 morts ou disparus du fait du tsunami, principalement des trois préfectures de Miyagi, d'Iwate et de Fukushima.

d'une puissance de 460 à 1 100 MWe, mis en service entre 1971 et 1979 et exploités par le producteur d'électricité TEPCO (Tokyo Electric Power Company) (voir la figure 36.1).



Figure 36.1. Le site et les réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi. Source « L'analyse de l'IRSN du déroulement de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ». Jean-Yves Pipaud/Patrick Barra/Epsim/Médiathèque IRSN.

36.1.1. Fonctionnement général d'un réacteur à eau bouillante

Les réacteurs à eau bouillante (REB) (voir la figure 36.2) se distinguent des réacteurs à eau sous pression (REP) par le fait que l'eau se vaporise lors de sa traversée dans le cœur du réacteur et que la vapeur ainsi produite est envoyée directement dans la turbine, sans circuit intermédiaire. La vapeur condensée après son passage dans la turbine est renvoyée dans le cœur. La cuve est à une pression d'environ 70 bars et la vapeur à une température d'environ 300 °C.

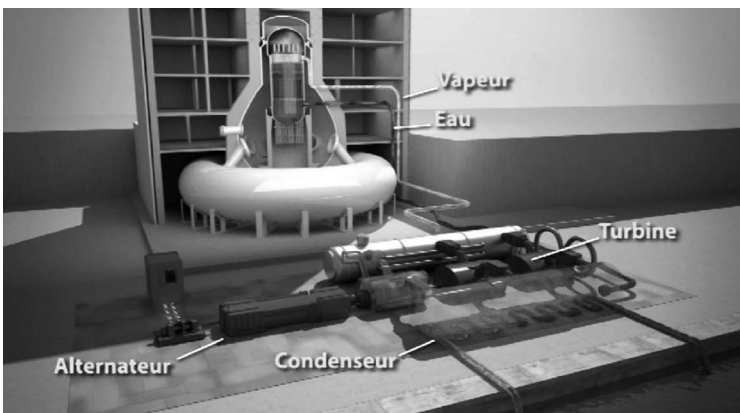


Figure 36.2. Schéma général d'un réacteur à eau bouillante (REB) (de type Mark I). Source « L'analyse de l'IRSN du déroulement de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ». Jean-Yves Pipaud/Patrick Barra/Epsim/Médiathèque IRSN.

36.1.2. L'enceinte de confinement

L'enceinte de confinement d'un réacteur à eau bouillante est très différente de celles des réacteurs à eau sous pression. De plus, il en existe différents modèles. Les enceintes de confinement des réacteurs n° 1 à n° 5 de la centrale de Fukushima Daiichi sont de type Mark I⁹³⁴ (figure 36.3); elles comportent:

- une chambre « sèche » en acier en forme d'ampoule (*drywell*), qui abrite la cuve du réacteur; le *drywell* est rempli d'un gaz inerte (azote);
- une chambre de condensation en forme de tore et en acier (*wetwell*), qui constitue la partie basse de l'enceinte; le *wetwell* contient de l'eau sur environ la moitié de sa hauteur, ce qui forme une « piscine de suppression de pression » (*suppression pool*) et sa surface libre est surmontée d'une atmosphère d'azote.

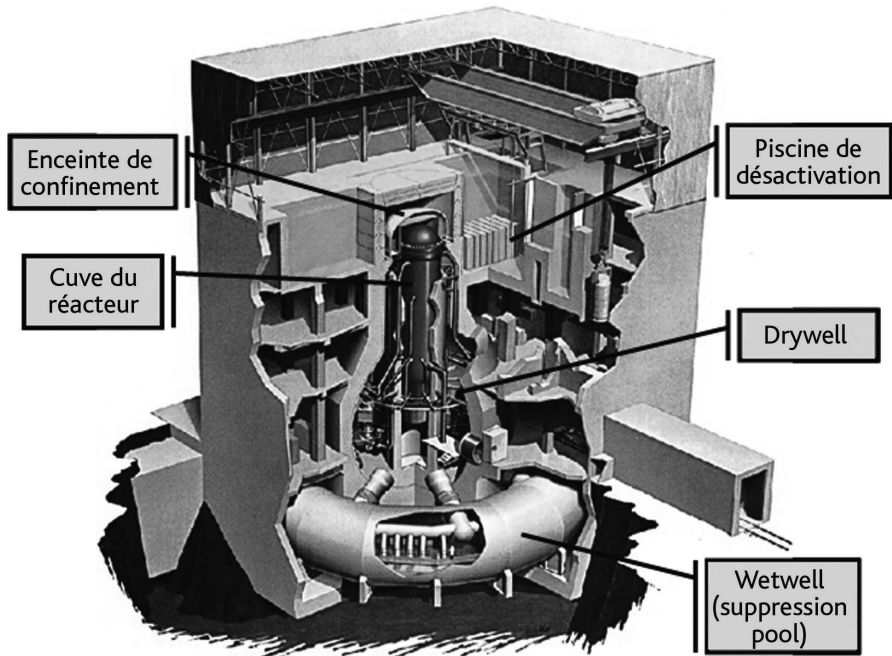


Figure 36.3. Enceinte de confinement d'un réacteur à eau bouillante – Modèle Mark I. Courtesy the U.S.Nuclear Regulatory Commission.

934. Le réacteur n° 6, non endommagé, est de type Mark II : la chambre sèche, de forme tronconique, est en béton revêtu d'acier dans sa partie courante et se prolonge par une chambre de condensation, de forme cylindrique, en béton revêtu d'acier.

Le *wetwell* a deux fonctions essentielles :

- en cas de rupture d'une tuyauterie qui provoquerait une augmentation de pression dans le *drywell* du fait du mélange d'eau liquide et de vapeur d'eau qui se dégagerait, ce mélange serait dirigé vers la piscine de suppression de pression où il se condenserait par barbotage par les conduits qui relient les deux chambres, ce qui limiterait l'augmentation de pression dans l'enceinte de confinement ;
- en cas de besoin de limiter la pression dans la cuve du réacteur, le *wetwell* permet d'évacuer l'eau qu'elle contient grâce à une tuyauterie la reliant à la piscine de suppression de pression.

Dans les deux cas, il est nécessaire de refroidir la piscine de suppression de pression : c'est l'un des rôles du système d'évacuation de la puissance résiduelle (*Residual Heat Removal System* – RHR).

Si la pression dans l'enceinte devient trop élevée, des rejets vers l'extérieur peuvent être réalisés par des lignes équipées de vannes et connectées au *wetwell* ou au *drywell*.

L'enceinte de confinement est contenue dans une structure en béton, le bâtiment du réacteur. Ce dernier ne constitue donc pas lui-même l'enceinte de confinement d'un réacteur à eau bouillante, contrairement au cas des réacteurs à eau sous pression.

Le bâtiment du réacteur abrite également la piscine d'entreposage des combustibles usés (piscine de désactivation), située en partie haute.

36.1.3. Les systèmes de refroidissement de secours

Les systèmes de refroidissement de secours sont différents pour les différents réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi (figure 36.4). Ce qui suit concerne les trois réacteurs qui ont connu une fusion de cœur lors de l'accident.

► Réacteurs n° 2 et n° 3 : le RCIC (*Reactor Core Isolation Cooling system*) et le HPCI (*High Pressure Coolant Injection system*)

Le RCIC est conçu pour évacuer la puissance résiduelle du cœur. Une turbopompe permet d'alimenter le cœur en eau à partir du réservoir tampon du condenseur (*condensate storage tank*) ou, lorsque ce réservoir est vide, depuis le tore. C'est la vapeur d'eau produite dans la cuve qui fait fonctionner la turbine, laquelle actionne la pompe.

Le HPCI est un système semblable au RCIC, mais il délivre un débit d'eau très supérieur. Il est conçu pour compenser les pertes d'eau en cas de fuite de circuits reliés à la cuve.

► Réacteur n° 1 : l'IC (*Isolation Condenser*) et le HPCI

Le réacteur n° 1, qui est le plus ancien, ne comporte pas de RCIC. Il est équipé, en plus du HPCI, d'un système sans pompe ni turbine appelé IC. Ce système comporte deux voies redondantes, avec chacune un échangeur de chaleur, qui fonctionnent en

convection naturelle. La vapeur d'eau sortant du cœur monte naturellement dans les tuyauteries de l'IC, qui traversent un réservoir d'eau de grande capacité où la vapeur d'eau se condense; l'eau condensée retourne par gravité dans la cuve du réacteur. L'eau qui s'évapore du réservoir est envoyée à l'atmosphère à l'extérieur du bâtiment du réacteur. Le remplissage du réservoir peut être réalisé à partir d'un camion-citerne.

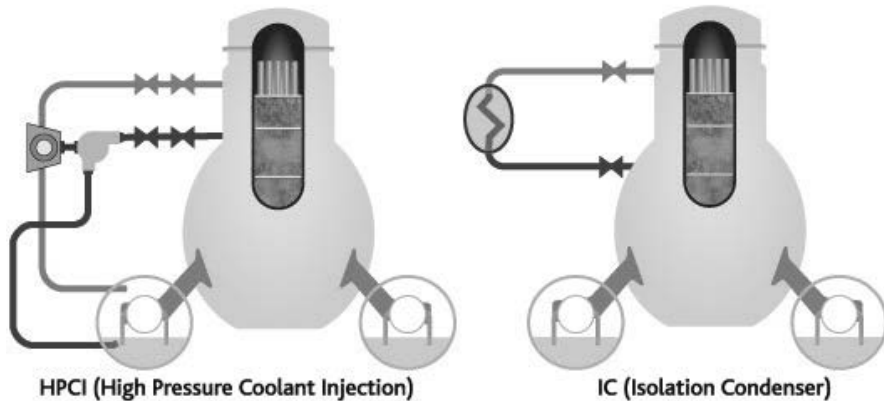
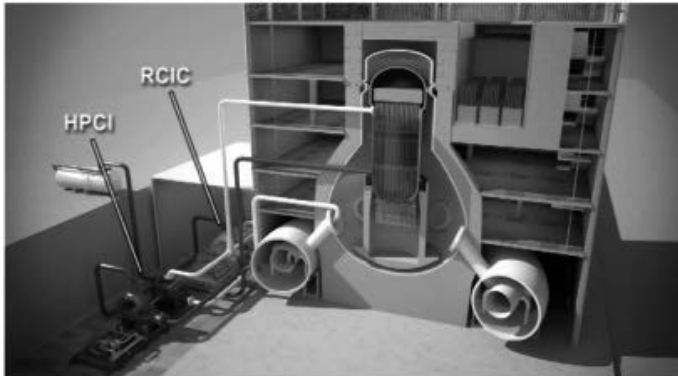


Figure 36.4. Schémas de principe du RCIC, du HPCI et de l'IC. Source « L'analyse de l'IRSN du déroulement de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ». Jean-Yves Pipaud/Patrick Barra/Epsim/Médiathèque IRSN.

Qu'il s'agisse de l'IC, du RCIC ou du HPCI, les systèmes de refroidissement de secours permettent de maintenir le niveau d'eau liquide adéquat dans le réacteur. Il existe d'autres systèmes de refroidissement qui ne sont pas décrits ici car ils n'ont pas pu fonctionner lors de l'accident.

36.2. Déroulement de l'accident

Le 11 mars 2011, les réacteurs n° 1, n° 2 et n° 3 étaient en fonctionnement à pleine puissance; le cœur du réacteur n° 4 était déchargé dans la piscine de désactivation; les réacteurs n° 5 et n° 6 étaient à l'arrêt.

À 14 h 46, heure locale, le Japon est frappé par un séisme de magnitude 9 qui provoque une perte totale des alimentations électriques externes du site de Fukushima Daiichi. Les réacteurs n° 1, n° 2 et n° 3 s'arrêtent automatiquement par insertion des grappes absorbantes dans le cœur. Les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle démarrent, leur alimentation électrique étant alors assurée par les groupes électrogènes de secours.

Moins d'une heure après le séisme, un tsunami survient: les installations du site sont submergées par des vagues successives. La plus dévastatrice, d'une hauteur de 14 à 15 mètres au-dessus du niveau zéro marin, est enregistrée à 15 h 42. Cette hauteur est supérieure de près de dix mètres à celle de la digue de protection du site (figure 36.5).

Les stations de pompage des six réacteurs, dont la plateforme est située à quatre mètres au-dessus du niveau moyen de la mer, sont fortement endommagées et les pompes de refroidissement des installations de la centrale sont noyées, privant ainsi les réacteurs et leurs piscines de désactivation de leurs sources normales de refroidissement. L'eau pénètre ensuite dans les bâtiments des îlots nucléaires (plateforme située à dix mètres), entraînant la perte des groupes électrogènes de secours et des tableaux électriques.

Seul le groupe électrogène du réacteur n° 6 refroidi à l'air a pu être utilisé durablement, en alternance pour le réacteur n° 5 et pour le réacteur n° 6. Tous les autres réacteurs du site se sont retrouvés à la fois dans une situation de perte totale des sources électriques et de perte totale de la source froide.

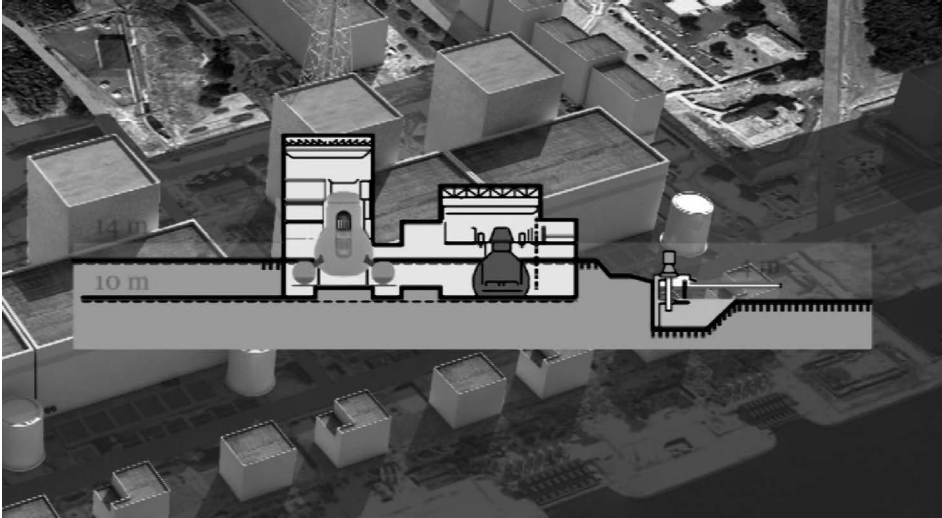


Figure 36.5. Représentation schématique de l'inondation par le tsunami. Source « L'analyse de l'IRSN du déroulement de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ». Jean-Yves Pipaud/Patrick Barra/Epsim/Médiathèque IRSN.

Les batteries du réacteur n° 3 sont toutefois restées opérationnelles après le tsunami. En revanche, les salles de commande des réacteurs n° 1 et n° 2 se sont

trouvées privées d'éclairage; la perte de leurs batteries a également entraîné la perte d'indications précieuses sur l'état des installations, en particulier l'état de fonctionnement de certains systèmes.

Enfin, la perte des sources électriques a conduit à la perte d'un grand nombre des moyens de télécommunication prévus pour l'information des équipes de crise.

Ci-après sont précisés les événements marquants qui, du point de vue fonctionnel, ont marqué l'évolution de la situation pour chacun des réacteurs n° 1 à n° 4. Il faut garder ici à l'esprit les conditions extrêmes dans lesquelles les actions des opérateurs et intervenants ont dû être réalisées. Outre la perte des moyens d'information et de télécommunication, l'absence de préparation à une telle situation, donc de procédures écrites et d'organisation définies en amont, le besoin de rechercher des matériels ailleurs, ont conduit les équipes à être systématiquement débordées par les événements. Le dévouement et le sens professionnel des équipes, leur implication, cela malgré les répliques du séisme, la menace de nouveaux tsunamis et la hausse des niveaux d'irradiation, n'ont pas pu compenser le faible niveau de préparation face à la complexité d'un accident d'une telle ampleur, complexité accrue par la multiplicité des installations affectées, les réacteurs et les piscines de plusieurs tranches. Il en a résulté des difficultés – et parfois des erreurs – dans le choix des priorités.

La figure 36.6 ci-dessous résume la situation technique des réacteurs au cours du temps. Le vert correspond au refroidissement des cœurs par les systèmes de secours prévus à la conception, le rouge à une perte du refroidissement, le bleu clair à l'injection d'eau douce, le bleu foncé à l'injection d'eau de mer. Ev signifie « évènement » et H₂ explosion d'hydrogène.

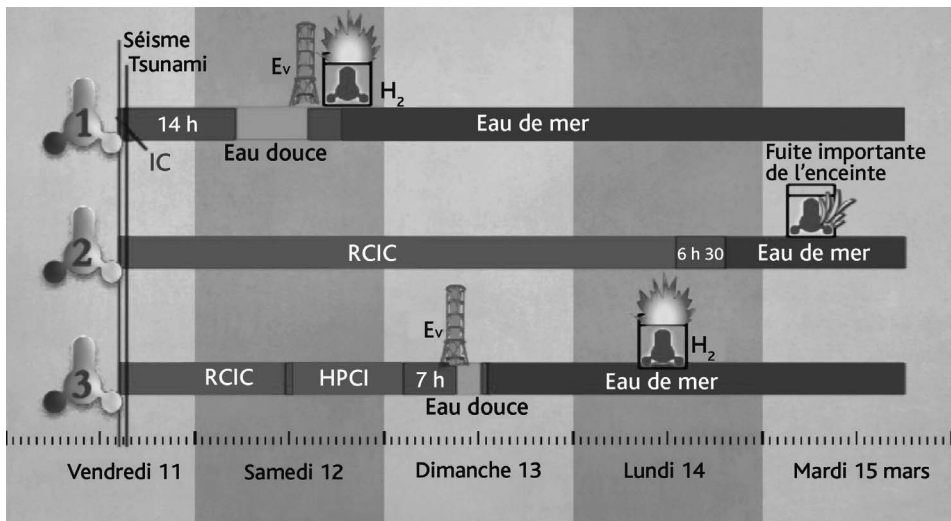


Figure 36.6. Évolution de la situation des réacteurs n° 1, n° 2 et n° 3. Source « L'analyse de l'IRSN du déroulement de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ». Jean-Yves Pipaud/Patrick Barra/Epsim/Médiathèque IRSN.

► Réacteur n° 1

À la suite du séisme, l'IC démarre automatiquement sur un signal de pression élevée dans le circuit primaire. Pour maintenir la pression entre 60 et 70 bars et respecter le gradient de refroidissement maximum autorisé par les procédures de conduite, les opérateurs pilotent manuellement l'IC en ouvrant et en fermant les vannes. Mais, après le tsunami, les opérateurs ne disposent plus d'information relative à la position des vannes de l'IC. Le comportement de ces vannes en cas de perte des alimentations électriques est en outre complexe et les opérateurs n'ont qu'une expérience limitée de leur fonctionnement : au final, l'IC n'est plus en service après le tsunami sans que personne ne le sache.

Le retour de l'éclairage de voyants vers 18 h, probablement parce qu'une batterie a séché, indique que certaines vannes de l'IC sont fermées et en empêchent le fonctionnement. Les opérateurs les ouvrent à 18 h 18 puis les referment à 18 h 25 par crainte d'une fuite d'une tuyauterie de l'IC. À 21 h 19, la mesure du niveau d'eau dans le réacteur n° 1 est récupérée grâce à des batteries retirées de véhicules et connectées à l'arrière du panneau de contrôle ; elle indique que le niveau libre de l'eau est 200 mm au-dessus du haut des assemblages combustibles. Cette mesure, réalisée alors que le cœur du réacteur est fortement dégradé, est en fait erronée, comme l'a montré la courbe recalculée après l'accident ; mais cette indication n'est pas remise en question.

À la fin de la journée, un membre de l'équipe de quart enregistre sur son dosimètre 800 μSv en dix secondes devant la porte d'entrée du bâtiment du réacteur et une sonde de pression dans le *drywell* connectée à un petit générateur électrique indique une valeur de 6 bars, bien supérieure à la pression de dimensionnement de cette enceinte. Ces constats mettent en lumière l'erreur d'appréciation de la situation du réacteur n° 1.

Jusqu'à ce moment, plus de huit heures après la survenue du tsunami, c'est la tranche n° 2 qui préoccupe le plus les membres de la cellule de crise, car ils supposent que ses systèmes de refroidissement sont défectueux tandis que, faute d'informations, ils pensent, à tort, que l'IC du réacteur n° 1 fonctionne. Le 11 mars s'achève et le cœur du réacteur n° 1 n'est toujours pas refroidi ; il a de toute façon fondu depuis plusieurs heures.

Pourtant, dès 17 h le 11 mars, une réflexion sur l'utilisation de sources d'alimentation en eau à partir de moyens de lutte contre l'incendie est engagée dans la mesure où le niveau d'eau dans la cuve reste inconnu et que des interrogations existent quand même sur le bon fonctionnement de l'IC du réacteur n° 1. L'acheminement de tels moyens nécessite cependant du temps et il faut de toute façon dépressuriser le circuit primaire pour y injecter de l'eau. Finalement, le 12 mars au matin, les opérateurs constatent que la pression du réacteur n° 1 a chuté sans que la raison en soit clairement identifiée. Cette dépressurisation permet de commencer l'injection d'eau douce à l'aide de la pompe d'un camion de pompiers en utilisant l'eau de réservoirs disponibles sur le site. Plus tard, dans l'après-midi du 12 mars, à 14 h 53, les ressources d'eau douce disponibles sont épuisées. L'injection d'eau de mer à partir d'une fosse noyée lors du tsunami est alors décidée. Environ une demi-heure plus tard, alors que la ligne de tuyauteries nécessaire est quasiment prête, une explosion, sans doute due à de l'hydrogène, souffle la structure supérieure du bâtiment du réacteur. Il est nécessaire de réparer la ligne endommagée à la

suite de cet événement. L'injection d'eau de mer débute à partir de 19 h 04. À 20 h 45, de l'acide borique est ajouté à l'eau de mer afin d'écartier le risque de criticité.

Comme cela a été indiqué plus haut, la pression dans le *drywell* a dépassé sa pression de dimensionnement. Un ordre d'éventage du confinement est donné le 12 mars à 0 h 06, 16 minutes après l'obtention de cette information. Mais les difficultés rencontrées sont nombreuses (pas de source électrique, ce qui rend nécessaire l'utilisation de moyens provisoires dont la définition suppose la recherche de documents techniques, conditions d'accès dans les locaux...) et l'éventage n'a lieu que vers 14 h 30. Compte tenu du délai qui s'est écoulé jusqu'à la mise en œuvre de l'éventage, des fuites ont pu se produire au niveau du couvercle de l'enceinte du fait de la pression constatée, ce qui expliquerait la présence d'hydrogène dans le bâtiment du réacteur et l'explosion mentionnée ci-dessus, survenue à 15 h 36.

Le refroidissement du cœur n'est pas la seule préoccupation de la cellule de crise qui avait également constaté, lors de la première mesure de pression effectuée depuis la perte des sources électriques, que la pression dans le *drywell* avait dépassé sa pression de dimensionnement. Il est nécessaire de préserver l'enceinte de confinement, et un ordre d'éventage du confinement est donné, comme cela a été indiqué ci-dessus, le 12 mars à 0 h 06, 16 minutes après ce constat.

► Réacteur n° 2

Après le séisme, l'équipe de quart démarre manuellement le RCIC du réacteur n° 2, comme les procédures le leur demandent. Le niveau d'eau monte alors dans la cuve, provoquant l'arrêt automatique du RCIC juste après son démarrage. Neuf minutes plus tard, l'équipe de quart le redémarre manuellement. Le RCIC va ainsi faire l'objet de plusieurs cycles de démarrage et d'arrêt jusqu'à l'arrivée du tsunami sur le site, puis va fonctionner pendant trois jours environ, en puisant de l'eau dans le réservoir tampon du condenseur, puis dans le *wetwell* lorsque ce réservoir est vide. Pourtant, faute d'information, les opérateurs vont dans un premier temps douter de son bon fonctionnement avant de le constater en local le 12 mars. C'est ainsi que la priorité est d'abord donnée à la gestion du réacteur n° 2.

Dès le 13 mars à 12 h, il n'y a plus d'eau douce disponible et l'ordre est donné de préparer l'injection d'eau de mer pour le cas où le RCIC s'arrêterait. Le 13 mars, dans l'après-midi, la ligne d'injection est préparée et des batteries sont disponibles pour ouvrir les soupapes permettant de dépressuriser le circuit primaire. Mais il apparaît alors nécessaire de prévoir la réalimentation de la fosse dédiée à cette injection, qui sert déjà à alimenter les réacteurs n° 1 et n° 3. La réalimentation n'est finalement disponible que le 14 mars au matin. À 11 h 01, une explosion a lieu dans le bâtiment du réacteur n° 3, entraînant la chute de gravats et de débris dans la fosse; les pompes et les tuyaux d'incendie sont endommagés. Le RCIC tombe alors en panne vers 13 h 25 et les moyens d'injection n'ont pas encore pu être réparés. Le HPCI n'étant pas non plus disponible, le cœur n'est plus refroidi. Même si la ligne d'injection est réparée dans l'après-midi, l'ouverture des soupapes de dépressurisation du circuit primaire est un préalable qui ne sera réalisé qu'à 19 h 03. Entretemps, une pompe d'incendie tombe en panne d'essence.

L'injection d'eau de mer ne débute effectivement que vers 20 h. Le réacteur est donc resté sans refroidissement pendant environ 6 heures et 30 minutes alors que, le 14 mars entre 16 h 30 et 17 h 30, le niveau d'eau avait atteint le haut du combustible et que, environ deux heures plus tard, le combustible avait fondu.

► Réacteur n° 3

Après le séisme, l'équipe de quart du réacteur n° 3 enclenche manuellement le RCIC, comme sur le réacteur n° 2. Le 12 mars, à 11 h 36, le RCIC du réacteur n° 3 s'arrête. L'équipe de quart tente de le redémarrer et se rend pour cela en local, au premier sous-sol du bâtiment du réacteur. Elle n'y parvient pas.

Toutefois, le HPCI de ce réacteur est resté disponible et démarre automatiquement à 12 h 35 sur un signal de niveau d'eau bas dans le cœur du réacteur. L'équipe de quart pilote ensuite le HPCI par rapport à ce niveau d'eau, en contrôlant le débit de vapeur de sa turbine. Mais, à 20 h 36, l'information de niveau devient indisponible, car la batterie qui alimente le dispositif de mesure en courant continu est faible. L'équipe de quart pense alors que l'injection d'eau par les pompes d'incendie sera plus stable. Le 13 mars, à 2 h 42, elle décide d'arrêter manuellement le HPCI. Mais l'injection d'eau dans le réacteur par la pompe d'incendie se révèle impossible, la pression de refoulement de la pompe est inférieure à la pression dans la cuve et personne ne parvient à ouvrir les soupapes faute de sources électriques. Le cœur du réacteur n° 3 n'est donc plus refroidi.

La cellule de crise demande alors de préparer l'injection d'eau par les camions de pompiers et de trouver des batteries pour ouvrir les soupapes du circuit primaire. Ce n'est que le 13 mars à 9 h 08 que ces soupapes sont ouvertes. La pression dans le cœur du réacteur chute enfin à une pression inférieure à la pression de refoulement de la pompe d'injection. L'injection d'eau de mer peut alors débiter à 9 h 25. Le cœur du réacteur n° 3 est resté sans refroidissement pendant environ sept heures (de 2 h 42 à 9 h 25).

L'éventage de l'enceinte de confinement du réacteur n° 3 a été assez tôt l'une des préoccupations de la cellule de crise. L'ordre de préparer une ligne d'éventage est ainsi donné pour le réacteur n° 3 le 12 mars à 17 h 30, en même temps que pour le réacteur n° 2, en espérant que cet éventage puisse se faire à des niveaux d'irradiation encore relativement faibles. Les opérateurs rencontrent toutefois les mêmes difficultés que pour les autres réacteurs pour ouvrir les vannes et les garder ouvertes. Le 13 mars, à 8 h 41, les opérateurs réussissent à ouvrir la ligne d'éventage, qu'il est prévu de maintenir ouverte pendant les jours suivants pour stabiliser la pression dans l'enceinte, mais des fermetures intempestives interviennent. Le 14 mars, à 11 h 01, une explosion a lieu dans le bâtiment du réacteur, affectant significativement sa structure.

► Piscines

La perte totale des sources électriques et de la source froide affecte également les piscines d'entreposage des combustibles usés et conduit à une augmentation de la température de leur eau du fait de la puissance résiduelle des combustibles entreposés. La cinétique d'augmentation de température est fonction du nombre et de l'âge des combustibles entreposés; la plus importante est celle de la piscine du réacteur n° 4,

qui contient l'équivalent de trois cœurs, dont un récemment déchargé du réacteur, dégageant une puissance estimée à 2,3 MW.

Sous réserve du maintien de l'intégrité des piscines et des tuyauteries connectées, un délai de plusieurs jours était disponible avant le début de découvrément des combustibles présents dans les racks d'entreposage. De plus, un appoint d'eau dans les piscines a pu être assuré, d'abord en procédant à des largages d'eau de mer par hélicoptère pour la piscine du réacteur n° 3 – il est rappelé que les piscines sont en partie haute des bâtiments des réacteurs et que la superstructure du réacteur n° 3 a été détruite par une explosion –, puis par pulvérisation d'eau douce par des camions-citernes pour les piscines des réacteurs n° 3 et n° 4.

Le point le plus difficile a sans doute été l'appréciation de l'impact des explosions sur les piscines d'entreposage, qui pouvaient laisser craindre une perte d'étanchéité significative de piscines et un dénoyage de combustibles, ce qui aurait fortement aggravé la situation.

En particulier, le 15 mars, vers 6 h, le bâtiment du réacteur n° 4 a été affecté par une explosion due à des gaz provenant du bâtiment du réacteur n° 3 par une tuyauterie de ventilation commune.

Malgré les explosions et la perte de refroidissement, les combustibles entreposés dans les piscines n'ont pas subi de dégradation notable, mais nombre de gravats et de débris, parfois très volumineux, sont tombés dans les piscines des réacteurs n° 1, n° 3 et n° 4.

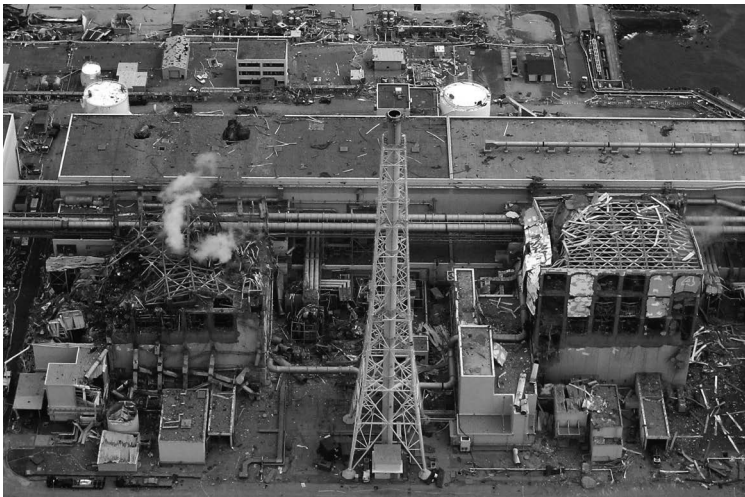


Figure 36.7. Photographie montrant les superstructures détruites de réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi après les explosions. HO/AIR PHOTO SERVICE/AFP.

Une piscine centralisée est également implantée sur le site de Fukushima Daiichi. Elle a notamment vocation à entreposer les assemblages combustibles des différents réacteurs lorsque leur puissance résiduelle a suffisamment décréu. Ainsi, malgré les 6 375 assemblages qu'elle contenait, la puissance dégagée dans cette piscine était

de l'ordre du MW. Lors du tsunami, ses moyens de refroidissement ont également été perdus et ses sous-sols noyés, mais cette piscine centralisée n'a pas subi d'endommagement notable lors de l'accident.

36.3. Les rejets⁹³⁵

36.3.1. Les rejets radioactifs dans l'air, les dépôts rémanents de césium et la contamination des denrées alimentaires

36.3.1.1. Rejets radioactifs

Une quinzaine d'épisodes de rejets discontinus⁹³⁶ ont eu lieu au cours des 12 à 13 jours qui ont suivi l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, en lien notamment avec les opérations concertées de dégazage.

Les principaux radionucléides émis ont été les gaz rares et les radionucléides à vie courte (principalement l'iode 131), ainsi que de césiums, notamment les césiums 134 et 137, de périodes radioactives plus longues (2 et 30 ans respectivement).

L'activité des rejets de gaz rares a été estimée à plusieurs milliers de PBq (10^{15} Bq). L'activité totale de l'iode 131 rejetée dans l'air a été estimée à des valeurs comprises entre 90 PBq et 500 PBq. L'activité des rejets en césiums est estimée entre 10 PBq et 80 PBq, avec une contribution égale des césiums 134 et 137.

Dans le cas de l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl, le réacteur ayant explosé, du combustible a été dispersé et du plutonium et du strontium 90 ont été trouvés en quantités importantes dans l'environnement. En revanche, dans le cas de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, il n'a été trouvé que des traces de ces radionucléides dans l'environnement.

Compte tenu de la dispersion atmosphérique, les retombées de l'accident de la centrale nucléaire Fukushima Daiichi se sont faites principalement sur l'océan Pacifique et assez peu sur les terres (elles n'ont concerné que quelques régions de la préfecture de Fukushima).

36.3.1.2. Dépôts rémanents de césium

Les dépôts radioactifs consécutifs à l'accident de la centrale nucléaire Fukushima Daiichi et notamment ceux d'iode 131 et de césiums 134 et 137 ont été conditionnés par la météorologie à l'échelle locale. Les dépôts les plus importants, qui constituent une « trace nord-ouest » de 80 km d'extension, ont eu lieu principalement dans la nuit du 15 au 16 mars 2011 alors que les vents amenaient les masses d'air contaminées vers les terres situées au nord-ouest de la centrale, et qu'un front pluvieux se déplaçait en sens inverse.

935. Pour plus de précisions, le lecteur pourra consulter l'article des Techniques de l'ingénieur intitulé « L'accident de la centrale nucléaire japonaise de Fukushima Daiichi », de E. Wattelle et Ph. Renaud, BN3837 V1, juillet 2019.

936. Lors de l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl, les rejets avaient été émis de façon continue pendant une dizaine de jours (paragraphe 34.5).

L'activité surfacique de césium ^{137}Cs sur les sols a atteint jusqu'à trois millions de becquerels par mètre carré⁹³⁷.

En termes d'étendue des zones concernées, des dépôts rémanents de césium ont été mis en évidence jusqu'à 250 kilomètres de la centrale de Fukushima Daiichi.

Comme dans le cas de l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl, des dépôts radioactifs en « taches de léopard » ont été constatés (voir la figure 36.8). Les activités surfaciques déposées sont sensiblement proportionnelles aux hauteurs des précipitations (pluies principalement) survenues lors du passage du panache radioactif.

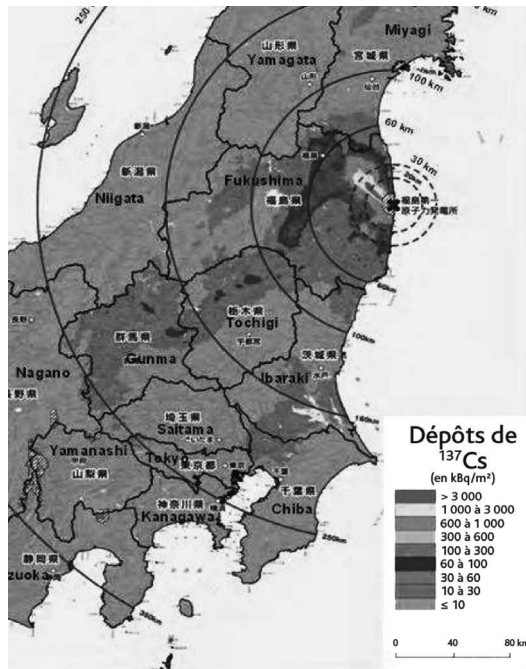


Figure 36.8. Carte des dépôts rémanents de césium 137 résultant de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (source MEXT).

36.3.1.3. Contamination des denrées alimentaires

Plusieurs constatations identiques ont été faites après les deux accidents des centrales nucléaires de Tchernobyl et de Fukushima Daiichi, concernant la contamination des denrées alimentaires :

- 937. Il est à noter que, dans le cas de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, le rapport des activités des césiums 134 et 137 déposés a été proche de 1.
- 938. Dans le cas de l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl, des contaminations surfaciques de 20 millions de becquerels par m² avaient été relevées dans les zones les plus contaminées.

- les denrées les plus sensibles aux retombées radioactives ont été les légumes-feuilles, le lait (car les vaches ont brouté de l'herbe contaminée) et, de ce fait, la viande;
- les niveaux de contamination les plus élevés dans les légumes-feuilles et dans le lait ont été observés immédiatement après les dépôts et ont nettement diminué dans les semaines suivantes.

Les activités massiques d'iode 131 et de césiums dans l'herbe et les légumes-feuilles produits sur les localités de Kawamata et d'Iitate avant leur évacuation en mai et juin 2011 ont été très importantes (quelques dizaines de MBq par kilogramme de produit frais à mi-mars), mais ces activités massiques ont fortement diminué dans les jours qui ont suivi: d'un facteur 100 à 1 000 en trois mois pour les césiums et en un mois pour l'iode 131.

Ainsi, la contamination par des iodes radioactifs des épinards cultivés dans la préfecture de Fukushima est passée, après moins d'un mois, sous le seuil de commercialisation qui était alors de 2 000 Bq/kg. Deux facteurs expliquent ce constat: d'une part la décroissance des iodes (la période radioactive de l'iode 131 est de huit jours), d'autre part la croissance naturelle des plantes qui grandissent et « diluent » de ce fait la radioactivité.

Il existe de fortes différences entre les conséquences des deux accidents de Tchernobyl et de Fukushima Daiichi sur la contamination des grandes cultures. L'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl s'est produit au printemps, alors que la végétation était déjà très développée; les plantes occupaient des surfaces importantes et ont donc fortement « capté » les radionucléides, entraînant une contamination importante des denrées alimentaires. De plus, le bétail était en pâture à l'extérieur des granges et il a donc ingéré les radionucléides déposés.

L'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi s'est produit en hiver (mois de mars), alors que la végétation était peu développée. L'interception des dépôts radioactifs par le feuillage des plantes et le transfert des radionucléides vers les parties consommées (fruits, grains, racines...) ont été faibles. De plus, les pratiques d'élevage (vaches à l'intérieur de bâtiments, nourries avec du fourrage le plus souvent importé de l'étranger) ont contribué à limiter la contamination des denrées.

Les autorités japonaises ont fait effectuer (et continuent de faire effectuer) un nombre très important d'analyses dans l'ensemble des zones surveillées (quelques centaines de milliers par an en incluant les denrées de toutes origines, naturelles ou issues de l'industrie agroalimentaire); les résultats des analyses sont publiés par le ministère japonais en charge de la santé. Pour les raisons invoquées précédemment, la très grande majorité des denrées agricoles et d'élevage produites au Japon, y compris dans la préfecture de Fukushima, ont présenté dès 2011 des activités massiques d'iode et de césiums inférieures aux niveaux maximaux admissibles (NMA)⁹³⁹, qui ont continué à diminuer au cours des années suivantes.

939. Il s'agit de seuils pour la commercialisation des denrées, fixés par le gouvernement japonais.

Jusqu'en avril 2012, les autorités japonaises ont retenu les niveaux maximaux admissibles (NMA) fixés dans les règlements Euratom n° 3954/87, n° 2218/89 et n° 944/89, qui visent à ce que la dose par ingestion de denrées n'excède pas 1 mSv/an. L'hypothèse principale qui sous-tend les valeurs fixées est que 10 % seulement des denrées consommées par une personne proviennent de territoires contaminés. Compte tenu du fait que les habitants de régions contaminées pouvaient en fait consommer 50 % de denrées d'origine locale, les autorités japonaises ont fixé, à partir d'avril 2012, des limites plus restrictives pour les césiums; ainsi, pour les légumes-feuilles, le seuil de commercialisation est passé de 1 250 Bq/kg (frais) à 100 Bq/kg (frais).

Il est à noter que, comme après l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl, l'activité massique de césium dans les produits forestiers (gibiers, baies, champignons et plantes sauvages) diminue très peu au fil des années; en 2019, elles dépassent encore souvent la NMA japonaise pour le césium (100 Bq/kg frais).

36.3.2. Les rejets radioactifs dans l'océan Pacifique

La centrale de Fukushima Daiichi est implantée sur la côte est de l'océan Pacifique, à proximité d'une zone d'interaction de deux courants (figure 36.9), ce qui entraîne des effets giratoires variables. Ces effets sont déterminants pour la dispersion de la pollution radioactive à moyen et long termes.

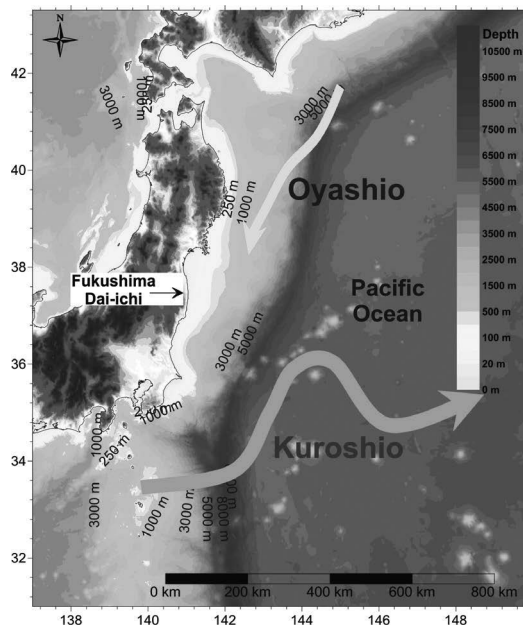


Figure 36.9. Les deux courants marins de la côte est du Japon au droit de la centrale de Fukushima Daiichi. Pascal Bailly-du-Bois/IRSN (source Japan Oceanographic Data Center).

C'est le ruissellement des eaux marines, puis des eaux douces, injectées en grandes quantités dans les réacteurs pour les refroidir, qui est à l'origine de l'essentiel de la contamination du milieu marin; en effet, si les dépôts consécutifs aux rejets dans l'atmosphère se sont principalement faits sur l'océan Pacifique, la surface concernée et la dilution dans des masses d'eau gigantesques n'ont que peu contribué aux activités volumiques des radionucléides observées près des côtes. Néanmoins, il a pu être constaté, dès le mois de mai 2011, que l'activité volumique de césium 137 dans l'eau de mer avait à moins de 2 km du site pu décroître grâce aux courants marins, de plusieurs dizaines de milliers de Bq/L à moins de 100 Bq/L. À 30 km de la centrale, l'activité volumique du césium 137 avait décru d'un millier de Bq/L à environ 10 Bq/L.

Ensuite, à partir du milieu de l'année 2012, les mesures de l'activité volumique du césium 137 de l'eau de mer effectuées jusqu'à 30 km du site font apparaître une relative stabilité, attribuée aux rejets résiduels du site, aux apports d'eau contaminée résultant du drainage des sols du bassin versant, de la désorption du césium stocké dans les sédiments.

À la fin de 2018, à plus de 30 km de la centrale accidentée, les activités volumiques du césium 137 dans l'eau de mer n'excèdent pas le centième de Bq/L, avec même des valeurs similaires à celles de mesures réalisées avant l'accident (1 à 2 millièmes de Bq/L).

La contamination des eaux et des sédiments a entraîné celle des organismes marins. Toutefois, au large des côtes du nord-est du Japon, l'activité massique des césiums (134 et 137) dans les espèces marines n'excède plus 100 Bq/kg (frais) (seuil de commercialisation) depuis janvier 2016 pour les espèces pratiquant les fonds marins, depuis la fin de l'année 2012 pour les autres.

36.3.3. Dispersion atmosphérique du panache radioactif à grande distance

À partir des rejets estimés et en utilisant les observations et prévisions fournies par Météo France, l'IRSN a modélisé la dispersion atmosphérique des rejets radioactifs de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi à très grande distance (voir la figure 36.10). Cette modélisation a permis de préciser à l'échelle mondiale la dispersion dans l'air des rejets du 12 mars au 1^{er} avril 2011⁹⁴⁰. Les résultats sont exprimés en Bq/m³ d'air.

Seul l'hémisphère terrestre nord a été concerné. Le panache s'est déplacé d'ouest vers l'est; il a successivement atteint:

- la côte ouest des États-Unis le 16 mars, puis la côte est du 18 au 19 mars;
- à partir du 22 mars, la Grande-Bretagne, puis les pays scandinaves;
- à partir du 24 mars, la France, où de l'iode 131 a été détecté avec des activités volumiques variant de quelques dixièmes de mBq/m³ à quelques mBq/m³; du césium 137, du césium 134 et du tellure 132 ont aussi été détectés, mais avec des activités volumiques de quelques centièmes de mBq/m³.

940. IRSN, accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi: modélisation de la dispersion des rejets radioactifs dans l'atmosphère à l'échelle mondiale (2011) – Voir le lien internet: http://www.irsn.fr/FR/popup/Pages/irsn-meteo-france_30mars.aspx – Dernière mise à jour du 30 mars 2011.

En avril 2011, l'IRSN a estimé que l'activité volumique de la pluie était, en France, de quelques Bq par litre. Ainsi, des précipitations de 100 mm en un mois pouvaient entraîner des dépôts radioactifs de quelques centaines de Bq par m², valeurs très inférieures à celles des dépôts qui ont résulté de l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl (jusqu'à quelques milliers voire dizaines de milliers de Bq par m² dans l'est de la France). En France, du 30 mars au 10 avril 2011, c'est-à-dire pendant et après le passage du panache de Fukushima Daiichi, une présence très faible d'iode 131 et de césium 134 a été détectée dans l'herbe (de 0,5 à une dizaine de Bq/kg de produit frais) ou les sols.

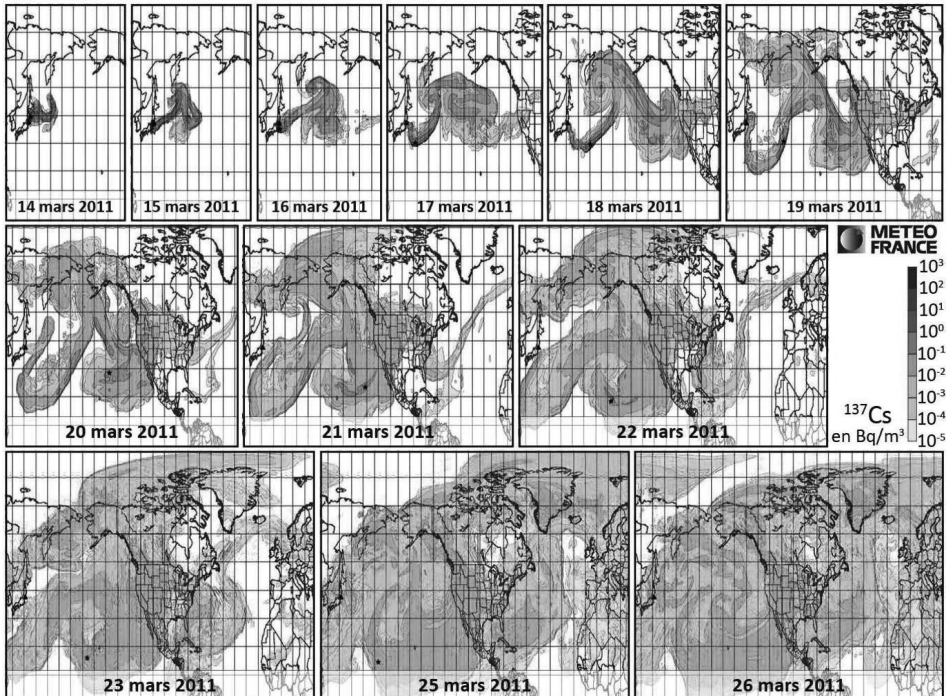


Figure 36.10. Résultats Météo France – IRSN des calculs de la dispersion du panache radioactif issu de la centrale de Fukushima Daiichi (césium 137). Météo France – source IRSN.

36.4. Actions de maîtrise des installations et des rejets d'eau contaminée

Quelques-unes des actions post-accidentelles les plus marquantes sont indiquées ci-après (sur la base de la situation à la fin de 2019)⁹⁴¹.

941. L'IRSN a publié sur son site internet un document intitulé «Suites de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi en mars 2011 – Point de la situation en mars 2016», qui fournit plus de précisions sur les sujets abordés notamment dans les paragraphes 36.4 et 36.5.

À la suite des événements qui ont été décrits plus haut, les installations du site de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ont été en grande partie dévastées : le tsunami a non seulement noyé les bâtiments mais aussi charrié de nombreux débris sur le site ; les réacteurs n° 1, n° 3 et n° 4 ont subi d'importantes explosions, endommageant notablement leurs structures, et les cœurs des réacteurs n° 1 à n° 3 ont fondu. Il a fallu peu à peu pérenniser la maîtrise des installations et des rejets qu'elles restent susceptibles de produire, compte tenu de leur état de dégradation, notamment celui des confinements, et des quantités d'eau contaminée produites depuis l'accident. La gestion de ces eaux se révèle d'ailleurs particulièrement complexe.

► Maîtrise fonctionnelle des installations

Le refroidissement des cœurs des réacteurs n° 1 à n° 3 doit toujours être assuré, même si la puissance résiduelle qu'ils dégagent a fortement décru, accordant des délais d'intervention en cas de défaillance du refroidissement sans commune mesure avec ceux qui prévalaient lors de l'accident. Ce refroidissement est assuré par l'injection d'eau douce (à un débit inférieur à 5 m³/h par réacteur et à une température généralement inférieure à 30 °C) dans les cuves des réacteurs n° 1 à n° 3. Du fait de l'inctanchéité des cuves et des enceintes de confinement, l'eau injectée s'écoule dans les sous-sols des bâtiments où elle se mélange aux infiltrations d'eaux souterraines. Elle y est reprise, traitée puis réinjectée dans les réacteurs. Le refroidissement des piscines d'entreposage d'assemblages combustibles est assuré en circuit fermé : des pompes aspirent leur eau et la font circuler en permanence dans un circuit fermé équipé d'un échangeur de chaleur. Un autre circuit fermé refroidit cet échangeur ; il est lui-même refroidi grâce à un aéroréfrigérant. Les températures dans ces piscines sont elles aussi généralement inférieures à 30 °C.

Une injection d'azote a été effectuée en tant que de besoin dans les enceintes de confinement et les cuves des réacteurs n° 1 à n° 3 pour maintenir leur atmosphère inerte et éviter ainsi tout risque de combustion d'hydrogène.

Les moyens mis en œuvre sont redondants et disposent de secours électriques ; certains matériels sont installés dans des zones surélevées.

► Maîtrise des rejets

Pour réduire les rejets dans l'atmosphère, l'exploitant TEPCO s'est particulièrement attaché à restituer le confinement des bâtiments des réacteurs. Il a notamment, dès le mois d'octobre 2011, recouvert le bâtiment du réacteur n° 1 d'une structure. Cette structure a progressivement été déposée de 2014 à 2017, mais ce n'est que pour permettre les opérations de retrait des débris du bâtiment ; elle sera remplacée à terme par une nouvelle structure. Sur le bâtiment du réacteur n° 4, une nouvelle structure complète a été mise en place entre janvier et juillet 2013 : au-delà de la maîtrise des rejets, elle a également été conçue pour le retrait des assemblages combustibles de la piscine. Des travaux analogues ont d'ailleurs été réalisés sur le bâtiment du réacteur n° 3 d'août 2017 à février 2018. La couverture du bâtiment du réacteur n° 2 n'a pas été endommagée. Seule une ouverture dans celui-ci a fait l'objet d'un renforcement.

Toutefois, une nouvelle structure devrait également être mise en place en vue des opérations de retrait du combustible; le retrait des assemblages combustibles des piscines des réacteurs n° 1 et n° 2 est prévu à l'horizon 2020. Des produits limitant la dispersion des poussières ont été aspergés sur les bâtiments. Une aspersion est également généralement réalisée en préalable aux travaux sur les bâtiments.

Il est également nécessaire de limiter l'infiltration des eaux souterraines (qui circulent naturellement de l'intérieur des terres vers l'océan) dans les sous-sols des bâtiments où elles se contaminent en se mélangeant à l'eau qui sert à refroidir les réacteurs, rendant ainsi nécessaires leur traitement et leur entreposage.

Les capacités de traitement sont désormais largement dimensionnées: toute l'eau entreposée a subi un traitement⁹⁴² pour en retirer le césium et le strontium; la majeure partie des eaux a même subi un traitement plus important et ne contient plus que du tritium⁹⁴³, ainsi que des traces d'autres radioéléments. Cependant, le rejet des eaux traitées qui ont transité par les bâtiments de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi n'est pas autorisé par les autorités japonaises. Les volumes entreposés dans des réservoirs sur le site augmentent donc inexorablement et ont dépassé 1 000 000 m³.

Pour maîtriser les flux d'eaux souterraines, différents dispositifs ont été installés (voir la figure 36.11), notamment:

- un dispositif de pompage (*groundwater bypass*) en amont des bâtiments, mis en œuvre à partir d'avril 2014: l'eau pompée est rejetée après contrôle;
- un drainage d'eau à la périphérie des bâtiments (*subdrains*), par la remise en état de 27 puits de drainage existants et la réalisation de 15 nouveaux puits, afin d'assurer le rabattement des eaux;
- un dispositif de congélation des terrains (*landside impermeable wall*) sur une trentaine de mètres de profondeur autour des réacteurs n° 1 à n° 4 (dans un périmètre d'environ 1 500 mètres): 1 552 forages de congélation ont été réalisés entre juin 2014 et octobre 2015 afin d'y faire circuler un liquide à très basse température. La totalité du périmètre est congelée depuis 2018.

Les eaux pompées sont traitées et rejetées après contrôle, en accord avec les associations locales de pêcheurs⁹⁴⁴ et les autorités du pays.

942. La société TEPCO a rapidement mis en œuvre différents procédés de retrait des radionucléides des eaux contaminées. L'un d'eux n'est plus utilisé car il conduisait à la production d'un important volume de boues radioactives. Elle a ensuite lancé le développement d'un système permettant un traitement plus complet, dénommé *Multi-Nuclides Removal Equipment* ou *Advanced Liquid Processing System* (ALPS). Depuis octobre 2014, ce système est en fonctionnement.

943. Il n'existe pas actuellement de moyen de traitement industriel du tritium même si des recherches sont menées en ce sens.

944. Pour les rejets, TEPCO s'impose, en accord avec les associations de pêcheurs et les autorités, des valeurs limites de contamination inférieures aux valeurs de rejet figurant dans la réglementation japonaise: moins de 1 Bq/L en césium 137, moins de 1 500 Bq/L en tritium, et moins de 3 Bq/L ou de 5 Bq/L en bêta global (strontium essentiellement) selon le dispositif de captation des eaux.

Pour éviter que les eaux souterraines polluées ne puissent atteindre l’océan, une barrière d’étanchéité (*seaside impermeable wall*, constituée de tubes métalliques) a été installée le long du port; elle est constituée par un mur de 35 mètres de hauteur (dont plus de la moitié est enterrée dans le sol jusqu’au niveau peu perméable) et de près de 900 mètres de long. En 2014, l’espace compris entre le mur et la digue de protection du site a été remblayé et cinq puits de pompage (accédant notamment à la nappe d’eau la plus profonde) y ont été implantés puis testés; ce dispositif est entré en fonctionnement en octobre 2015. Les eaux pompées sont traitées et contrôlées avant rejet.

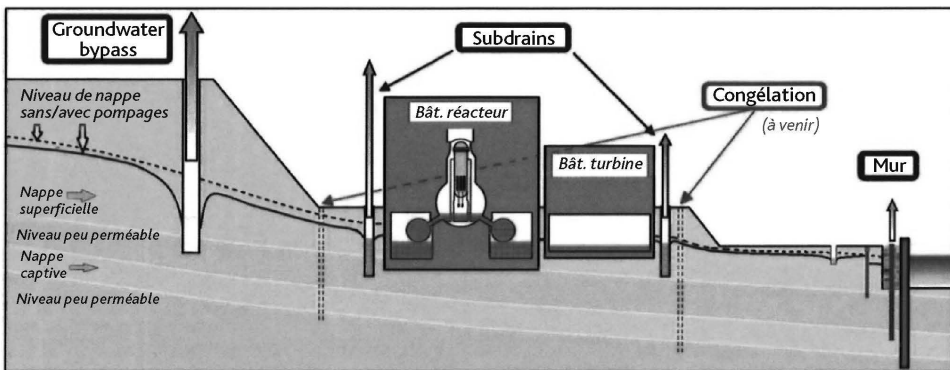


Figure 36.11. Schéma montrant les dispositifs de drainage *groundwater bypass* et *subdrains*, les puits de congélation au niveau des réacteurs, le mur en aval et les tubes de pompage associés. TEPCO.

► Démantèlement des installations

Les installations seront à terme complètement démantelées. La planification générale prévoit trois grandes étapes :

- le retrait des assemblages combustibles présents dans les piscines des réacteurs. Le retrait des assemblages combustibles de la piscine du réacteur n° 4, la plus chargée en assemblages, s’est achevé en décembre 2014. L’enlèvement des principaux débris du plancher supérieur de la piscine du réacteur n° 3, ainsi que la construction d’une structure abritant les dispositifs de manutention nécessaires au déchargement des assemblages et l’installation de ces dispositifs sont terminés; le retrait des assemblages combustibles a commencé en avril 2019. Le retrait des assemblages combustibles des piscines des réacteurs n° 1 et n° 2 est programmé en 2023;
- le retrait des combustibles dégradés dans les réacteurs n° 1 à n° 3. Cette étape est bien évidemment plus complexe et seul l’aboutissement d’un important programme de recherche engagé à cet effet pourra permettre son aboutissement. Il faut développer des moyens d’investigation en complément de ceux qui ont été déployés jusqu’à présent à la seule fin de connaître plus précisément

l'état des installations. Des investigations et des contrôles spécifiques dans les installations sont progressivement réalisés, notamment par l'envoi de robots dans les enceintes de confinement. Ensuite, il faudra définir et concevoir les moyens nécessaires au retrait des cœurs des réacteurs. Le retrait des combustibles dégradés devrait intervenir avant 2025 ;

- le démantèlement complet des installations; les délais ne peuvent pas encore précisément être affichés, mais l'objectif est de 30 à 40 ans.

36.5. Les conséquences socio-économiques et sanitaires en quelques chiffres

36.5.1. Conséquences socio-économiques

Au début du mois d'avril 2011, les impacts socio-économiques⁹⁴⁵ de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi se sont fait douloureusement sentir pour les populations. Les habitants de la zone d'exclusion, d'un rayon d'environ 20 km autour de la centrale, ont été évacués et consigne a été donnée aux habitants de la zone comprise entre 20 km et 30 km de rester chez eux ou de procéder à leur évacuation volontaire par leurs propres moyens. La contamination environnementale a nécessité l'interdiction à la vente du lait et de différents produits agricoles dans plusieurs préfectures (notamment au nord-ouest de la centrale) ainsi que de produits marins: la pêche a été interrompue dans un rayon de 30 km autour du site, rayon ramené à 20 km à la fin du mois de septembre 2011. Les grossistes et les consommateurs du Japon ont évité tous les produits alimentaires venant de ces régions, ce qui a privé de ressources les exploitants agricoles. Dans les communes les plus touchées (notamment Iitate⁹⁴⁶), les habitants ont vécu pendant plusieurs semaines dans l'attente d'aides de l'État, ou d'un éventuel ordre d'évacuation. Leur évacuation a enfin été ordonnée en fin de journée le 11 avril.

Les conséquences socio-économiques ont affecté non seulement la « zone de décontamination spéciale » mais aussi, au-delà, la « zone d'étude intensive de la radioactivité » (zonage instauré par les pouvoirs publics, expliqué au paragraphe 36.5.2).

La combinaison du séisme, du tsunami et de l'accident nucléaire a eu un impact direct sur l'économie japonaise. Les exportations ont chuté de 2,4 % en avril 2011 par rapport à leur niveau d'avril 2010. Dans le même temps, des importations ont augmenté, notamment celles de carburants et de combustibles, de produits chimiques et de denrées alimentaires, provoquant un déficit de la balance commerciale en avril et mai 2011. Les importations de combustibles fossiles sont ensuite demeurées à un niveau élevé.

La réduction considérable de la production d'électricité d'origine nucléaire (environ -94 % entre 2010 et 2016) a été compensée par un surcroît de production électrique

945. Les sources utilisées sont notamment « Énergie au Japon » (wikipédia), « Connaissance des énergies ».

946. Le village d'Iitate est situé à 39 km au nord-ouest de la centrale de Fukushima Daiichi.

par des sources telles que le charbon, le gaz naturel et le solaire ; parallèlement, une baisse de la consommation a été constatée (-6 % sur la même période), liée notamment à une augmentation de 25 % du prix de l'électricité entre 2011 et 2014. Le *basic energy plan* adopté le 3 juillet 2018 par le Cabinet du Premier ministre prévoit pour 2030 des parts de la production d'électricité de 20 à 22 % pour le nucléaire, 22 à 24 % pour les énergies renouvelables et 56 % pour les énergies fossiles. Cinq réacteurs électronucléaires sur 54 sont restés en service après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Compte tenu des nouvelles normes de sûreté adoptées au Japon après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, sur l'ensemble du parc électronucléaire japonais, seuls 39 réacteurs ont été considérés comme pouvant être redémarrés. À la fin de 2018, 11 réacteurs de divers électriciens (Kyushu Electric Power, Shikoku Electric Power, Kansai Electric Power, TEPCO) avaient effectivement été redémarrés après l'accord de la nouvelle autorité de sûreté nucléaire japonaise (NRA, voir le chapitre 37). La société TEPCO a ainsi obtenu en 2017 l'accord de NRA pour le redémarrage de deux des réacteurs à eau bouillante de la centrale nucléaire de Kachiwazaki-Kariwa (qui comporte sept réacteurs), qui avait subi un séisme important en 2007, cela après mise aux nouvelles normes de sûreté. Par ailleurs, trois réacteurs sont en construction.

Les initiatives de revitalisation et les activités de reconstruction engagées dans le cadre d'un processus dit de relèvement⁹⁴⁷ vont de celles qui sont menées par les pouvoirs publics au niveau national à des initiatives d'organisations non gouvernementales et de collectivités locales. Le gouvernement japonais a créé une Agence pour la reconstruction, la préfecture de Fukushima a pris diverses initiatives, dont la fondation du Centre pour la création environnementale, tandis que la société TEPCO a créé en 2013 le Centre pour la revitalisation de Fukushima. Tous ces projets visent à concilier les mesures de radioprotection avec des aspects sociétaux plus larges, comme la revitalisation des infrastructures, l'engagement et – dans le cas du Centre pour la revitalisation – l'indemnisation de la population. On peut citer comme exemple d'initiative de revitalisation réussie la coopération instaurée entre les producteurs et les distributeurs de pêches d'une part, l'industrie agroalimentaire d'autre part pour restaurer la confiance du public dans les aliments produits dans la préfecture de Fukushima.

36.5.2. Conséquences sanitaires

Dans les quelques mois qui ont suivi l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (du 11 mars jusqu'au mois d'octobre 2011), les autorités japonaises ont recensé, sur les 25 000⁹⁴⁸ travailleurs qui ont œuvré sur le site de la centrale, sept

947. Le « relèvement » après l'accident comprend : la remise en état des zones touchées par l'accident ; la stabilisation des installations endommagées sur le site et les préparatifs en vue du déclassement, la gestion des matières contaminées et des déchets radioactifs résultant de ces activités, la revitalisation des collectivités et l'engagement des parties prenantes. Par remise en état, on entend toutes les mesures qui sont mises en œuvre pour réduire l'exposition à des rayonnements due à une contamination existante de terres en agissant sur la contamination elle-même (la source) ou sur les voies d'exposition des êtres humains.

948. Sur ces 25 000 travailleurs, environ 3 600 étaient des salariés de la société TEPCO et près de 22 000 des sous-traitants.

décès; cinq ont été attribués de façon globale à l'accident (deux par noyade lors de l'arrivée du tsunami, trois par arrêt cardiaque), aucun n'a été attribué à une exposition aux rayonnements ionisants. Par ailleurs, le nombre de morts du fait de l'évacuation des territoires contaminés est compris entre 40 et 50 (le nombre de personnes déplacées est compris entre 20 000 et 50 000).

Avec l'aide de nombreux spécialistes⁹⁴⁹, des organismes internationaux ont établi et publié des rapports sur les conséquences sanitaires de l'accident, notamment :

- l'Organisation mondiale de la Santé (World Health Organization – WHO); cette organisation a diffusé en 2012-2013 des rapports présentant d'une part une évaluation préliminaire des doses reçues par les personnes exposées du fait de l'accident de la centrale nucléaire Fukushima Daiichi, d'autre part une analyse des risques induits pour la santé;
- le Comité scientifique des Nations Unies sur les effets des radiations atomiques (UNSCEAR), qui a diffusé en 2014 un rapport (daté de 2013) dans lequel figure une estimation des niveaux et des effets des expositions aux radiations attribuées à l'accident, s'appuyant sur un nombre important de données sur la radioactivité dans l'environnement de Fukushima et les doses reçues d'irradiation.

La suite du présent paragraphe s'appuie sur ces rapports⁹⁵⁰.

À court terme, les principales voies d'exposition des personnes du public ont été :

- l'exposition externe due aux radionucléides présents dans les rejets atmosphériques et aux radionucléides déposés sur le sol,
- l'exposition interne de la glande thyroïde due à l'incorporation d'iode 131 et l'exposition interne d'autres organes et tissus due essentiellement à l'incorporation de césium 134 et de césium 137.

À long terme, la principale voie d'exposition des personnes du public est l'exposition externe due aux dépôts de césium 137.

Concernant les expositions professionnelles, après l'accident, les membres des équipes d'intervention sur site ont travaillé dans des conditions extrêmement difficiles et les niveaux de rayonnement étaient très élevés pendant qu'ils cherchaient à stabiliser l'état des réacteurs. Au cours de la période allant de mars 2011 à mars 2012, 174 travailleurs sur le site de la centrale de Fukushima Daiichi ont reçu une dose efficace qui a dépassé la limite initiale fixée à 100 mSv pour les situations d'urgence, la dose efficace de six d'entre eux ayant aussi dépassé la limite temporairement révisée

949. Dans le cas des travaux de l'UNSCEAR, neuf spécialistes français y ont participé (cinq de l'IRSN et quatre du CEA).

950. Ainsi que sur le rapport de l'AIEA « The Fukushima Daiichi Accident » diffusé en 2015. Au moment de la finalisation du présent ouvrage, il n'existait pas de rapports plus récents de ces organismes sur les conséquences sanitaires de l'accident.

de 250 mSv. Aucun travailleur n'a reçu une dose efficace de 100 mSv au cours des années suivantes.

Les doses internes ont été principalement des doses équivalentes à la thyroïde dues à l'inhalation d'iode ¹³¹. Si la majorité des personnes qui travaillaient à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ont reçu des doses équivalentes à la thyroïde inférieures à 100 mSv, 1 757 d'entre elles ont reçu des doses plus élevées et, pour 17 et 2 d'entre elles, celles-ci ont été supérieures à respectivement 2 000 mSv et à 12 000 mSv⁹⁵¹.

Si aucun effet sanitaire précoce dû aux rayonnements et pouvant être attribué à l'accident n'a été observé parmi les travailleurs, ainsi que dans la population, la possibilité d'effets sanitaires différés (la période de latence avant l'apparition d'effets sanitaires tardifs dus aux rayonnements pouvant être de plusieurs décennies) doit être prise en compte. Toutefois, selon le rapport de l'UNSCEAR, *« on ne s'attend pas à une augmentation observable des effets sanitaires radio-induits chez les personnes du public exposées et leurs descendants »*. L'UNSCEAR a conclu, pour le groupe des travailleurs ayant reçu des doses efficaces de 100 mSv ou plus, qu'*« une augmentation du risque de cancer à l'avenir est probable. Cependant, aucune augmentation observable de l'incidence du cancer dans ce groupe n'est attendue, car il est difficile de confirmer une augmentation aussi faible de l'incidence par rapport aux fluctuations statistiques normales de l'incidence du cancer »*.

Ainsi, une « enquête » sur la gestion de la situation sanitaire à Fukushima a été mise en place pour contrôler la santé de la population affectée de la préfecture de Fukushima. Elle vise à détecter et traiter les maladies à un stade précoce, mais aussi à prévenir les maladies liées au mode de vie. Un dépistage intensif de maladies liées à la thyroïde chez les enfants a été mis en place dans le cadre de cette enquête.

Enfin, le rapport de l'UNSCEAR fournit un certain nombre d'informations sur les conséquences psychologiques de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. L'UNSCEAR estime ainsi (en 2013) que *« l'effet sanitaire le plus important, qui affecte le bien-être psychologique et social, est lié à l'impact considérable du séisme, du tsunami et de l'accident nucléaire, ainsi qu'à la peur et à la déconsidération associée au risque perçu d'exposition aux rayonnements ionisants. Des effets tels que des dépressions et des symptômes de stress post-traumatique ont déjà été signalés »*.

► Remise en état des zones touchées par l'accident hors du site

Une politique de « remédiation » a été définie en août 2011 par le gouvernement japonais. Elle a assigné des responsabilités aux autorités nationales et locales, ainsi qu'à l'exploitant. Elle est concentrée sur les activités de décontamination destinées à réduire les niveaux d'activité surfacique due au césium radioactif dans les zones classées prioritaires (zones d'habitation, y compris les bâtiments et les jardins, terres agricoles, routes et infrastructures), dans le but de réduire l'exposition externe des personnes. Les doses

951. TEPCO, « Evaluation of the Exposure Dose of Workers at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. Attachment: Distribution of Thyroid Equivalent Doses », 2015.

internes continuent d'être contrôlées au moyen de restrictions sur les aliments et d'activités de remise en état menées sur les terres agricoles. Deux catégories de zones contaminées ont été distinguées à partir des suppléments de doses annuelles estimées à l'automne 2011. Le gouvernement a la charge de formuler et d'exécuter des plans de remise en état dans la première zone (la « zone de décontamination spéciale ») – dans un rayon de 20 km autour du site accidenté et dans des emplacements où des suppléments de doses annuelles provenant de la contamination des sols pouvaient dépasser 20 mSv dans l'année suivant l'accident. C'est aux municipalités qu'il incombe d'exécuter les activités de remise en état dans l'autre zone (la « zone d'étude intensive de la contamination »), où, selon les prévisions, les suppléments de doses annuelles pourraient dépasser 1 mSv tout en restant inférieures à 20 mSv. Des objectifs précis de réduction des doses ont été fixés, dont un objectif à long terme de supplément de dose annuelle inférieure ou égale à 1 mSv.

36.6. Les enseignements tirés de l'accident

L'accident qui a affecté les réacteurs de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi a constitué un véritable choc. Le Japon a progressivement arrêté la totalité de ses réacteurs électronucléaires : ceux qui étaient à l'arrêt lors du séisme ou à cause de celui-ci le sont restés ; l'arrêt des réacteurs n° 4 et n° 5 de la centrale nucléaire d'Hamaoka (implantée sur la côte est du Japon et exploitée par Chubu Electric Power) a été décidé par le gouvernement japonais en mai 2011 dans l'attente du renforcement de la protection du site ; les autres réacteurs n'ont pas reçu d'autorisation de redémarrage après qu'ils ont atteint l'échéance de leur arrêt programmé pour maintenance. Seuls deux réacteurs (Ohi n° 3 et n° 4, implantés à l'ouest du Japon et exploités par Kansai Electric Power) ont pu effectuer un cycle de fonctionnement entre 2012 et 2013. La remise en service des réacteurs électronucléaires au Japon a été assujettie à la mise en place d'améliorations leur permettant de respecter les nouvelles normes de sûreté édictées par la nouvelle autorité de sûreté nucléaire (NRA). Ce n'est qu'après de nombreuses vérifications par cette dernière qu'un réacteur peut être autorisé à fonctionner de nouveau, comme ce fut le cas en 2015 du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Sendai exploitée par Kyushu Electric Power (implantée sur l'île de Kyushu) ou encore, en 2017, de deux des réacteurs de la centrale nucléaire de Kachiwazaki-Kariwa exploitée par TEPCO (voir le paragraphe 36.5.1).

En termes de sûreté, les enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi sont nombreux. En effet, au-delà du fait que la hauteur trop basse de la digue a constitué la cause première de l'accident, ce qui soulignait l'importance du choix du site et de la prise en compte des risques environnementaux, beaucoup d'autres faits méritaient d'être analysés en profondeur.

Concernant les risques de tsunamis⁹⁵², la centrale de Fukushima Daiichi avait été conçue et construite de façon à être protégée d'une inondation correspondant

952. Dossier de l'AIEA « The Fukushima Daiichi Accident », rapport du Directeur général, 2015.

à un niveau d'eau de + 3,1 mètres par rapport au niveau moyen de la mer⁹⁵³. Les plateformes des réacteurs ont été réalisées au niveau + 10 mètres pour les réacteurs n° 1 à n° 4 et + 13 mètres pour les réacteurs n° 5 et n° 6; toutefois, certains équipements importants pour la sûreté de la centrale avaient été installés au plus près de la mer à un niveau de + 4 mètres: il s'agissait d'équipements associés à la source froide ultime et d'équipements permettant le refroidissement des groupes électrogènes de secours.

En 2002, la société TEPCO avait réévalué la hauteur d'eau pouvant être induite par un tsunami à + 5,7 mètres⁹⁵⁴. Cela avait notamment conduit à étanchéifier des bâtiments et à surélever les moteurs des pompes des équipements situés à + 4 mètres servant à l'évacuation de la chaleur résiduelle des réacteurs.

En 2009, la société TEPCO et d'autres exploitants japonais avaient à nouveau réévalué les niveaux d'inondation pouvant résulter de tsunamis en utilisant une méthode faisant appel à un modèle de source, dit standard, pour les tsunamis, élaborée par la Société japonaise des ingénieurs civils et publiée en 2002; en 2009, la hauteur maximale de tsunami avait été évaluée à + 6,1 mètres, ce qui avait conduit la société TEPCO à surélever davantage les moteurs des pompes servant à évacuer la chaleur résiduelle des réacteurs.

Avant l'accident, la société TEPCO avait procédé à de nouvelles évaluations en utilisant une méthode du Centre de promotion de la recherche sur les séismes, fondée sur un autre modèle de source de tsunamis et utilisant des données plus récentes, en postulant un séisme au large de la côte de Fukushima de magnitude 8,3, plus importante que dans les précédentes évaluations. Cette nouvelle évaluation avait conduit à une amplitude de + 15 mètres au niveau du site, similaire à la hauteur effective constatée le 11 mars 2011. Sur la base de cette nouvelle évaluation, la société TEPCO, la NISA⁹⁵⁵ et d'autres organismes japonais avaient estimé que d'autres études et recherches étaient nécessaires. La société TEPCO et d'autres compagnies d'électricité avaient donc demandé à la Société japonaise des ingénieurs civils de réexaminer l'adéquation des modèles de source de tsunamis; ces activités étaient en cours en mars 2011.

Au Japon, des commissions ont été mandatées par le gouvernement ou par le parlement et ont transmis leurs conclusions sans concession. Elles ont été notamment très critiques à l'égard de l'autorité de sûreté nucléaire (voir le chapitre suivant). Les difficultés de gestion de la crise ont été également soulignées.

Les différents organismes concernés, non seulement au Japon mais aussi dans les autres pays, ont été amenés à remettre en cause leurs approches de sûreté. La suite de ce chapitre traite, pour l'essentiel, de l'exercice des « évaluations complémentaires de sûreté » menées en France. Le chapitre suivant présentera quelques autres initiatives et actions au plan international.

953. Cela correspond au niveau d'eau du tsunami enregistré dans le port d'Onahama, situé 50 km plus bas que le site de Fukushima Daiichi, après le séisme chilien du 24 mai 1960.

954. Hauteur de *runup* (vague maximale).

955. Nuclear and Industrial Safety Agency.

36.6.1. Les réévaluations de sûreté menées en Europe et en France à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

Dès le 23 mars 2011, le Premier ministre français a demandé au président de l'Autorité de sûreté nucléaire de réaliser une étude de la sûreté des installations nucléaires, en priorité des réacteurs électronucléaires, au regard de l'accident qui venait de se produire au Japon. Cette étude devait porter sur cinq points: les risques d'inondation, de séisme, de perte des alimentations électriques et de perte du refroidissement, ainsi que la gestion opérationnelle des situations accidentelles. Le Premier ministre demandait qu'il soit déterminé, installation par installation, si des améliorations étaient nécessaires à la lumière des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, cela en cohérence avec les travaux menés dans le cadre européen par le groupe ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) et l'association WENRA (Western European Nuclear Regulators Association); il souhaitait que des premières conclusions de ces travaux soient présentées avant la fin de l'année 2011.

De son côté, le Conseil européen a, lors de sa réunion des 24 et 25 mars 2011, mandaté la Commission européenne et l'ENSREG pour la réalisation d'une «*évaluation d'ensemble transparente de la sûreté*» de toutes les centrales électronucléaires de l'Union européenne au regard de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, sur la base de tests de résistance (*stress tests*) à mener par les exploitants. Le cahier des charges de ces *stress tests* a été établi sur la base d'une proposition de l'association WENRA. Ces *stress tests* ont visé à apprécier quelle serait la «*réponse*» des installations à des situations extrêmes, concernant essentiellement les séismes, les inondations, la perte des alimentations électriques ou de la source froide et la gestion des accidents graves qui pourraient affecter de façon durable tout ou partie des installations d'un site. L'évaluation devait permettre d'identifier d'éventuels points faibles des installations et les «*effets falaises*» associés afin de définir de possibles améliorations techniques ou organisationnelles.

En France, l'étude demandée par le Premier ministre a conduit à la réalisation, par les exploitants, d'évaluations complémentaires de sûreté (ECS), sur la base d'un cahier des charges fondé sur la proposition de l'association WENRA pour les *stress tests*, mais élargi à la quasi-totalité des installations nucléaires et, à la suite d'une consultation du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN), enrichi d'un volet relatif aux prestataires des exploitants.

Les conclusions des *stress tests* menés par les exploitants en 2011 ont fait l'objet d'un examen indépendant par chaque autorité de sûreté nationale concernée. Au niveau européen, une revue par les pairs des conclusions de ces examens, complétée par des visites de sites, a abouti à l'établissement, dès avril 2012, soit un an après l'accident, d'un rapport par pays, d'un rapport général de l'ENSREG⁹⁵⁶, ainsi qu'à un plan

956. Le lecteur pourra trouver par le lien <http://www.ensreg.eu/EU-Stress-Tests> des informations plus détaillées sur ce sujet.

d'action de la part de chacun des pays, qui fait l'objet d'un suivi au niveau européen. Il est à noter que la Suisse et l'Ukraine, bien qu'extérieure à l'Union européenne, ont participé intégralement à l'exercice. De façon globale, selon les conclusions de la revue par les pairs, « *les stress tests ont identifié des améliorations tangibles* ». Le rapport global souligne à cet égard que des mesures significatives pour améliorer la robustesse des centrales nucléaires à l'égard non seulement des agressions, mais aussi des situations de perte totale des sources de refroidissement ou des alimentations électriques, ont été décidées ou sont en cours d'examen dans les différents pays européens, notamment par la définition d'équipements renforcés et une préparation appropriée à ces agressions et à ces situations. Quatre recommandations ont été formulées dans ce rapport, concernant respectivement le besoin de lignes directrices complémentaires pour l'évaluation des risques naturels, la promotion des réexamens de sûreté périodiques, la mise en œuvre de dispositions pour protéger le confinement ainsi que pour renforcer la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences.

Pour l'essentiel, le rapport consacré à la France a recommandé de mener à bien le déploiement des améliorations proposées par Électricité de France ou demandées par l'Autorité de sûreté nucléaire (voir plus loin), en relevant notamment la démarche mise en œuvre, qui a conduit au concept de « noyau dur » post-Fukushima; cette démarche sera précisée plus loin. Par ailleurs, quelques recommandations ont été faites concernant notamment la prise en compte des phénomènes naturels (en particulier la mise en œuvre d'approches probabilistes pour la caractérisation des aléas de faible probabilité).

La réunion du Conseil européen des 28 et 29 juin 2012 ainsi que le résumé technique établi par la Commission européenne en octobre 2012 ont confirmé les conclusions des rapports précités.

Chaque pays a ensuite établi à la fin de 2012 un plan d'actions qui fait désormais l'objet d'un suivi.

36.6.2. Les évaluations complémentaires de sûreté menées en France

Les évaluations complémentaires de sûreté menées en France sont à placer dans le contexte de la recherche continue d'améliorations de la sûreté des installations, qui s'appuie sur des éléments dont il a été question dans des chapitres précédents :

- la mise en œuvre du retour d'expérience événementiel,
- les réexamens périodiques, qui comportent une vérification de la conformité des installations aux exigences qui leur sont applicables ainsi qu'une réévaluation de leur sûreté à la lumière des nouvelles connaissances, de nouvelles exigences...,
- le développement de nouveaux référentiels ou la réévaluation de référentiels existants, indépendamment des réexamens périodiques (par exemple pour ce qui concerne la prise en compte des accidents graves ou l'évaluation de l'aléa inondation).

Concernant les réacteurs du parc électronucléaire français, si l'on considère les événements qui ont affecté les réacteurs de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, on peut noter que les référentiels de sûreté des réacteurs en exploitation traitaient déjà :

- des situations de perte totale des alimentations électriques (externes et internes) d'un réacteur pendant 24 heures,
- des situations de perte totale de la source froide d'un réacteur pendant 100 heures.

L'inondation partielle de la centrale nucléaire du Blayais survenue à la fin de l'année 1999 (voir le paragraphe 24.1) avait également conduit Électricité de France à réaliser des études sur les réserves disponibles sur les sites pour pouvoir gérer une situation de perte totale des alimentations électriques externes ou de perte de la source froide, ainsi qu'un cumul de ces deux situations. Lors de ces études, la possibilité d'une perte des alimentations électriques externes en cas de séisme avait notamment été retenue, ce qui avait conduit Électricité de France à supposer une telle perte pendant une durée de 15 jours, nettement plus longue que celle qui avait été retenue dans les études de conception initiales, et à modifier les groupes électrogènes de secours pour en fiabiliser le fonctionnement sur le long terme. D'autres améliorations restaient toutefois nécessaires (notamment une augmentation des réserves d'eau secondaire).

Ces études constituaient déjà une avancée notable quant à la prise en compte des risques de perte de sources électriques ou de refroidissement à l'échelle d'un site en cas d'agression.

36.6.3. Déroulement des évaluations complémentaires de sûreté menées en France

La demande du Premier ministre évoquée plus haut a été reprise par l'Autorité de sûreté nucléaire dans un courrier adressé aux exploitants des installations nucléaires, en date du 5 mai 2011⁹⁵⁷, précisant les attendus sur les cinq points précités – auquel un volet relatif au recours à des entreprises prestataires avait été ajouté –, leur demandant en particulier de présenter, pour chaque installation :

- *« les dispositions prises lors du dimensionnement de l'installation et la conformité de celle-ci aux exigences de conception qui lui sont applicables,*
- *la robustesse de l'installation au-delà de ce pour quoi elle est dimensionnée, en identifiant en particulier, d'une part les situations qui conduiraient à une brusque dégradation de l'accident (« effet falaise »), d'autre part les mesures permettant d'éviter ces situations,*
- *des propositions de renforcement du niveau de sûreté de l'installation et de l'organisation en cas de crise ».*

957. Pour Électricité de France, il s'agit de la décision ASN 2011-DC-0213 du 5 mai 2011.

Pour Électricité de France, les délais prescrits étaient les suivants :

- transmission de la méthode retenue pour réaliser les ECS au plus tard le 1^{er} juin 2011,
- transmission d'un « premier rapport »⁹⁵⁸ au plus tard le 15 septembre 2011 pour les réacteurs en exploitation et pour l'EPR Flamanville 3, et au plus tard le 15 septembre 2012 pour les réacteurs en phase de démantèlement.

L'Autorité de sûreté nucléaire a demandé aux groupes permanents d'experts de lui faire part de leur avis sur les conclusions des ECS réalisées par les exploitants et sur la pertinence des propositions d'améliorations qu'ils ont présentées dans ce cadre. Cet avis, transmis à l'ASN en novembre 2011, s'est bien évidemment appuyé sur l'expertise des dossiers des exploitants faite par l'IRSN.

En parallèle de l'instruction de ces dossiers, l'Autorité de sûreté nucléaire a mené un large programme d'inspections sur les cinq sujets visés par la lettre du Premier ministre. Ces inspections se sont déroulées du 17 juin au 21 octobre 2011 et ont concerné tous les sites pour lesquels le rapport d'ECS devait être remis en 2011.

Le calendrier retenu tant au niveau national pour la réalisation des ECS qu'au niveau européen pour la réalisation des *stress tests* était extrêmement contraint, compte tenu du large ensemble d'installations concernées et de la technicité des questions à traiter.

Électricité de France a transmis ses rapports à la mi-septembre 2011 et l'IRSN a diffusé son rapport d'expertise au début de novembre 2011. Sur la base de cette expertise et des conclusions des avis des groupes permanents d'experts, l'Autorité de sûreté nucléaire a rendu public son rapport sur les ECS des installations nucléaires françaises au tout début de l'année 2012, soit moins de dix mois après l'accident.

36.6.4. Conclusions des évaluations complémentaires de sûreté menées en France

Les ECS ont tout d'abord confirmé que, sous la réserve de la conformité des centrales aux exigences de sûreté qui leur sont applicables, les réacteurs électronucléaires français étaient en mesure de faire face aux agressions d'origine naturelle retenues pour les différents sites (considérées lors de la conception des réacteurs ou lors des plus récentes réévaluations de sûreté). De plus, compte tenu des méthodes et des critères de conception utilisés, il a été possible dans la plupart des cas d'estimer que les installations seraient en mesure de faire face à des agressions naturelles de sévérités supérieures à celles qui avaient été considérées lors de leur conception ou lors des réévaluations – même si les marges existantes n'étaient pas nécessairement aisées à quantifier.

958. « En utilisant les données disponibles et en s'appuyant sur les études de sûreté existantes et le jugement d'ingénieur ».

Les ECS ont conduit à souligner et rappeler l'importance primordiale qu'il convient d'attacher au maintien de la conformité des installations aux exigences de sûreté qui leur sont applicables, tout au long de leur exploitation.

Électricité de France a par ailleurs proposé la mise en œuvre de dispositions spécifiques, reposant sur des matériels présents sur le site ou pouvant y être acheminés en cas d'accident, pour renforcer la tenue des centrales aux agressions naturelles. On peut citer ici les propositions suivantes :

- équiper chaque réacteur électronucléaire en exploitation d'un groupe électrogène supplémentaire, appelé diesel d'ultime secours (DUS), pour pouvoir faire face à une perte totale de l'ensemble des autres moyens d'alimentation électrique du site pendant de longues durées,
- dupliquer, lorsque cela est nécessaire, certains équipements communs à plusieurs réacteurs d'un même site afin de pouvoir gérer une situation accidentelle qui affecterait simultanément plusieurs installations.

Mais l'une des mesures plus immédiates prises par Électricité de France a été son engagement de mettre en place une Force d'action rapide nucléaire (FARN), conçue pour assister tout site du parc électronucléaire français qui aurait à gérer une situation accidentelle grave qui surviendrait ; les premiers moyens seraient acheminés dans un délai inférieur à 24 heures.

L'IRSN a, pour sa part, conclu dans son rapport d'expertise à la nécessité de mettre en place sur les sites un ensemble plus complet de dispositions permettant de faire face, dans l'attente de l'arrivée des moyens de la FARN, à des situations de perte durable des sources électriques ou de la source froide pouvant résulter d'agressions naturelles allant au-delà de ce qui était considéré jusque-là.

La démarche spécifique développée par l'IRSN dans son analyse des propositions d'Électricité de France a conduit l'IRSN à suggérer la mise en œuvre d'un concept de « noyau dur », constitué de moyens matériels, organisationnels et humains permettant d'assurer, au moins pendant les premiers jours suivant l'accident, les fonctions de sûreté vitales des installations d'un site en cas de perte totale des sources de refroidissement ou d'alimentation électrique, en particulier à la suite d'une agression externe « hors dimensionnement », le déploiement de la FARN devant ensuite permettre d'assurer la gestion de l'accident à plus long terme.

Ce concept a été discuté lors de réunions des groupes permanents d'experts et a globalement été adopté.

Bien que menées dans des délais extrêmement courts, les évaluations complémentaires de sûreté ont ainsi permis :

- d'évaluer la conformité aux exigences de sûreté qui leur sont applicables des dispositions en place à l'égard des agressions externes de type séisme et inondation ainsi que des pertes de source froide et d'alimentations électriques,

- d'identifier des évolutions des référentiels de sûreté en vigueur qui devaient être entreprises sans attendre les réexamens périodiques (détermination des niveaux à retenir en termes d'aléa sismique et d'inondation externe, combinaisons d'agressions à considérer...),
- de définir la notion de « noyau dur » et d'en prescrire la mise en place.

Des décisions de l'Autorité de sûreté nucléaire datée du 26 juin 2012 ont formulé des prescriptions complémentaires à Électricité de France⁹⁵⁹, lui demandant, notamment, de proposer avant le 30 juin 2012 un tel « noyau dur » devant permettre de :

- *« prévenir un accident de fusion de combustible ou en limiter la progression,*
- *limiter les rejets radioactifs massifs,*
- *permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion de crise ».*

36.6.5. Le « noyau dur »

36.6.5.1. Objectif

Le « noyau dur » a, comme cela a été vu plus haut, pour objectif de limiter les rejets radioactifs susceptibles de conduire à des conséquences importantes à court, moyen et long termes dans les situations de perte durable des sources électriques ou de la source froide d'un site, y compris en cas de survenue d'une agression externe extrême. En effet, si aucun moyen de secours n'est opérationnel rapidement, une telle situation entraîne la fusion des cœurs des réacteurs et éventuellement, à plus long terme, le dénoyage des assemblages combustibles entreposés dans les piscines de désactivation.

Il est bien entendu essentiel de réduire autant que possible les conséquences radiologiques associées à de tels accidents, ce d'autant plus que, en cas de catastrophe naturelle du type de celle qui est survenue au Japon en mars 2011, l'environnement du site serait très fortement dégradé, rendant difficile la mise en œuvre d'actions de protection des populations présentes dans le voisinage du site ainsi que, à plus long terme, la gestion des territoires contaminés.

36.6.5.2. Principes

Pour les réacteurs électronucléaires, conformément aux décisions de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 évoquées plus haut le « noyau dur » doit permettre de prévenir un accident de fusion de combustible, d'en limiter la progression, de limiter les rejets radioactifs et de gérer la crise.

Dans une décision du 21 janvier 2014, l'Autorité de sûreté nucléaire a également précisé à Électricité de France les situations à prendre en compte pour la conception des « noyaux durs » et particulièrement l'aléa sismique « noyau dur » (SND) :

959. Des décisions ont été établies pour chaque CNPE.

- Les situations (dites situations noyau dur) à prendre en compte sont:
 - *«la perte totale des alimentations électriques n'appartenant pas au «noyau dur»,*
 - *la perte totale de la source froide [de refroidissement du réacteur] n'appartenant pas au «noyau dur»,*
 - *les agressions externes retenues pour le «noyau dur»,*
 - *les situations résultant de l'état de l'installation, du site et de son environnement après une ou des agressions externes retenues pour le «noyau dur». »*
- Le SND doit:
 - *«être enveloppe du séisme majoré de sécurité (SMS) du site, majoré de 50 %,*
 - *être enveloppe des spectres définis de manière probabiliste avec une période de retour de l'ordre de 20 000 ans,*
 - *prendre en compte pour sa définition les effets de site particuliers et notamment la nature des sols.»*

Le «noyau dur» comprend ainsi des dispositions permettant d'assurer l'ensemble des fonctions fondamentales de sûreté définies au chapitre 6 dans les situations et conditions évoquées ci-dessus, en prenant également en compte à la fois les réacteurs (que l'installation fonctionne à pleine puissance ou soit à l'arrêt, y compris lorsque le bâtiment du réacteur est ouvert) et les piscines d'entreposage des combustibles usés.

Le «noyau dur» doit par ailleurs être défini en considérant la perte de l'ensemble des dispositions déjà mises en œuvre au titre du dimensionnement de l'installation, dont la robustesse à des agressions naturelles d'intensités significativement supérieures à celles qui ont été retenues pour ce dimensionnement ne peut pas être démontrée.

En complément, les missions qui incombent à l'exploitant en situation de crise doivent pouvoir être assurées. Pour cela, des dispositions du «noyau dur» doivent permettre l'accès des équipes de crise aux informations indispensables à l'appréciation de l'état des installations et à la préparation des interventions sur le site. En cas de rejets radioactifs dans l'environnement, l'exploitant doit par ailleurs être en capacité d'évaluer les conséquences de ces rejets à partir non seulement des données disponibles dans les installations, mais aussi des mesures réalisées dans l'environnement (mesures météorologiques, mesures de débit de dose et d'activité) : ces informations doivent permettre à l'exploitant et aux pouvoirs publics de prendre les décisions qui leur incombent respectivement pour assurer la protection des personnes présentes sur le site et des populations. À cet égard, il est dès lors indispensable que le site dispose de moyens de communication avec l'extérieur qui soient opérationnels dans les situations considérées.

Le « noyau dur » doit permettre de faire face à des situations où les différents niveaux de protection prévus lors du dimensionnement initial des installations pourraient être défaillants, le caractère opérationnel des moyens associés n'étant pas *a priori* démontré pour des agressions plus sévères que celles qui ont été retenues pour ce dimensionnement; la mise en place de dispositions autant que possible indépendantes et diversifiées par rapport à celles existantes est dès lors un élément structurant pour obtenir un bon niveau de confiance dans la capacité du « noyau dur » à assurer ses fonctions.

Pour la définition du « noyau dur », une attention doit également être portée aux systèmes dits supports, qui permettent le fonctionnement des systèmes assurant directement les fonctions de sûreté. Il s'agit notamment des systèmes de production et de distribution électrique (groupes électrogènes ou batteries, tableaux électriques), de contrôle-commande ou de ventilation (qui assurent le conditionnement thermique des locaux). Pour ces systèmes, une indépendance et une diversification par rapport aux moyens existants sont aussi recherchées.

Pour les réacteurs existants, il n'était pas possible que le « noyau dur » ne comporte que des équipements nouveaux. Le « noyau dur » est donc en définitive constitué de structures, systèmes et composants (SSC) existants, renforcés si besoin afin qu'ils soient opérationnels en cas d'agression « hors dimensionnement », et de SSC nouveaux.

Un autre principe retenu est que le « noyau dur » doit être essentiellement constitué de dispositions fixes permettant de maîtriser la situation sur le site jusqu'à l'arrivée de la FARN. La mise en œuvre de moyens mobiles alors que l'état du site et de son environnement pourrait être très fortement dégradé et les moyens humains disponibles restreints pourraient en effet ne pas présenter des garanties suffisantes. La mise en œuvre de moyens fixes impose en revanche de les « bunkériser » afin qu'ils puissent fonctionner en cas d'agression « hors dimensionnement » et qu'ils soient protégés des effets induits par l'agression dans l'installation (chute de charge, incendie, explosion...). Les types d'agressions extrêmes pris en compte pour la définition du « noyau dur » sont le séisme, l'inondation, les conditions climatiques extrêmes, y compris les tornades.

36.6.5.3. Illustrations

► Réacteurs

Ce qui suit explicite les dispositions nouvelles retenues par Électricité de France dans le « noyau dur » pour assurer les fonctions fondamentales de sûreté (figure 36.12) :

- l'arrêt de la réaction en chaîne, obtenu par l'insertion dans le cœur des grappes absorbantes, sera déclenché automatiquement en cas de détection d'un séisme. Électricité de France a installé un dispositif d'arrêt automatique du réacteur (AAR) sur signal sismique, qui utilise quatre capteurs sismiques déjà

en place sur les parois (externes) des bâtiments des réacteurs, permettant de déclencher l'AAR si l'accélération dépasse $0,1 g$ sur au moins deux capteurs ;

- l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur par le « noyau dur » alors que le réacteur est en puissance reposera en priorité sur l'utilisation des générateurs de vapeur. Électricité de France n'avait pas initialement retenu cette solution, considérant uniquement le recours à une conduite selon le mode de refroidissement en gavé-ouvert. Mais une telle conduite conduit à ouvrir volontairement le circuit primaire et entraîne un risque de bipasse du confinement, du fait de la nécessité d'une recirculation d'eau. Après discussions avec l'IRSN et avis du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, Électricité de France s'est rallié à l'utilisation des générateurs de vapeur. Pour fiabiliser cette fonction pour les cas d'agression « hors dimensionnement », Électricité de France a retenu de renforcer le système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, dimensionné pour résister à de telles agressions. L'utilisation de ce système doit permettre d'évacuer la puissance résiduelle du circuit primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement et donc de limiter l'augmentation de pression dans celle-ci ;
- pour éviter la défaillance de l'enceinte de confinement en cas de fusion du cœur dans les réacteurs de 900 MWe, de 1 300 MWe et 1 450 MWe, un système spécifique d'évacuation de la puissance de l'enceinte sera mis en place (EASu). La tenue des traversées de l'enceinte de confinement pour des agressions « hors dimensionnement » sera vérifiée et ces traversées seront, si nécessaire, renforcées. Les recombineurs d'hydrogène font partie du « noyau dur » ;
- pour ce qui concerne le réacteur EPR Flamanville 3, toutes les dispositions de limitation des conséquences des situations avec fusion du cœur sont intégrées dans le « noyau dur » : cela est notamment le cas du système EVU de transfert de la chaleur produite dans l'enceinte du bâtiment du réacteur vers la source froide (ultime) par un circuit de refroidissement intermédiaire (voir le paragraphe 18.2.3).

La bonne mise en œuvre des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle nécessite la mise en place de nouvelles réserves d'eau, de tuyauteries, de pompes, de sources d'alimentation électrique et de contrôle-commande. Cela inclut par exemple les diesels d'ultime secours (DUS) évoqués plus haut, dimensionnés pour résister à des agressions « hors dimensionnement ».

Pour l'EPR Flamanville 3, les groupes électrogènes dits SBO feront office de DUS (paragraphe 18.2.3). Ils pourront alimenter notamment deux motopompes du système ASG (des trains 1 et 4) et l'EVU, équipements dimensionnés au SND.

Pour la gestion de la crise, Électricité de France a retenu de construire, sur chaque site, un centre de crise local (CCL) résistant aux agressions naturelles « hors dimensionnement », regroupant les locaux de gestion des situations d'urgence et appartenant au « noyau dur » de dispositions matérielles, organisationnelles et humaines

post-Fukushima. Le CCL permettra de maintenir la présence de personnel sur le site, y compris si l'état des installations est très dégradé.

Au-delà des dispositions matérielles, la capacité du « noyau dur » à faire face à une « situation noyau dur », y compris en cas d'agression extrême, suppose la capacité des moyens organisationnels et humains à gérer la situation. À ce titre, il est nécessaire que soient assurées :

- la disponibilité d'informations fiables relatives à l'état des installations et de leur environnement,
- la disponibilité de ressources humaines adéquates pour la mise en œuvre du « noyau dur » et la prise de décision (disponibilité, compétences...), tant pour ce qui concerne la conduite des installations que pour ce qui concerne la protection du personnel présent sur le site,
- la mise à disposition de modes opératoires (stratégies de conduite, guide d'intervention en accident grave) adaptés aux conditions extrêmes auxquelles devraient faire face les équipes de conduite, ainsi que de moyens logistiques performants.

► Piscines du combustible

Des enseignements ont également été tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, concernant la sûreté des piscines d'entreposage des combustibles usés. Ces aspects sont développés au paragraphe 15.4.

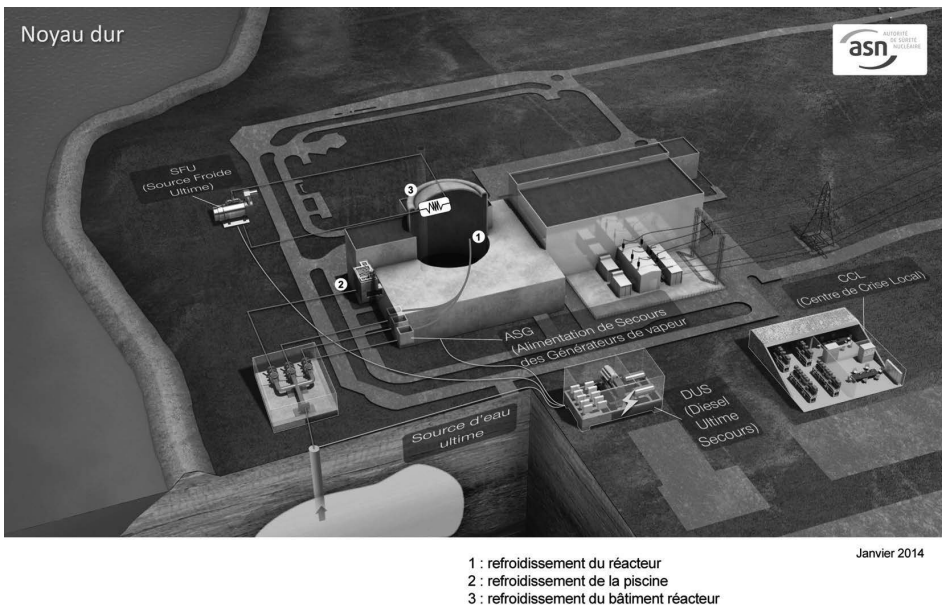


Figure 36.12. Schéma de principe du « noyau dur » pour les réacteurs du parc électronucléaire français.

36.6.6. La Force d'action rapide nucléaire (FARN)

Électricité de France a conçu la FARN comme un appui externe (figure 36.13) à un site en difficulté :

- sa mission est de venir en aide en tant que de besoin à tout site qui connaîtrait un accident en lui fournissant des moyens humains, des matériels (éclairages, compresseurs d'air, pompes...) et des ressources (carburant pour les groupes électrogènes, eau...);
- elle doit apporter des premiers moyens sur le site en moins de 24 heures;
- ses moyens doivent lui permettre d'intervenir même en cas de destruction importante des infrastructures, dont les accès au site concerné, dans des conditions radiologiques ou toxiques éventuellement très contraignantes (véhicules 4 x 4, hélicoptère, équipements de protection contre les rayonnements ionisants ou les produits toxiques...).

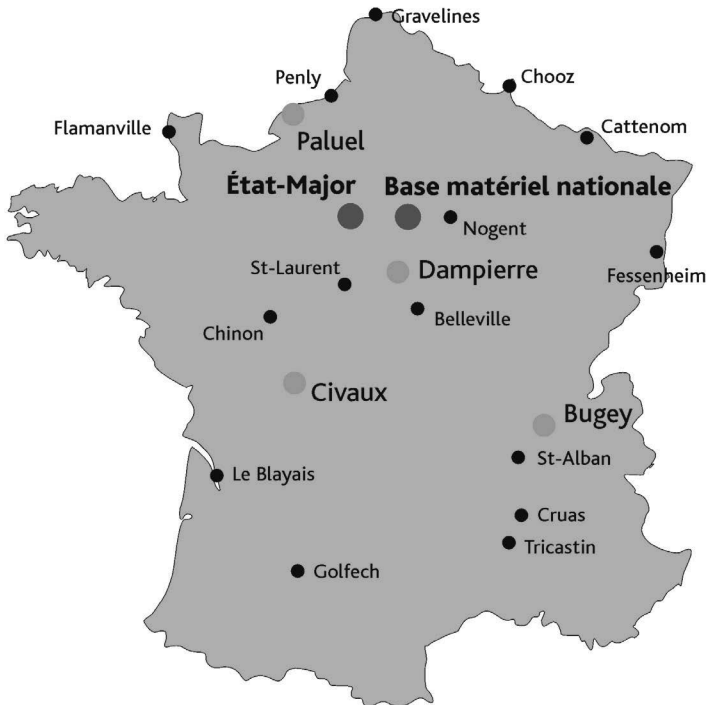


Figure 36.13. Le schéma d'intervention de la FARN s'appuie sur une organisation à trois niveaux : local, régional (vert), national (rouge). IRSN (source EDF).

Dans un premier temps, une équipe de reconnaissance nationale serait envoyée sur le site accidenté dans un délai de l'ordre de 12 heures après la décision d'engager les moyens de la FARN. Cette première équipe évaluerait la situation du site et ses besoins

en termes de moyens de secours extérieurs; elle définirait l'emplacement de la « base arrière », qui serait située à une distance de 20 à 30 km du site. Pour chaque site, plusieurs emplacements possibles seront prédéfinis. Le jour de l'accident, la « base arrière » sera installée à l'emplacement le mieux adapté compte tenu de la situation accidentelle réelle.

À partir des équipes basées au niveau régional sur les sites de Civaux, de Paluel, Dampierre-en-Burly et du Bugey (cinq détachements d'une dizaine de personnes pour chaque base régionale), des moyens seraient ensuite envoyés sur le site pour aider au pilotage de l'installation et mettre en œuvre des moyens mobiles permettant de réalimenter les installations en électricité ou en eau; à cet égard, des points de connexion standardisés sont prévus dans les centrales. Ensuite, à l'échéance de trois ou quatre jours, des moyens lourds pourraient être amenés sur le site; les équipes sur place seraient alors en mesure d'organiser la gestion de la situation à plus long terme (production d'eau, traitement des effluents et des déchets...).

La FARN dispose de moyens d'appoint en eau (réservoirs, pompes et systèmes de filtration), en électricité, en air comprimé ainsi que de moyens de contrôle-commande et d'éclairage. Elle dispose également de moyens logistiques ainsi que de moyens d'intervention et de communication. Les équipes de la FARN sont spécialement entraînées pour être capables d'intervenir dans une ambiance fortement dégradée.

La mise en place de la FARN est effective depuis la fin de l'année 2015.

36.6.7. Déploiement des dispositions post-Fukushima dans les centrales nucléaires françaises

Compte tenu de l'ampleur des modifications qu'il a été décidé d'apporter aux centrales nucléaires françaises à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi et du nombre d'installations concernées, Électricité de France a retenu (pour les réacteurs de 900 MWe [hormis Fessenheim], de 1 300 MWe et de 1 450 MWe) un déploiement du « noyau dur » en trois phases :

- La **phase 1** – terminée –, visait essentiellement à renforcer la robustesse des réacteurs à l'égard des situations de perte totale des alimentations électriques ou de refroidissement (source froide). Les dispositions mises en place visent à pouvoir faire face à ce type de situations pendant des durées plus importantes que celles qui étaient retenues jusqu'alors, en considérant de plus que l'ensemble des réacteurs d'un site pourraient être affectés. Un groupe électrogène de secours (dans l'attente du DUS) a par exemple été installé pour chaque réacteur pour pouvoir, en cas de situation de perte totale des alimentations électriques, réalimenter une partie du contrôle-commande, l'éclairage de la salle de commande et certains capteurs (par exemple une mesure de la pression dans l'enceinte de confinement ou une mesure du niveau d'eau dans une piscine d'entreposage du combustible); il permet en outre de secourir électriquement quelques équipements essentiels à la maîtrise de la situation rencontrée.

En parallèle, la FARN a été mise en place. De l'ordre de 300 personnes y sont affectées⁹⁶⁰; leur formation, commencée depuis 2012, est prévue sur huit années de telle sorte qu'elles puissent être opérationnelles dans des « situations extrêmes stressantes ». Des exercices de simulation, bénéficiant d'exemples éprouvés de dispositifs de formation et de préparation mis en œuvre au sein de la sécurité civile et de l'armée, sont organisés pour tester son organisation et le déploiement des moyens associés. Des piquages sur les systèmes existants sont mis en place pour permettre de raccorder des moyens d'appoint mobiles, par exemple pour alimenter en eau les générateurs de vapeur, pour réaliser un appoint d'eau dans une piscine d'entreposage du combustible ou encore pour alimenter en air comprimé des vannes pneumatiques.

Les plans d'urgence internes (PUI) des installations ont été renforcés en vue de mieux faire face à une situation accidentelle qui affecterait tous les réacteurs d'un même site et d'y prévoir l'accueil de la FARN. La tenue au séisme des locaux de crise a été également renforcée, dans l'attente de la construction du CCL prévue dans la deuxième phase.

- La **phase 2** – qui s'échelonne de 2017 à 2021 –, correspond à la mise en place des premiers éléments du « noyau dur », qui viendront renforcer les dispositions mises en œuvre lors de la première phase. Elle comporte la mise en place sur les sites de dispositions permettant de faire face à des agressions plus sévères que celles qui ont été retenues pour le dimensionnement des installations. Chaque réacteur disposera d'un DUS; ce groupe électrogène pourra alimenter l'ensemble des équipements constituant le « noyau dur ». À la fin de la phase 2, les DUS pourront de plus réalimenter en électricité des équipements de sauvegarde existants. Des travaux sont également prévus pour mettre en place une source d'eau spécifique (dite ultime – SFu), différente de la source froide initiale et protégée contre les agressions retenues pour le dimensionnement du « noyau dur », qui permettrait de refroidir les réacteurs et les piscines; il s'agira selon les sites de moyens de pompage dans la nappe phréatique ou dans des bassins existants, ou encore de nouvelles réserves d'eau.
- La **phase 3** – programmée de 2019 à 2029 selon les réacteurs en fonction des réexamens décennaux –, verra la mise en place des derniers équipements du « noyau dur », par exemple, le renforcement du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur; ce système pourra être alimenté électriquement également par le DUS et en eau à partir de la source d'eau spécifique SFu. Il est à noter que, dans le cadre de la phase 3 et parmi les autres améliorations prévues dans le cadre des quatrièmes visites décennales des réacteurs en exploitation (voir le paragraphe 30.5), le système EASu évoqué au paragraphe 36.6.5, en association avec le DUS et la source froide SFu, sera opérationnel; il permettra, en cas de fusion du cœur, d'évacuer la puissance dégagée dans l'enceinte

960. Essentiellement en provenance du parc électronucléaire. Cela doit permettre de gréer quatre colonnes d'astreintes 24 heures sur 24 et 7 jours sur 7 et d'assurer une intervention simultanée sur au moins trois paires de réacteurs.

de confinement, avec pour objectif de maintenir autant que possible le confinement intègre (pas d'événement-filtration).

36.7. Autres enseignements tirés en France de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

Les mesures concrètes rapidement adoptées en France ont été largement présentées dans les paragraphes précédents. Les réflexions ne se sont pas pour autant arrêtées dans différents domaines, tels que notamment l'approche de la sûreté pratiquée jusqu'à présent. À cet égard, la prise en compte d'agressions externes d'une ampleur supérieure à ce qui est considéré dans le domaine du dimensionnement conventionnel a été inscrite dans le guide ASN n° 22 diffusé en 2017 donnant des recommandations pour la conception des réacteurs à eau sous pression; de telles agressions sont dorénavant à considérer dans le domaine étendu de conception (DEC). Ce sujet est développé dans le paragraphe 12.1. Par ailleurs, des études et recherches ont été engagées dans le domaine des sciences humaines et sociales sur la gouvernance des risques, telles que celles du projet AGORAS⁹⁶¹.

Vidéos pouvant être consultées pour compléter le chapitre



L'analyse de l'IRSN du déroulement de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi



Le déroulement de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi



La contamination de l'environnement après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi



Les enjeux sanitaires après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

961. Ces actions ne sont pas développées ici; le lecteur pourra se reporter à l'ouvrage de l'IRSN « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », J. Couturier & M. Schwarz, Collection sciences et technique, IRSN/EDP Sciences, 2017.