

Les mesures de renforcement du parc nucléaire français, dix ans après Fukushima

Manon BESNARD¹, Yves MARIGNAC²

5 mars 2021

Résumé

Les démarches engagées après la catastrophe de Fukushima pour réévaluer la sûreté des installations nucléaires françaises s'inscrivaient dans la perspective d'intégrer ce retour d'expérience en une dizaine d'années. Dix ans après cet accident, cette intégration reste limitée. Si le processus engagé dès 2011 par la réalisation des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) a débouché sur un programme ambitieux de prescriptions, celui-ci tarde considérablement dans sa mise en œuvre.

Les actions de renforcement à court terme, symbolisées par la Force d'action rapide nucléaire (FARN), sont pour l'essentiel complètement déployées, mais d'autres ont été retardées, comme la construction des diesels d'ultime secours achevée en février 2021 avec plus de deux ans de retard, et d'autres surtout ne sont pas encore mises en œuvre. C'est notamment le cas d'un certain nombre de dispositions relevant du « noyau dur », c'est-à-dire l'ensemble de moyens robustes destinés à garantir, même dans des conditions extrêmes, les capacités de refroidissement et de maîtrise de l'accident grave. Elles ne seront déployées qu'au fil des réexamens périodiques des réacteurs, et ne seront donc pas complètes pour l'ensemble du parc, dans le meilleur des cas, avant la deuxième moitié des années 2030.

Cette dérive, difficile à suivre en raison de la dilution progressive du processus dans les procédures réglementaires classiques et de l'absence de tableau de bord public, ne répond ni à l'engagement initial de mettre ces renforcements en œuvre dans les meilleurs délais, ni à la perspective d'en faire une condition préalable à la prolongation de fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans.

Synthèse	2
Introduction et contexte	3
Principales étapes	4
Évaluations complémentaires de sûreté (ECS)	
Conclusions des ECS	
Traduction en prescriptions	
Contraintes et enjeux	8
Respect des meilleurs délais	
Articulation avec la prolongation de fonctionnement	
Enjeux de conformité	
Principaux concepts	10
Force d'action rapide du nucléaire (FARN)	
Concept de noyau dur (ND)	
État des lieux des mesures	12
Philosophie générale	
Phase 1	
Phase 2	
Phase 3	
Bilan et perspectives	18
Bilan constaté et prévisionnel de mise en œuvre	
Avancement des études	
Délais et retards	

1. Chargée d'études au sein du Pôle d'expertise nucléaire et fossiles de l'Institut négaWatt.

2. Chef du Pôle d'expertise nucléaire et fossiles de l'Institut négaWatt. Le Pôle a pour vocation d'intégrer pleinement les enjeux associés au devenir de ces filières, et à la maîtrise de leurs impacts, dans le contexte de la transition énergétique. Voir <http://bit.ly/penf0001>

Synthèse

La catastrophe déclenchée le 11 mars 2011 par le séisme et le tsunami qui ont frappé le Japon et privé la centrale de Fukushima-Daiichi d'alimentation électrique et de source froide, a conduit à **réinterroger les limites des approches probabilistes** pour prendre en compte dans la démarche de sûreté des situations plus extrêmes du point de vue des agressions naturelles, des situations de perte de refroidissement ou de confinement et des moyens opérationnels de gestion de crise. **Il s'agit d'étendre le champ d'une approche déterministe** en postulant que des situations jusqu'alors écartées car jugées trop peu probables peuvent se produire pour imaginer les moyens d'y faire face.

En France, cette démarche a très vite fait l'objet d'évaluations complémentaires de sûreté (ECS) prescrites par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), en cohérence avec les « stress tests » demandés au même moment au niveau européen. Si la France a eu le mérite d'élargir cette procédure à l'ensemble des installations nucléaires, c'est autour des 58 réacteurs en exploitation à l'époque, ramenés à 56 aujourd'hui, que s'est concentré le processus.

Les dix ans qui se sont écoulés depuis correspondent au délai qu'avait initialement envisagé l'ASN pour l'intégration à la sûreté des installations existantes de ce retour d'expérience et fournissent l'occasion d'**établir un bilan des prescriptions issues de cette démarche et de leur mise en œuvre sur le parc nucléaire en service**. Ce bilan n'est pas facile, dans la mesure où l'ensemble de ce processus, initialement conçu comme une démarche distincte pour mettre en œuvre aussi vite que possible les renforcements nécessaires et faisant à ce titre l'objet d'un suivi spécifique, s'est progressivement fondu dans les procédures traditionnelles telles que les réexamens périodiques de sûreté.

Cette évolution est d'autant plus problématique, sur le plan démocratique, que **la promesse de ce renforcement est devenue cruciale pour la justification de la stratégie, choisie avant Fukushima, de prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans** plutôt que leur remplacement par des réacteurs plus récents de conception plus robuste.

L'élaboration des réponses s'est structurée autour de deux idées : la première consiste à renforcer par des moyens limités et rapidement déployables les dispositifs de secours et de gestion de crise existants, y compris par des moyens mobiles symbolisés par **la Force d'action rapide nucléaire (FARN)** ; la seconde vise, autour de **l'émergence du concept de « noyau dur »**, à doter les réacteurs de moyens ultimes et robustes, construits en dur, garantissant l'alimentation électrique avec les diesels d'ultime secours (DUS), l'approvisionnement par une source froide ultime, et fournissant des moyens nouveaux d'évacuation de la puissance et de refroidissement de l'enveloppe ou de prévention des ruptures de confinement, visant en particulier à éviter la traversée du radier par le corium (cœur fondu ayant percé la cuve du réacteur).

Les prescriptions issues des ECS, dont les objectifs ont été formulés pour l'essentiel dès 2012 par l'ASN, s'organisent dès lors en **trois phases de mises en œuvre**, dont le calendrier prévisionnel de réalisation a évolué au cours du temps :

- **La première, correspondant pour l'essentiel au renforcement des moyens existants**, à la mise en place de raccordements pour les moyens mobiles et à la création opérationnelle de la FARN, **a été pour la plus grande part achevée dès 2015 comme initialement prévu**, à l'exception notable de la mise en place d'un dispositif d'arrêt automatique en cas de séisme, dont quatre réacteurs seulement ont été récemment équipés.
- **La deuxième, qui comprend quelques éléments essentiels du noyau dur** dont le DUS, la source d'eau ultime et la construction d'un centre local de crise renforcé, mais aussi différents dispositifs de niveau intermédiaire d'amélioration des moyens de prévention, de détection et de gestion de situations critiques, **n'a pas été achevée en 2020 comme prévu**. Les DUS n'ont fini d'être installés qu'en février 2021, alors que leur mise en service était initialement exigée pour fin 2018. Si certaines prescriptions correspondant à cette phase sont complètement mises en œuvre, d'autres ne le sont que partiellement ou très partiellement.
- **La troisième, qui vise la mise en œuvre complète du noyau dur** et correspond donc à l'atteinte finale de la robustesse jugée nécessaire par l'ASN au vu du retour d'expérience de Fukushima, **comprend les éléments les plus critiques pour la gestion de l'accident grave en situation extrême**, tels que les dispositifs ultimes d'évacuation de la puissance, de refroidissement de l'enveloppe ou de gestion du corium, ainsi que le contrôle commande et l'instrumentation eux-mêmes robustes de l'ensemble du noyau dur. **Ces éléments** ont été ou seront intégrés aux prescriptions des réexamens périodiques de sûreté, dont les travaux sont étalés, si bien qu'ils **ne seront déployés qu'entre 2021 et potentiellement 2036 voire 2039 pour les derniers d'entre eux**.

Il faudra donc plus de 25 ans pour espérer une mise en œuvre intégrale des mesures jugées dès 2012 « nécessaires » par l'ASN pour permettre la poursuite d'exploitation des installations après Fukushima. **Cette perspective ne répond ni à l'engagement initial de mettre ces renforcements en œuvre « dans les meilleurs délais », ni à la promesse de conditionner la prolongation de fonctionnement des réacteurs à la réalisation de ces renforcements**.

Enfin, il faut souligner que **ce calendrier prévisionnel est fragile**. D'abord, **de nombreuses actions restent à ce stade l'objet d'études**, avec toutes les incertitudes que cela entraîne quant à leur future réalisation. Ensuite, **l'atteinte des objectifs de renforcement est conditionnée par la bonne conformité des installations** à leur référentiel existant, qui fait aujourd'hui l'objet d'une préoccupation croissante compte-tenu des incidents de plus en plus nombreux observés dans ce domaine. Enfin, même s'il est d'ores et déjà étalé pour tenir compte de manière « réaliste » des capacités d'EDF à le mettre en œuvre, **le calendrier reste sujet à de nouveaux retards, semblables à ceux que l'on a déjà pu observer** dans les premières étapes de ce processus.

Introduction et contexte

La catastrophe nucléaire de Fukushima a commencé il y a dix ans, le 11 mars 2011. Cet accident majeur, même s'il ne peut être dissocié du contexte géographique et institutionnel japonais, a montré que la possibilité d'une catastrophe de même ampleur ne peut être exclue sur aucun réacteur dans le monde. Dès les premières semaines, le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) le reconnaissait dans une interview : « *personne ne peut garantir qu'il n'y aura jamais un accident grave en France* »³. Cet événement a conduit à réinterroger la sûreté nucléaire partout où des installations nucléaires sont en service, et particulièrement en France, pays le plus dépendant à cette filière dans le monde.

Dix ans, c'est justement le temps que l'Autorité de sûreté nucléaire française avait alors jugé nécessaire pour mettre en œuvre sur le parc français les enseignements à tirer de cette catastrophe, en y incluant non seulement les réacteurs mais aussi l'ensemble des installations nucléaires. Ce délai de dix ans a été évoqué dès les premières semaines dans des déclarations de l'ASN à la presse⁴ ou lors d'interventions de son Président au Parlement⁵ ou encore le 7 juin 2011 au forum des régulateurs organisé conjointement par la Présidence française du G8 et par l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE. Cet horizon de temps a été réaffirmé un an plus tard, dans un chapitre consacré à Fukushima du rapport annuel de l'ASN⁶ : « *comme pour les grands accidents précités, l'accident de Fukushima fera l'objet d'une analyse approfondie pour en tirer tous les enseignements. Cette démarche est un processus long qui durera près d'une décennie pour bien analyser dans le détail le déroulement des faits et concevoir et mettre en place les parades pour qu'un tel accident ne se renouvelle pas et, en particulier, ne survienne pas sur les installations françaises* ».

Le champ initialement fixé pour cette démarche, autour de la prise en compte d'aléas extrêmes comme de l'exclusion de situations de perte totale d'alimentation électrique et de source de refroidissement, pour toutes les installations, s'est progressivement structuré autour de principes ou de nouveaux concepts comme celui de « noyau dur ». Ce champ s'est également resserré à mesure de son intégration dans différentes procédures réglementaires ; initialement lancé comme un exercice volontairement distinct des processus en place, il s'est progressivement articulé avec eux, trouvant notamment un débouché dans le cadre de renforcement régulier des exigences que constituent les réexamens périodiques de sûreté.

De fait, si les évaluations menées suite à la catastrophe et les prescriptions qui en ont découlé faisaient dans un premier temps l'objet d'un suivi spécifique proposé par l'ASN, celui-ci s'est progressivement perdu, au point qu'il devienne difficile de caractériser l'ensemble des dispositions issues de cette démarche et de préciser l'état de leur mise en œuvre. Cette situation pose évidemment un problème important vis-à-vis de la « transparence » dont se réclament si fréquemment les exploitants et l'ASN, ou plus précisément vis-à-vis du droit à l'information et à la participation aux décisions du public, de la capacité la société civile à exercer une vigilance sur la maîtrise des risques nucléaires, et sur le contrôle démocratique de l'action des pouvoirs publics dans ce domaine.

À la demande de Greenpeace France, la présente note propose un état des lieux de l'intégration du retour d'expérience tiré de la catastrophe de Fukushima sur le parc nucléaire français, à l'échéance du délai de dix ans initialement envisagé. Bien que l'enjeu du retour d'expérience de la catastrophe de Fukushima concerne, au-delà des réacteurs, l'ensemble des installations nucléaires, avec des implications majeures dans le cas de certaines usines, entreposages ou stockages comme par exemple sur le site de La Hague, la diversité des installations et des dispositions associées rend leur suivi encore plus difficile que pour le parc standardisé que constituent les centrales exploitées par EDF. C'est pourquoi l'analyse se limite ici aux 56 réacteurs à eau pressurisée en service sur le territoire national⁷.

Elle s'appuie pour cela sur l'ensemble des informations publiques disponibles connues des auteurs, qui comprennent notamment les différents rapports publics relatifs aux évaluations conduites après Fukushima, les prescriptions formulées par l'ASN à leur suite ainsi que celles se rapportant à la mise en œuvre de ce retour d'expérience qui ont pu être introduites plus tard dans d'autres processus réglementaires, et les rapports de suivi du plan d'action établis périodiquement par l'ASN.

3. *Le Monde*, « M. Lacoste : "On ne peut garantir qu'il n'y aura jamais d'accident grave en France" », Propos recueillis par Pierre Le Hir et Hervé Morin, 30 mars 2011. Voir <http://bit.ly/penf0023>

4. Par exemple *Le Point*, « Les leçons de Fukushima », 3 avril 2011. Voir <http://bit.ly/penf0024>

5. Sénat, Compte-rendu de séance de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, « Gestion post-accidentelle des crises nucléaires », 5 mai 2011. Voir <http://bit.ly/penf0045>

6. ASN, Chapitre « Fukushima : un an après », *Rapport annuel 2011*, avril 2012. Voir <http://bit.ly/penf0025>

7. Les deux réacteurs de Fessenheim, arrêtés respectivement en février et juin 2020, ne sont pas traités dans cette analyse. Ils ont été pleinement intégrés au processus d'évaluation mené sur l'ensemble du parc, et ont fait l'objet comme les autres réacteurs en service de certaines améliorations engagées avant 2020, mais ont également été dispensés des actions les plus structurantes dans la perspective de leur arrêt programmé. Dans l'attente des étapes de mise à l'arrêt définitif préalables à leur démantèlement, et plus précisément de l'évacuation complète des combustibles usés contenus dans leur piscine de désactivation, ces réacteurs restent donc notablement en écart par rapport à la mise à niveau post-Fukushima prévue sur l'ensemble du parc.

Compte-tenu de l'effet de dispersion, de reformulation et de réorganisation des prescriptions au fil de ce processus, et en l'absence d'information publique synthétique ou détaillée sur l'état à date de ces prescriptions et de leur mise en œuvre, une demande d'information complémentaire a été transmise par Greenpeace à l'ASN le 16 décembre 2020. Cette demande portait sur « 25 dispositions à mettre en œuvre sur les tranches nucléaires, demandées à EDF par l'ASN suite à l'accident de Fukushima », classées par thématique, et demandait à l'ASN de préciser selon les dispositions, installation par installation, les échéances initialement prévues, dates constatées de réalisation, échéances actuellement fixées et dates prévisionnelles actuellement considérées⁸.

Après avoir fait valoir la nécessité d'un délai plus important que les un mois plus un mois supplémentaire réglementairement fixés pour la réponse à une telle demande compte tenu de « la précision des informations demandées », l'ASN a transmis le 4 mars 2021 ses réponses à Greenpeace, sous forme d'une note synthétique accompagnée d'un tableau récapitulatif⁹. Celui-ci, dont l'ASN indique qu'il a été rempli par EDF, ne porte que sur les dispositions listées dans la demande de Greenpeace qui sont totalement soldées, et précise la date de leur réalisation réacteur par réacteur. Ces informations sont intégrées à l'analyse qui suit.

Après un bref rappel des principales étapes d'élaboration des besoins de renforcement, de leur intégration dans les processus réglementaires et un bilan des principaux concepts, principes et objectifs autour desquels la réflexion s'est progressivement structurée, l'analyse présente un bilan critique des mesures d'ores et déjà appliquées au titre de ce retour d'expérience et de celles qui restent à mettre en œuvre, tel qu'on peut le dessiner sur la base de l'ensemble des informations précitées. Son objectif n'est pas de développer une évaluation critique du caractère suffisant ou non des mesures prescrites et du niveau de sûreté auxquelles elles conduisent aujourd'hui ou qu'elles visent d'atteindre à terme, mais simplement de caractériser les renforcements de la sûreté des réacteurs tels qu'ils ont été retenus après Fukushima et l'état de leur mise en œuvre sur le parc dix ans plus tard.

Principales étapes

Du point de vue de la sûreté nucléaire, le premier enseignement de la catastrophe de Fukushima, après l'accident grave de Three Mile Island aux États-Unis en 1979 et l'accident majeur de Tchernobyl en URSS en 1986, est un constat numérique : comme le rappelait alors le Directeur de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), c'est « une statistique d'accident 20 fois supérieure aux objectifs probabilistes annoncés mais que la réalité vient de démentir »¹⁰. Ce facteur est même plus élevé, par rapport au seuil de 1 risque sur 100 000 d'accident grave par réacteur par an retenu comme objectif, si l'on considère que les événements de Fukushima ont concerné non pas un mais quatre réacteurs, révélant également en cela la possibilité, écartée jusqu'alors, d'une catastrophe en « mode commun » à l'échelle d'une centrale nucléaire.

C'est pourquoi, poursuivait-il, le retour d'expérience de Fukushima conduit à « imaginer l'inimaginable ». Comme il l'a précisé plus tard, « la leçon essentielle, c'est qu'en matière d'accident nucléaire grave la doctrine probabiliste qui a largement prévalu à la conception initiale des réacteurs n'est plus acceptable par la société, au regard de l'ampleur des conséquences pour les populations et les territoires »¹¹.

Or l'enjeu est bien là : il s'agit d'étendre le champ d'une approche déterministe, postulant que des situations jusqu'alors écartées car jugées trop peu probables peuvent se produire et formulant les moyens d'y résister ou d'en maîtriser les conséquences, à des installations nucléaires, au premier rang desquelles les réacteurs nucléaires, qui n'ont pas été conçus pour cela : mis en service entre 1977 et 2001, les 56 réacteurs en service du parc nucléaire français (comme les deux réacteurs de Fessenheim, les plus anciens) sont non seulement, bien sûr, tous largement antérieurs aux événements de Fukushima mais ils ont aussi été pour l'essentiel conçus avant ces accidents précédents, et même en bonne partie construits avant¹².

8. Courrier de Greenpeace à l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 décembre 2020 portant sur une demande d'informations environnementales (au titre de l'art. L124-1 du code de l'environnement), et tableau annexe.

9. Courrier de l'ASN à Greenpeace du 3 mars 2021, Réponse à une demande d'informations environnementales – Dispositions mises en place après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima, CODEP-DCN-2021-010672, note de réponse annexée DVS-DCN-ATR-35236-2021, et tableau annexé DVS-DCN-ATR-35364-2021.

10. *Le Figaro*, « Accident nucléaire : "Il faut imaginer l'inimaginable" », Interview de Jacques Repussard par Marc Menessier, 17 juin 2011. Voir <http://bit.ly/penf0041>

11. *Le Monde*, « Nucléaire : "Fukushima nous oblige à imaginer l'inimaginable et à nous y préparer" », Interview de Jacques Repussard, propos recueillis par Pierre Le Hir, 9 mars 2013. Voir <http://bit.ly/penf0043>

12. Au total, 27 des réacteurs étaient déjà en construction, et 5 en service, au moment de l'accident de Three Mile Island, et 38 étaient déjà en service, et 17 encore en construction lors de l'accident de Tchernobyl.

Évaluations complémentaires de sûreté (ECS)

C'est pourquoi la démarche de réévaluation de la sûreté des installations existantes s'est immédiatement orientée vers une logique dite de « tests de résistance », ou « stress tests », de ces installations à différentes situations jugées extrêmes. Ainsi, moins de deux semaines après le début de l'accident majeur de Fukushima, le Premier ministre demandait à l'ASN de réaliser un audit de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima¹³. Cette démarche est cohérente avec celle engagée dès le lendemain au niveau européen, le Conseil européen appelant lors de sa réunion des 24 et 25 mars 2011 à coordonner des exercices de « stress tests » menés par les autorités de sûreté nucléaire des pays de l'Union Européenne¹⁴. Pour chaque pays, un rapport d'étape était attendu pour la fin de l'été 2011, avant la remise des rapports finaux à la fin de la même année.

L'ASN a élaboré, en concertation notamment avec le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTSIN), le cahier des charges d'une démarche visant à répondre à ces deux exigences. Ainsi l'ASN a prescrit, par une série de décisions du 5 mai 2011¹⁵, à l'ensemble des exploitants nucléaires français de réaliser des « évaluations complémentaires de sûreté » (ECS) pour chaque installation, définies comme une « *réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires à la lumière des événements qui ont eu lieu à Fukushima* ». Elle demandait la remise par les exploitants d'un premier rapport pour le 15 septembre 2011 au plus tard pour les installations prioritaires, dont faisaient naturellement partie les réacteurs d'EDF. La prescription précisait le cahier des charges pour la réalisation de ces évaluations. Elle comportait notamment les éléments suivants, à considérer selon une démarche de défense en profondeur¹⁶ :

- « *événements initiateurs envisageables sur le site* » : la prise en compte d'aléas extrêmes, allant au-delà des seuils déterminés généralement pour les démonstrations de sûreté sur des bases probabilistes. Cette préoccupation concerne en particulier les deux types d'agression naturelle en cause à Fukushima, c'est-à-dire le séisme et l'inondation, mais s'étend à l'ensemble des phénomènes naturels extrêmes ;
- « *pertes induites de systèmes de sûreté* » : l'étude plus complète de situations postulées de perte totale et prolongée de source froide (pour le refroidissement) ou d'alimentation électrique, semblables à celle observée à Fukushima. Ces situations sont envisagées dans la démonstration de sûreté, respectivement sous la dénomination de situations dites H1 et H3 (ou H1+H3 pour leur éventuel cumul), mais elles appartiennent au domaine dit « complémentaire », et pas au domaine de dimensionnement des installations, et ont à ce titre été paradoxalement étudiées avec moins de conservatisme lors de la conception des réacteurs. En particulier, elles n'avaient jusque-là été considérées que pour des durées limitées, à des niveaux résultants d'agressions relevant elles-mêmes du domaine de dimensionnement (et donc pas au niveau extrême envisagé au point précédent) et sans envisager de « mode commun » à l'échelle d'un site (et donc ne pouvant concerner qu'un seul réacteur, et pas plusieurs voire tous les réacteurs d'une centrale comme cela a été le cas à Fukushima) ;
- « *gestion des accidents graves* » : l'étude de la gestion opérationnelle des situations d'urgence telles que pouvant résulter des hypothèses précédentes. Cette analyse comprend notamment trois volets pour les réacteurs : les moyens associés à la prévention ou à la gestion d'une perte de refroidissement du cœur au sein du réacteur, d'une perte de refroidissement du combustible entreposé au sein du bâtiment combustible (BK), et d'une perte d'intégrité du confinement, notamment au niveau de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur (BR). Comme précédemment, ces situations sont déjà prises en compte dans la démonstration de sûreté, mais à des niveaux d'agression ou de perte moindre que ceux envisagés dans cette démarche, et doivent donc être réinterrogées dans cette perspective.

L'ASN soulignait également que la démarche à construire par les exploitants pour mener ces analyses devait notamment permettre d'identifier les points faibles et les « effets falaise », c'est-à-dire les situations où le franchissement d'un seuil ou l'addition d'un facteur peuvent conduire à « *une brusque dégradation des séquences accidentelles* ».

13. Premier ministre, lettre de saisine au Président de l'Autorité de sûreté nucléaire, 23 mars 2011. Voir <http://bit.ly/penf0026>

14. Commission européenne, Conseil européen – Bruxelles, 24-25 mars 2011, 25 mars 2011. Voir <http://bit.ly/penf0044>

15. ASN, *Décision n°2011-DC-0213 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 prescrivant à Électricité de France (EDF) de procéder à une évaluation complémentaire de la sûreté de certaines de ses installations nucléaires de base au regard de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi*, 5 mai 2011. Voir <http://bit.ly/penf0027>

16. Cette approche, structurante de la démarche de sûreté nucléaire, consiste à considérer les différentes dispositions retenues au titre de la sûreté comme des lignes de défense formant des niveaux de protection successifs, depuis les dispositifs mobilisés pour assurer un retour à la normale en cas de simple incident jusqu'aux parades envisagées pour maîtriser une situation d'accident grave, et pour finir aux moyens de crise nécessaires à la gestion d'un accident majeur.

Enfin, l'ASN précisait que l'étude des conséquences de la perte des fonctions de sûreté devait être étendue à l'ensemble des événements initiateurs potentiels, bien que seul le relèvement des aléas naturels extrêmes soit couvert par le premier point de ce cahier des charges. Cela peut inclure diverses défaillances techniques externes ou internes ainsi que « *d'autres événements comme par exemple les actes de malveillance (même si ces initiateurs ne sont pas étudiés en tant que tels dans le cadre de cette évaluation complémentaire)* ».

Il faut cependant souligner que les questions de sécurité ne sont pas du tout abordées dans les prescriptions de l'ASN, qui n'a pas autorisé sur ces sujets, comme elles ne l'ont pas été, publiquement en tous cas, dans l'ensemble du processus d'évaluation et d'instruction qui a conduit à ces prescriptions. La sécurité a fait l'objet, à l'échelle européenne, d'une procédure distincte de « stress tests », menée uniquement à un niveau générique et qui, après avoir donné lieu à un rapport très général en 2012¹⁷, ne semble pas avoir été suivie d'effets tangibles dont les autorités françaises auraient rendu compte pour ce qui concerne les installations nucléaires françaises.

Conclusions des ECS

Après remise des rapports par les exploitants et la remise par l'IRSN de son rapport d'instruction¹⁸ commun à l'ensemble des installations concernées, l'ASN a transmis au Premier ministre et rendu publiques ses conclusions, sous forme d'un rapport et d'un avis formel¹⁹. Elle indique alors qu'« *à l'issue des évaluations complémentaires de sûreté des installations nucléaires prioritaires, l'ASN considère que les installations examinées présentent un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle ne demande l'arrêt immédiat d'aucune d'entre elles. Dans le même temps, l'ASN considère que la poursuite de leur exploitation nécessite d'augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes.* »

Elle fixe les orientations des futures prescriptions qu'elle entend regrouper autour de trois grands volets : les dispositions pour augmenter la robustesse des installations face à des situations extrêmes, les facteurs sociaux, organisationnels et humains, et les dispositions relatives au référentiel de sûreté. En ce qui concerne l'augmentation de la robustesse des réacteurs d'EDF, l'ASN met alors en avant le concept de « noyau dur » (voir plus loin), la mise en place du dispositif de Force d'action rapide nucléaire (FARN) qui devra être « *complètement opérationnel fin 2014* », ainsi que « *la mise en place de dispositions renforcées visant à réduire les risques de dénoyage du combustible* » entreposé dans les piscines des bâtiments combustibles.

Les conclusions tirées en janvier 2012 de la démarche ECS ne pouvaient pas être considérées comme complètes. En particulier, les limites de temps imposées dans le contexte de relative urgence ressenti à l'époque n'ont pas permis d'aller au fond de tous les sujets, comme les rapports de l'IRSN et de l'ASN le soulignent d'ailleurs. Ainsi, certains aspects compris dans le périmètre établi par l'ASN pour les ECS, du fait de leur complexité, n'ont pas été réellement explorés, tandis que d'autres n'ont pu être abordés que sur la base d'études existantes insuffisantes pour être pleinement conclusives.

Comme l'avait souligné dès février 2012 une analyse critique indépendante du processus ECS, « *une réserve générale doit être posée sur les conclusions apportées par les exploitants, du fait d'une part des limites dans l'analyse de l'état réel des installations, et d'autre part que les démonstrations présentées n'ont dans l'ensemble pas pu s'appuyer sur de nouvelles études* »²⁰. Cette analyse concluait également que « *le tableau des déclencheurs et aggravations possibles de situations accidentelles n'est pas complet et les situations étudiées dans les ECS ne sont donc pas "enveloppe" des scénarios d'accident* », pointant notamment les scénarios découlant de défaillances matérielles, d'erreurs humaines et d'actes de malveillance, les défaillances et agressions secondaires graves pouvant compliquer les scénarios d'accident causés par des agressions externes extrêmes, ou les facteurs susceptibles de rendre plus difficiles la gestion sur site de l'accident. Dans sa revue des ECS, l'IRSN avait également pointé la nécessité d'étudier les situations d'agression par des accidents survenant sur des transports ou installations industrielles en relevant le niveau de ces agressions par l'application à ces activités de la même logique déterministe sur des hypothèses d'agression extrême.

Si certains de ces sujets ont pu être couverts, en partie au moins, par différentes demandes d'études et démarches complémentaires (voir plus loin), ils n'ont cependant pas été réintégrés, ou très marginalement, dans le champ des prescriptions élaborées par l'ASN, qui est pour l'essentiel resté conforme au tableau initial.

17. Conseil de l'Union européenne, *Ad-Hoc Group on Nuclear Security – Final Report*, 31 mai 2012. Voir <http://bit.ly/penf0047>

18. IRSN, *Évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima : comportement des installations nucléaires françaises en cas de situations extrêmes et pertinence des propositions d'améliorations*, Rapport IRSN n°679 aux Groupes permanents pour les réacteurs et pour les usines des 8, 9 et 10 novembre 2011, Tomes 1 et 2. Voir <http://bit.ly/penf0028>

19. ASN, *Évaluations complémentaires de sûreté, Rapport de l'Autorité de sûreté nucléaire*, décembre 2011. Voir <http://bit.ly/penf0030>
ASN, *Avis n°2012-AV-0139 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi*. Voir <http://bit.ly/penf0029>

20. WISE-Paris / IEER, *Sûreté nucléaire en France post-Fukushima – Analyse critique des Évaluations complémentaires de sûreté (ECS) menées sur les installations nucléaires françaises après Fukushima*, février 2012. Voir <http://bit.ly/penf0048>

Traduction en prescriptions

Les premiers résultats ont donné lieu à des prescriptions formulées par l'ASN dès le 26 juin 2012, soit moins de 18 mois après la catastrophe, dans une série de décisions applicables à toutes les installations précédemment identifiées comme prioritaires²¹. Ces décisions, formulées centrale par centrale pour les installations d'EDF, restaient néanmoins pour la grande majorité d'entre elles identiques pour tous les réacteurs du parc²².

Elles portent principalement sur des renforcements matériels ou organisationnels liés à la protection contre les agressions externe, la prévention des scénarios d'accidents graves sur les réacteurs ou les piscines, leur gestion éventuelle et aux moyens de crise nécessaires à la gestion des accidents les plus graves. Ces prescriptions précisent notamment les attendus du « noyau dur ». Des prescriptions spécifiques viendront encadrer les exigences relatives à ce noyau dur le 23 janvier 2014²³. Là encore, la plupart des prescriptions sont identiques pour l'ensemble des réacteurs.

Ces prescriptions ne portent pas uniquement sur des modifications directes des installations conduisant à leur renforcement, ou même sur des modifications organisationnelles associées. En effet, une partie importante porte en réalité sur des études à mener dont les résultats doivent être conclusifs vis-à-vis de la nécessité de modifications supplémentaires, ou permettre de préciser les modifications à proposer par EDF, ce qui conduit à repousser à plus tard les modifications effectives associées

Ainsi, au fil du temps, une part des études attendues ont été renvoyées au processus de réexamen périodique des réacteurs. Ce glissement, étendu par la suite aux autres paliers, a d'abord concerné les mesures applicables aux réacteurs du palier 900 MWe, progressivement absorbées par le processus de quatrième réexamen périodique des 34 réacteurs (dont 32 restent en service après la fermeture de Fessenheim en 2020), dont l'instruction a commencé en 2013. Cette évolution renvoie la mise en œuvre concrète des modifications en résultant aux visites décennales dont font l'objet les réacteurs à l'occasion de ce réexamen périodique, bien au-delà de l'échéance des dix ans initialement envisagée pour intégrer le retour d'expérience de l'accident de Fukushima. Ce report ne concerne d'ailleurs pas que les modifications dont la mise en œuvre est suspendue à la réalisation d'études, parfois complexes et difficilement conclusives. Il s'applique également au final à certaines modifications pourtant identifiées et caractérisables très tôt, telle que la mise en place d'une source d'eau ultime.

Cette évolution pose fondamentalement problème du point de vue de la lisibilité des prescriptions et de leur application, à travers une information suffisamment claire et structurée permettant la compréhension et le suivi de l'ensemble du processus.

L'ASN s'était initialement doté d'un cadre de ce type, en lien avec la mise en place des ECS dans des conditions qui, sans atteindre des standards réellement satisfaisants, marquaient un réel progrès en matière de transparence et de pluralisme par rapport aux pratiques antérieures²⁴. Dans le respect du cadre européen des « tests de résistance », l'ASN a notamment produit dès 2012 un premier rapport de suivi du plan national d'action, suivi par trois autres en 2014, 2017 et 2020²⁵.

21. Voir par exemple ASN, *Décision n° 2012-DC-0274 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Belleville sur Loire (Cher) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n° 127 et 128*, et décisions similaires n° 2012-DC-0275 à 2012-DC-0292 pour les autres centrales. L'ensemble de ces décisions est regroupé sur une page du site de l'ASN, voir <http://bit.ly/penf0049>

22. Les dispositions spécifiques, pour l'essentiel associées à des caractéristiques propres à certains réacteurs ou certains sites et relevant de défaillances particulières à combler ou de traitements particuliers à appliquer, semblent dans l'ensemble avoir été mises en œuvre et ne sont pas analysées dans la suite de cette note. Certaines exceptions ont cependant pu être repérées, comme l'étape finale du renforcement de la digue de Tricastin destinée à protéger le site contre le risque d'une inondation complète en cas de séisme important, dont l'échéance est fixée à 2022.

23. Voir par exemple ASN, *Décision n° 2014-DC-0394 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Belleville-sur-Loire (Cher) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n° 2012-DC-0274 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire*, et décisions similaires n° 2014-DC-0395 à 2012-DC-0412 pour les autres centrales. L'ensemble de ces décisions est regroupé sur une page du site de l'ASN, voir <http://bit.ly/penf0051>

24. WISE-Paris / IEER, op. cit.

25. ASN, *Évaluations complémentaires de sûreté – Suivi des tests de résistance des centrales nucléaires françaises, Plan d'action de l'Autorité de sûreté nucléaire*, décembre 2012. Voir <http://bit.ly/penf0035>
ASN, *Suivi des tests de résistance des centrales nucléaires françaises, Mise à jour du plan d'action de l'Autorité de sûreté nucléaire*, décembre 2014. Voir <http://bit.ly/penf0036>
ASN, *Suivi des tests de résistance des centrales nucléaires françaises, Mise à jour du plan d'action de l'Autorité de sûreté nucléaire*, décembre 2017. Voir <http://bit.ly/penf0038>
ASN, *Suivi des stress tests des centrales nucléaires françaises, Rapport de clôture du plan d'action de l'Autorité de sûreté nucléaire*, décembre 2020. Voir <http://bit.ly/penf0046>

Le deuxième de ces rapports, en particulier, introduisait dès 2014 la notion d'un programme de mise en œuvre du retour d'expérience applicable à l'ensemble du parc selon trois phases dont le contenu, détaillé ou à l'étude, était précisé :

- la phase 1 concerne les moyens de nature plutôt légère et donc les plus rapides à déployer. Elle est définie comme la « *mise en place de dispositions temporaires ou mobiles visant à renforcer la prise en compte des situations principales de perte totales de la source froide ou de perte des alimentations électriques* » ;
- dans la phase 2, on vise la « *mise en œuvre des moyens définitifs de conception et d'organisation robustes aux agressions extrêmes, notamment les éléments fondamentaux du noyau dur, visant à faire face aux situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques au-delà des référentiels de sûreté en vigueur* » ;
- cette phase n'est toutefois pas conçue comme une atteinte pleine et entière des objectifs, dans la mesure où elle ne couvre qu'une partie des dispositions du noyau dur et qu'une partie des situations à considérer. C'est pourquoi la phase 3 est dès cette étape définie comme venant « *compléter la phase 2 notamment pour améliorer le taux de couvertures des scénarii d'accidents potentiels pris en compte* ».

Ce découpage se perd par la suite. Dans sa mise à jour de 2017, l'ASN indique d'abord que les travaux de la phase 3 seront réalisés à l'occasion des réexamens périodiques. On observe néanmoins qu'au fil du temps, une partie des actions relevant de la phase 2 a également glissé d'une mise en œuvre sur le parc par phase à une mise en œuvre reliée aux réexamens de sûreté, avec un important décalage de calendrier associé. Et pour finir, le rapport de clôture, publié en décembre 2020, ne fait même plus référence à cette notion de phases. Du reste, contrairement aux trois rapports précédents, celui-ci ne semble pas être mis en ligne sur le site de l'ASN, et n'être disponible que dans le cadre européen du suivi des plans nationaux sur le site du Groupement européen des autorités de sûreté nucléaire (ENSREG).

Ce glissement s'est produit en toute discrétion, sans que l'ASN ou l'exploitant n'affiche publiquement, dans une communication spécifique, ce changement de stratégie de mise en œuvre. Cette dilution du cadre a conduit, au-delà des questions de calendrier, à une plus grande difficulté à suivre les modifications mises en œuvre dans le cadre du retour d'expérience de Fukushima, puisque celles-ci sont dispersées dans différents exercices. Cela se traduit par exemple en termes d'information du public, par une alimentation de plus en plus sporadique de la partie du site internet de l'ASN consacré aux Évaluations complémentaires de sûreté. La dernière note d'information qui y est publiée date de mars 2016. Les dernières décisions explicitement relatives aux ECS concernant les réacteurs d'EDF datent de 2014, et le dernier plan d'action consultable sur le site est celui de décembre 2017.

Contraintes et enjeux

Le choix progressif de ne plus dissocier l'intégration du retour d'expérience de la catastrophe de Fukushima, conçue comme un objectif en soi, des processus réguliers de renforcement des exigences de sûreté pose également plusieurs problèmes de fond.

Respect des meilleurs délais

Le premier concerne les délais de mise en œuvre qui peuvent être considérés comme acceptables en regard de cet objectif, et du respect des intentions affichées. La notion de « *meilleurs délais* », dans lesquels l'ASN appelait dès janvier 2012 à renforcer la robustesse des installations pour rendre la poursuite de leur exploitation acceptable dans la durée, a sans doute été choisie dès l'entame du processus pour son caractère apparemment volontariste mais délibérément flou. Elle présente en effet l'avantage d'être difficilement objectivable, et de ce fait laissée, sans possibilité d'objection juridique notamment, à la libre et entière appréciation de l'ASN.

À l'image de la notion de « *meilleures technologies disponibles* », employée dans différents champs de la réglementation industrielle et environnementale, la notion de « *meilleurs délais* » peut pourtant s'entendre comme la mise en œuvre dans les délais les plus courts possibles du point de vue opérationnel, en fonction de résultats d'études qui doivent eux-mêmes être disponibles dès que possible pour caractériser techniquement les actions à entreprendre, et des conditions réalistes de mise en œuvre de ces actions sur les sites. Il est évident que les choix opérés par l'ASN, à son initiative ou sur proposition de l'exploitant, lorsque des échéances de prescription sont relâchées pour se caler sur le calendrier de travaux prévus au titre des visites décennales et des réexamens périodiques de sûreté, ne répondent que dans certains cas à des considérations de ce type. Dans la majorité des cas, aucune impossibilité de mettre en œuvre plus rapidement les prescriptions prévues n'est clairement identifiée et encore moins justifiée. Le calendrier retenu par l'ASN ne répond plus à l'exigence d'une augmentation « *dans les meilleurs délais* » de la robustesse des installations, pourtant prétendue nécessaire en 2012 pour la poursuite de leur exploitation.

Articulation avec la prolongation de fonctionnement

Cette notion de poursuite d'exploitation est d'autant plus cruciale dans le contexte de l'instruction menée depuis 2013 sur les conditions de prolongation du fonctionnement des réacteurs d'EDF au-delà de 40 ans.

La réflexion sur l'intégration du retour d'expérience de Fukushima aurait naturellement pu conduire à privilégier le remplacement des réacteurs vieillissants, et obsolètes dans leur conception en regard de l'approche déterministe induite par les ECS, par des réacteurs intrinsèquement plus robustes comme l'est, dans sa conception au moins, le réacteur EPR (qui, même s'il a lui aussi été conçu bien avant cet accident, intègre en revanche le retour d'expérience de celui de Tchernobyl). Le directeur de l'IRSN appelait, dès 2011, à « *se demander, plutôt que de prolonger nos anciens réacteurs, parce qu'ils reviennent moins chers, s'il ne serait pas temps d'en construire de nouveaux plus performants et plus sûrs* »²⁶. Il évoquait même, en 2013, la possibilité de « *changer de paradigme, d'imaginer d'autres types de réacteurs et d'arrêter la course à la puissance* », pointant les « *quantités gigantesques d'énergie stockées* » dans un EPR²⁷. Dans leur analyse des ECS, en février 2012, WISE-Paris et l'IEER avaient également appelé à une réflexion sur la conception des installations visant à « *réduire en amont le potentiel de danger* » des réacteurs.

Ces options n'ont pas été réellement considérées. La stratégie de prolongation massive avait été décidée dès 2008 par EDF, et intégrée dans sa trajectoire financière. Elle a été validée pour l'essentiel par les gouvernements successifs, qui l'ont définitivement entérinée dans la Programmation pluriannuelle de l'énergie élaborée à partir de 2017 et fixée réglementairement en 2020²⁸. Comme l'a souligné l'Institut négaWatt dans sa contribution à la consultation sur le projet de décision de l'ASN concernant les conditions de prolongation de fonctionnement des réacteurs 900 MWe, « *les décisions de prolongation ont donc de facto été prises, hors de toute véritable concertation (...), avant l'aboutissement de l'instruction générique préparatoire au quatrième réexamen périodique. L'enchaînement des décisions a progressivement créé les conditions d'une nécessité de prolongation d'une très grande majorité des réacteurs (...). Cette situation de fait accompli a mécaniquement restreint le champ des exigences de sûreté réalistement applicables à la prolongation de fonctionnement des réacteurs. Elle a eu un impact mesurable sur les prescriptions proposées par l'ASN, tant du point de vue des exigences que des conditions de mise en œuvre* »²⁹.

Un des exemples les plus évidents en est le fait que, bien que l'ASN ait fait de la réduction du risque de dénoyage du combustible dans les piscines de désactivation l'un des objectifs prioritaires tirés du retour d'expérience de Fukushima, et sachant que le bâtiment combustible de l'EPR de Flamanville est doté par conception d'une enceinte robuste dont les exigences ont elles-mêmes été renforcées au cours de sa construction, toute disposition de renforcement du génie civil significativement moins robuste des bâtiments combustible des réacteurs existant a été écartée. L'objectif formulé par l'ASN pour les réacteurs prolongés, c'est-à-dire « *l'élimination pratique du risque de fusion des assemblages de combustible* »³⁰, et les moyens mis en œuvre pour l'atteindre restent significativement en écart par rapport à l'EPR³¹.

L'intégration dans les meilleurs délais des prescriptions de renforcement post-Fukushima des réacteurs existants devenait d'autant plus cruciale dans ce contexte. L'ASN avait d'ailleurs fixé dès 2013, dans sa première note de position sur les conditions de prolongation des réacteurs de 900 MWe au-delà de leur durée de vie initialement prévue de 40 ans, l'objectif de les renforcer pour s'approcher « *aussi près que possible du niveau d'exigence de l'EPR* »³² – objectif régulièrement rappelé sous diverses formes depuis.

Dans son rapport de suivi du plan d'action de 2014, l'ASN soulignait à propos de la phase 3, visant la complétude des actions de renforcement et de la mise en œuvre du noyau dur vis-à-vis de l'ensemble des situations extrêmes, que « *EDF indique que ces moyens ont été définis également dans l'optique de la poursuite du fonctionnement des réacteurs au-delà de quarante ans* ». La mise en œuvre des prescriptions prévues, et la clarification du niveau de sûreté qu'elles sont censées permettre d'atteindre et de l'écart qui subsiste avec les exigences applicables à de nouveaux réacteurs devraient être dans ces conditions, sur le principe comme sur le fond, un préalable à toute décision de poursuite de l'exploitation des réacteurs au-delà des 40 ans³³.

26. Interview dans *Le Figaro*, op. cit.

27. Interview dans *Le Monde*, op. cit.

28. Ministère de la transition écologique et solidaire, *Stratégie française pour l'énergie et le climat – Programmation pluriannuelle de l'énergie 2019-2023 2024-2028*, avril 2020. Voir <http://bit.ly/penf0052>

29. Institut négaWatt, *Contribution à la consultation du public sur les conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de 40 ans*, 22 janvier 2021. Voir <http://bit.ly/penf0022>

30. ASN, *Lettre de position sur les orientations génériques du réexamen périodique associé aux quatrième visites décennales des réacteurs de 900 MWe d'EDF (VD4-900)*, CODEP-DCN-2016-007286, 20 avril 2016. Voir <http://bit.ly/penf0054>

31. WISE-Paris, *Processus de 4^{ème} réexamen périodique de sûreté des réacteurs de 900 MWe d'EDF – État des lieux et principaux enjeux*, 31 mars 2019. Voir <http://bit.ly/penf0021>

32. ASN, *Lettre de position relative au programme générique proposé par EDF pour la poursuite du fonctionnement des réacteurs en exploitation au-delà de leur quatrième réexamen de sûreté*, CODEP-DCN-2013-013464, 28 juin 2013. Voir <http://bit.ly/penf0053>

33. WISE-Paris, 31 mars 2019, op. cit.

Enjeux de conformité

Le relèvement des exigences, et l'enjeu d'un renforcement de la sûreté d'installations anciennes a progressivement mis en évidence, au cours de l'instruction du 4^{ème} réexamen périodique de sûreté des réacteurs de 900 MWe, l'importance pour atteindre ces objectifs du bon niveau de conformité des installations à leur référentiel de sûreté. Il s'agit de s'assurer que l'état des équipements, des ouvrages de génie civil, des dispositions organisationnelles, et même des études est conforme aux hypothèses retenues dans la démonstration de sûreté pour garantir le respect des exigences fixées.

L'IRSN rappelle cet enjeu dans un ouvrage de référence actualisé en 2021 sur la démarche de sûreté : « *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* »³⁴. Un bilan complet du retour d'expérience de Fukushima devrait donc inclure un bilan poussé de la conformité des installations à leurs exigences de sûreté. La présente note ne traite pas cette question, qui n'entre pas dans le champ direct des prescriptions issues du processus des ECS. Elle doit toutefois être gardée à l'esprit dans la mesure où tout renforcement de sûreté est inopérant s'il n'est pas mis en œuvre conformément à ce qui est prévu ou s'il s'appuie sur des moyens existants dans les installations qu'il vient théoriquement renforcer alors qu'ils sont en fait défaillants.

Sans dresser le bilan de conformité complet des installations, de nombreux incidents viennent rappeler régulièrement que les non conformités sont nombreuses sur le parc nucléaire, qu'elles soient issues d'une erreur de conception, de construction, ou d'une maintenance insuffisante³⁵. Ces manquements à la conformité sont suffisamment récurrents pour inquiéter l'IRSN, qui soulignait dans un avis de 2019 que la « *culture de conformité* » n'était pas encore ancrée dans les mentalités et les pratiques de l'exploitant³⁶.

En janvier 2021, l'IRSN faisait également le constat que « *dix ans après l'accident de Fukushima-Daiichi, des écarts de conformité susceptibles de remettre en cause la gestion des situations accidentelles H1 et H3, ou d'accroître la probabilité d'occurrence de ces dernières, demeurent et sont, pour certains, susceptibles de perdurer* »³⁷. Cette situation n'est évidemment pas compatible avec la mise en œuvre pleine et entière des prescriptions visant à atteindre le niveau de robustesse fixé pour les réacteurs après Fukushima.

Principaux concepts

La réponse à la catastrophe de Fukushima, telle qu'elle a été élaborée pour augmenter la robustesse des réacteurs existants à la lumière des « tests de résistance » et de l'analyse des évaluations complémentaires de sûreté, repose essentiellement sur deux concepts aux fonctions très complémentaires. Le premier, fondé sur l'idée de disposer de moyens plus efficaces pour faire face à d'éventuelles situations extrêmes sans attendre des renforcements plus profonds, consiste à pouvoir mobiliser sur tout réacteur se trouvant confronté à une telle situation des dispositifs mobiles et légers. Le second, nécessairement plus long à définir et à mettre en œuvre, consiste à l'inverse à définir des moyens lourds et fixes, conçus pour être robustes aux situations les plus extrêmes envisagées, afin de maîtriser le risque de rejets dans l'environnement même dans ces situations.

Force d'action rapide du nucléaire (FARN)

La Force d'action rapide du nucléaire (FARN) est une des principales nouveautés dans l'organisation de la gestion de crise. Ce dispositif vise à pouvoir apporter l'aide humaine et matérielle nécessaire pour assurer la gestion d'une situation accidentelle sur n'importe quel site concerné, y compris en cas d'aléas extrêmes. Il est composé de quatre bases régionales (Civaux, Bugey, Paluel, Dampierre) réparties géographiquement pour pouvoir intervenir dans un délai de 24 h sur n'importe quelle centrale nucléaire française.

Sa mise en œuvre s'est déroulée en plusieurs étapes. Dans un premier temps, à l'échéance de la fin de l'année 2012, le dispositif devait être dimensionné pour pouvoir secourir un réacteur par site. Dans une deuxième étape, avant la fin 2014, la FARN devait pouvoir secourir tous les réacteurs d'un même site (soit 2 ou 4 réacteurs selon les sites). Ce niveau de déploiement opérationnel ne suffisait pas pour la centrale de Gravelines, qui comporte 6 réacteurs : fin 2015, le dispositif était opérationnel également pour une intervention sur tous les réacteurs de Gravelines simultanément.

34. IRSN, *Éléments de sûreté nucléaire – Les réacteurs à eau sous pression*, EDP sciences, 2021. Voir <http://bit.ly/penf0031>

35. WISE-Paris, op. cit.

36. IRSN, *Avis 2019-00048, EDF – REP – Vérification de la conformité des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe*, 6 mars 2019. Voir <http://bit.ly/penf0032>

37. IRSN, *Avis 2021-00001, EDF – Réacteurs électronucléaires – Situations couvertes à « Fukushima + 10 ans »*, 7 janvier 2021. Voir <http://bit.ly/penf0033>

Le déploiement de la FARN est au cœur de l'approche initialement qualifiée par l'ASN de première phase. Cette capacité de projection de moyens nationaux sur les sites s'accompagne de dispositions de renforcement sur chaque site dont l'une des finalités est de conforter la capacité d'action des équipes du site et de la FARN dans les situations extrêmes. Il s'agit par exemple de protéger davantage les locaux de gestion de crise, de renforcer certains moyens de secours ou d'instrumentation, ou de mettre en place les piquages nécessaires au raccordement des moyens d'alimentation électrique, de refroidissement et de secours déployés par la FARN.

Concept de noyau dur (ND)

C'est dans le cadre de la démarche développée pour son analyse des propositions d'EDF que l'IRSN a fait émerger le concept de « noyau dur », compris comme un ensemble « *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"* ». L'objectif assigné à ce noyau dur est en particulier de répondre aux enjeux de sûreté dans la première phase de l'accident, de façon a priori plus robuste et moins soumise aux aléas de déploiement que ne peuvent l'être les moyens prévus dans la première phase.

Pour répondre à cet objectif, toujours selon l'IRSN, « *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.* »

L'introduction du concept de noyau dur peut être considérée comme décisive pour envisager qu'il est possible de renforcer les réacteurs existants au point d'atteindre les objectifs assignés par l'approche déterministe des situations extrêmes considérée dans les ECS. Cette ambition se heurte en effet aux limites intrinsèques dont souffrent dans leur conception et dans leur dimensionnement des réacteurs pensés pour l'essentiel à une époque où l'on pensait encore exclue la possibilité même d'un accident de fusion du cœur. Dans une démarche de défense en profondeur, les possibilités de renforcement significatif de ces réacteurs résident, pour une part dans le relèvement en amont de leur protection externe contre les agressions, mais surtout dans l'amélioration des moyens ultimes dont ils disposent pour gérer une situation accidentelle et pour en maîtriser les effets.

Ce renforcement par l'aval s'avère être la seule approche effective pour s'approcher par exemple des exigences attachées à la sûreté d'un réacteur EPR, beaucoup plus robuste par conception et doté d'équipements de secours plus diversifiés et redondants. Comme le rappelait WISE-Paris en 2019, « *il convient toutefois de noter que, vis-à-vis de l'équilibre des dispositions entre les différents niveaux de la défense en profondeur, et donc de la robustesse d'ensemble de cette démarche, l'introduction de ces dispositions ne peut pas être considérée comme équivalente à un renforcement portant davantage sur les premiers niveaux* »³⁸.

Pour ce « noyau dur », tous les exploitants devaient remettre le 30 juin 2012 un dossier détaillé présentant les matériels à ajouter et les échéances associées. C'est sur cette base que l'ASN a précisé dans ses décisions de janvier 2014 les prescriptions applicables au noyau dur des réacteurs d'EDF, tant du point de vue de l'évaluation du niveau d'aléa qualifié d'extrême contre lequel ces éléments de noyau dur doivent être rendus robustes, que du point de vue de la caractérisation des équipements, structures, systèmes et composants existant ou devant être créés appelés à constituer ce noyau dur.

L'IRSN considère aujourd'hui que « *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* ». Ce constat ne dit pas comment s'est établi l'arbitrage entre la part d'éléments existants mobilisés pour contribuer à ce noyau dur et l'ajout, potentiellement plus complexe et plus coûteux mais susceptible d'être plus robuste, de moyens nouveaux.

De plus, le recours même partiel à des éléments existants n'est pas anodin et pose au moins deux problèmes par rapport aux exigences visées. Le premier concerne le niveau de robustesse des éléments du noyau dur aux aléas extrêmes : il est en général plus facile de dimensionner de nouveaux éléments, en les dotant de marges de sûreté, à ces niveaux plus élevés d'agressions que d'amener des dispositifs existants au même niveau de dimensionnement, avec les mêmes marges.

38. WISE-Paris, op. cit.

Concrètement, l'intégration d'éléments existants risque de réduire les marges par rapport à l'intégration de nouveaux moyens, soit en allant moins loin dans leur renforcement que dans le dimensionnement d'éléments neufs, soit en relevant le niveau d'aléa auquel ils sont considérés robustes sans pour autant les renforcer³⁹.

Elle prive également l'installation de la redondance qu'apporterait l'ajout d'éléments aux fonctions équivalentes. Enfin, la combinaison d'éléments anciens et nouveaux dans le noyau dur pose la question de leur articulation, cet interfaçage étant lui-même susceptible, du point de vue technique ou organisationnel, de générer lui-même des vulnérabilités contraires à l'objectif global de robustesse, qui ne peut s'entendre que sur l'ensemble de la chaîne formée par les dispositifs du noyau dur.

Le noyau dur n'apporte toute la garantie de robustesse qui lui est assignée que lorsque son déploiement est complet, et cette robustesse est a priori celle de ses maillons les moins renforcés. Cette notion est essentielle pour mesurer l'enjeu de mise en œuvre des trois phases telles qu'initialement dessinées par l'ASN, et les différences majeures qui les séparent. L'introduction des éléments « fondamentaux » du noyau dur prévue dans la deuxième phase vient évidemment substituer des moyens répondant aux exigences correspondantes de robustesse aux moyens plus légers mobilisés dans la première phase, ce qui constitue une amélioration.

À cette étape, la mise en œuvre des moyens du noyau dur repose néanmoins encore, pour être opérationnelle, sur des moyens qui, bien que renforcés dans la phase 1, ne sont pas amenés au niveau de robustesse assigné au noyau dur : il s'agit par exemple des moyens mobiles de piquage, qui peuvent rester nécessaires pour relier les équipements de secours du noyau dur et les équipements qu'ils doivent secourir dans le bâtiment réacteur ou dans le bâtiment combustible, des locaux du centre de crise tant qu'un nouveau centre « bunkérisé » n'a pas été construit, ou encore des éléments du contrôle-commande. Ce n'est qu'à l'issue de la troisième phase, lorsque l'ensemble des moyens nécessaires au fonctionnement autonome du noyau dur ont été renforcés ou construits avec le niveau de robustesse requis, que l'objectif de sûreté correspondant est susceptible d'être pleinement atteint.

État des lieux des mesures

Comme indiqué plus haut, il n'existe pas de suivi public régulièrement actualisé de la mise en œuvre des mesures décidées au cours des différentes étapes rappelées précédemment. Seules des informations ponctuelles et incomplètes sont publiées de manière dispersée. De plus, les premières prescriptions ECS, telles qu'elles ont été formulées en 2012 et complétées en 2014, ont évolué au fil du temps, certaines étant complétées, d'autres fusionnées, d'autres encore intégrées à des prescriptions portées dans d'autres processus. La structure d'ensemble de ces prescriptions a elle-même évolué, l'ASN oscillant entre une présentation suivant une organisation thématique des prescriptions et un regroupement selon les phases envisagées pour leur mise en œuvre. Il est donc extrêmement difficile, malgré l'importance majeure du sujet, d'avoir une vision d'ensemble des mesures déjà opérationnelles, installation par installation.

L'ASN ne semble pas disposer elle-même de cette vision détaillée dans une version communicable, si l'on en croit le délai et le contenu de sa réponse à la demande d'information que lui a transmise Greenpeace France en décembre 2020 pour les besoins de la présente analyse. Il apparaît en effet que cette réponse s'appuie pour l'essentiel sur un tableau rempli à la demande de l'ASN par EDF, et ne porte que sur les prescriptions déjà mises en œuvre sur le parc, alors que pour les autres prescriptions l'ASN se borne dans la majorité de ses réponses à rendre compte des échéances de réalisation prévues par EDF au lieu de préciser les échéances qu'elle a fixées.

Le questionnaire transmis par Greenpeace s'appuyait sur un regroupement thématique de 25 mesures distinctes, présentées dans le **tableau 1** ci-après. Ces mesures, formulées dans des termes identiques ou très proches de ceux que l'ASN a utilisés dans ses décisions ou dans les rapports d'avancement de son plan d'action, sont retenues dans la présente analyse comme les plus importantes des mesures directement et spécifiquement liées au processus de renforcement post-Fukushima, dans les différents champs couverts par cet objectif de renforcement⁴⁰.

39. La réponse apportée par l'ASN à Greenpeace le 3 mars 2021 fournit quelques exemples illustrant cette démarche, qu'elle s'applique à des éléments du noyau dur ou à d'autres renforcements prescrits. Ainsi l'ASN indique par exemple que les centrales de Cruas et de Belleville n'ont pas eu besoin de travaux pour répondre à la prescription sur la mise en place de premières protections contre les inondations extrêmes, ou encore qu'EDF a justifié, pour l'ensemble des réacteurs de type 1300 MWe et 1450 MWe, que les moyens déjà existants permettent d'injecter de l'eau borée dans le circuit primaire en cas de perte totale d'alimentation électrique du site lorsque le circuit primaire est ouvert. Voir ASN, note DVS-DCN-ATR-35236-2021, op. cit.

40. L'analyse porte sur les actions relatives aux renforcements des moyens de prévention et de maîtrise des situations accidentelles sur le site et ne traite pas des enjeux relatifs à l'organisation des secours, aux moyens de protection des populations, à l'extension des périmètres d'application de ces mesures (plans particuliers d'intervention, etc.) ou encore à la gestion post-accidentelle dans les territoires concernés.

Tableau 1 • Mesures de renforcement prévues dans le périmètre des prescriptions tirées des évaluations complémentaires de sûreté intégrées à l'analyse

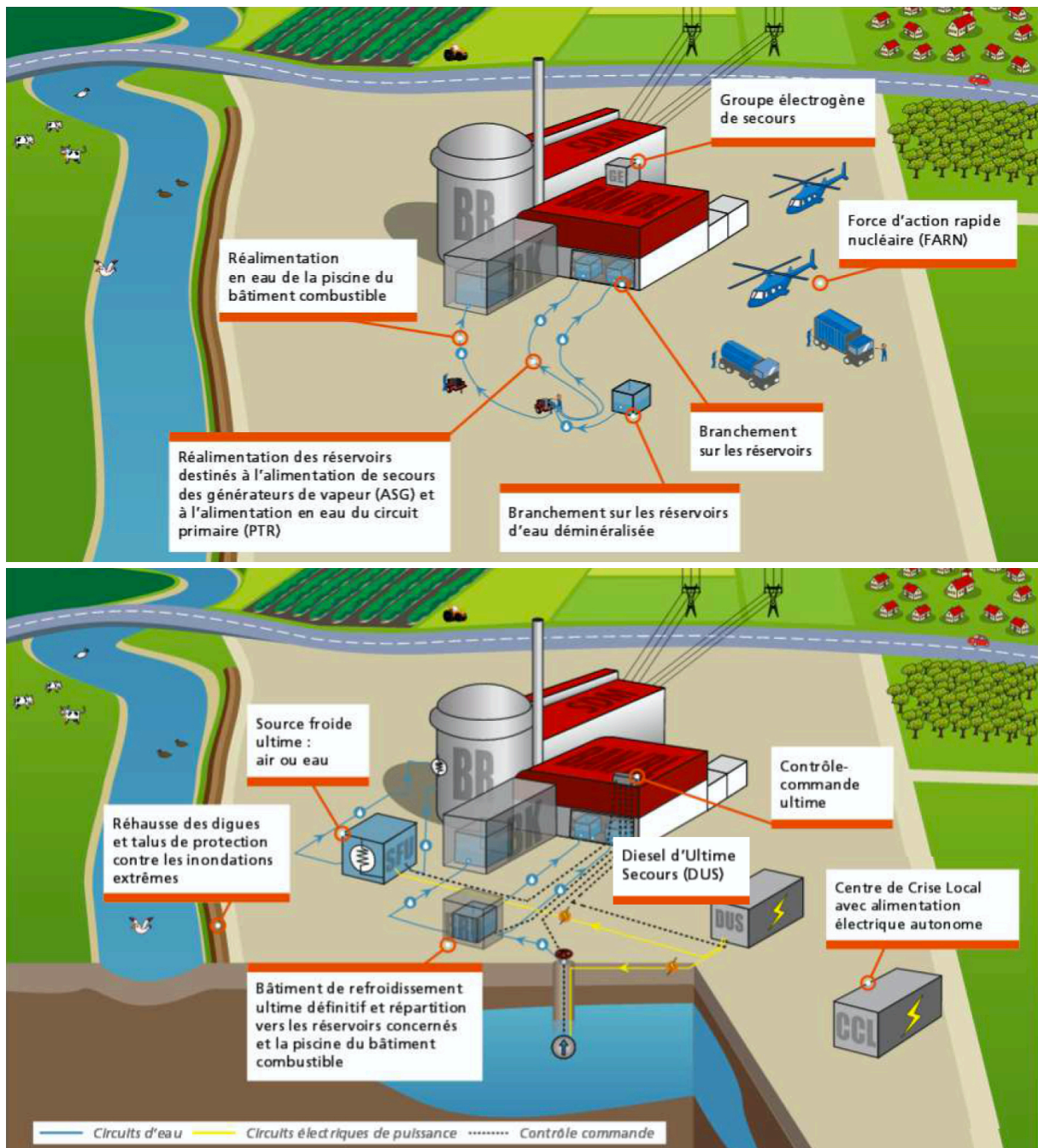
Moyens mobiles
<ul style="list-style-type: none"> • Mise en place de piquage de raccordement pour les moyens mobiles, notamment ceux de la FARN • Mise en place de la FARN
Conduite de crise
<ul style="list-style-type: none"> • Renforcement des moyens locaux de crise existants (pompes, groupe électrogène, flexibles...) • Renforcement des équipes de conduite, pour être en capacité de piloter l'ensemble des situations extrêmes étudiées dans les tests de résistance • Construction sur chaque site d'un centre de crise local capable de résister à des agressions externes extrêmes (fonctionnellement autonome en situation de crise)
Renforcement aux aléas
<ul style="list-style-type: none"> • Renforcement de la tenue au séisme (SMS) et à l'inondation (crue millénaire majorée) des locaux de gestion de crise • Mise en place d'un arrêt automatique du réacteur en cas de séisme • Renforcement de la tenue sismique du filtre de l'évent de l'enceinte de confinement • Mise en place des premières protections contre des inondations extrêmes (pluies de forte intensité et rupture de réservoirs sous séisme) en complément de la protection volumétrique existante
Gestion de l'accident (bâtiment réacteur)
<ul style="list-style-type: none"> • Mise en place d'un appoint d'eau ultime pour chaque réacteur (sur le réservoir de traitement et de réfrigération des piscines « PTR » et les circuits d'alimentation de secours des générateurs de vapeur) • Installation de paniers de tétraborate de soude permettant de réduire l'émission d'iodes gazeux en situation d'accident grave pour les réacteurs ne disposant pas de grappes de commande « AIC » • Mise en place de moyens permettant de détecter le percement de la cuve ou la présence d'hydrogène dans l'enceinte • Évacuation de la puissance résiduelle par les générateurs de vapeur au moyen d'un circuit d'alimentation de secours ultime et indépendant, alimenté par la source d'eau ultime • Ajout d'une nouvelle pompe d'appoint au circuit primaire • Finalisation des raccordements de l'appoint ultime, par des circuits fixes, au système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, et au réservoir PTR
Gestion de l'accident (bâtiment piscine)
<ul style="list-style-type: none"> • Mise en place d'une instrumentation de mesure de niveau secourue électriquement dans les piscines • Mise en place d'un appoint d'eau ultime pour chaque piscine • Mise en place des premiers dispositifs permettant, en cas de brèche sur le tube de transfert ou les tuyauteries de vidange des compartiments de la piscine, de prévenir le dénoyage des assemblages de combustible en cours de manutention et de mettre les assemblages de combustible en position sûre • Finalisation des raccordements de l'appoint ultime, par des circuits fixes, à la piscine de désactivation du combustible
Prévention des rejets dans l'environnement (réacteur)
<ul style="list-style-type: none"> • Mise en place d'un système ultime de refroidissement de l'enceinte (ne nécessitant pas l'ouverture de l'évent filtré de l'enceinte de confinement) • Mise en place d'une solution de noyage du puits de cuve pour prévenir la traversée du radier par le corium
Moyens ultimes (noyau dur)
<ul style="list-style-type: none"> • Mise en place de diesels d'ultime secours de moyenne capacité • Mise en place d'un diesel d'ultime secours de grande capacité y compris la construction d'un bâtiment dédié • Mise en place d'une source d'eau ultime dédiée • Mise en place d'un système de contrôle commande ultime et de l'instrumentation définitive du noyau dur

Source : Institut négaWatt, décembre 2020

Philosophie générale

Bien que cette approche par thème reste pertinente pour apprécier les enjeux associés aux différentes mesures du point de vue de la démarche de sûreté et du renforcement des exigences de sûreté, elle ne rend pas compte des enjeux associés à la répartition dans le temps des différentes réalisations, autour de la notion de phases successives de mise en œuvre. Les schémas de la **figure 1** illustrent, telles qu'elles ont été envisagées par EDF, les dispositions prévues à court terme, dans le cadre d'un renforcement essentiellement mobile des capacités d'alimentation électrique, de refroidissement et de gestion opérationnelle de crise, et les dispositions prévues à terme dans le cadre de la mise en œuvre de l'ensemble des éléments robustes et fixes constituant le « noyau dur ». L'état décrit dans le premier schéma représente globalement celui qui est visé à travers la phase 1 des travaux ; le second schéma représente l'état visé à l'issue du déploiement de l'ensemble du noyau dur, dont une partie dans la phase 2 et les compléments dans la phase 3.

Figure 1 • Principaux renforcements tels que prévus ou réalisés par EDF à court et moyen terme au cours du processus d'instruction



Source : EDF, Présentation à la CLIS de Fessenheim, mars 2017

Phase 1

La phase 1 de la mise en place des mesures post-Fukushima, telle que décrite dans les plans d'action nationaux de l'ASN, s'est déroulée entre 2012 et 2015. Il s'agissait de mettre en place des dispositions, temporaires ou mobiles, « visant à renforcer la prise en compte des situations principales de perte totales de la source froide (dites "situations H1") ou de perte des alimentations électriques (dites "situations H3") », avant la mise en œuvre de moyens fixes et pérennes lors de la phase suivante. Les actions comprises pendant cette phase comprenaient les points suivants :

- ◆ Le renforcement des moyens locaux de gestion de crise existants, pour l'essentiel au niveau des pompes, des groupes électrogènes, et des flexibles nécessaires à la gestion mobile des différents équipements.
- ◆ La mise en place des diesels dits d'ultime secours de moyenne capacité (en attendant les véritables diesels d'ultime secours, dimensionnés avec des marges et protégés par un bâtiment bunkérisé, prévus dans la phase suivante).
- ◆ Le renforcement de la tenue des locaux existants de gestion de crise au séisme, pour au niveau maximal considéré jusqu'alors dans la démarche de sûreté (dit séisme majoré de sécurité, ou SMS) et la tenue à l'inondation, au niveau maximal également considéré (crue millénaire majorée).
- ◆ La mise en place des piquages de raccordement pour les moyens mobiles, destinés notamment à permettre la mise en œuvre des équipements de secours prévus d'être déployés par la FARN.
- ◆ La mise en place, de manière opérationnelle, de la FARN elle-même.
- ◆ La mise en place pour chaque réacteur d'un dispositif d'arrêt automatique du réacteur en cas de séisme.
- ◆ La mise en place d'une instrumentation de mesure de niveau secourue électriquement dans les piscines des bâtiments combustible.

L'ASN indiquait dans son Plan d'action national de 2017 que toutes ces dispositions ont été mise en œuvre pour l'ensemble du parc. Cependant, les indications qu'elle fournit dans sa réponse du 3 mars 2021 au courrier de Greenpeace montrent que cela n'est au contraire pas encore le cas pour l'une d'entre elles : « *la fonction d'arrêt automatique du réacteur en cas de séisme est en service sur Tricastin 1, Bugey 2, Chooz B1 et B2. EDF prévoit de la mettre en service sur les autres réacteurs de 900 MWe (sauf ceux de Fessenheim) lors de leur quatrième visite décennale et sur les autres réacteurs de 1450 MWe lors de leur deuxième visite décennale. EDF prévoit de la mettre en service sur les réacteurs de 1300 MWe lors de leur quatrième visite décennale* »⁴¹. Ainsi, alors que cette mesure devait être mise en place au plus tard en 2015, et alors que l'ASN avait communiqué publiquement sur sa bonne réalisation, cette mesure n'est en réalité pas mise en œuvre sur la plupart des réacteurs, et est repoussée par l'ASN à 2035 pour les dernières tranches.

En ce qui concerne les autres mesures, l'ASN indique dans son courrier du 3 mars 2021 qu'elles ont été mises en œuvre dans le respect des échéances fixées.

Phase 2

La phase 2, telle que décrite dans les plans nationaux de l'ASN, devait être mise en place entre 2015 et 2020 initialement, cette période étant élargie à 2021 dans la mise à jour du plan d'action national publiée par l'ASN en 2017. Cette phase correspond à la « *mise en œuvre de moyens définitifs de conception et d'organisation robustes aux agressions extrêmes, notamment les éléments fondamentaux du noyau dur, visant à faire face aux situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques au-delà des référentiels de sûreté en vigueur* ».

La situation des réacteurs par rapport à la mise en œuvre de cette deuxième phase est plus difficile à établir, compte tenu de l'état d'avancement contrasté des différentes mesures qui s'y rattachent. Parmi celles-ci, on peut notamment identifier les points suivants.

- ◆ La première disposition est la « *mise en place d'un diesel d'ultime secours de grande capacité y compris la construction d'un bâtiment dédié, avant le 31 décembre 2018* ». Cette mesure, qui doit notamment permettre l'alimentation électrique en toutes circonstances des équipements du noyau dur, a pris du retard au point qu'une décision vienne autoriser le report de l'échéance initialement fixée (voir plus loin). Cette mesure semble néanmoins complètement réalisée depuis février 2021 pour l'ensemble des réacteurs, même si les difficultés rencontrées sèment le doute sur la qualité finale de ces réalisations, et sur le fonctionnement conforme aux attendus des DUS qui en découle.

⁴¹. ASN, note DVS-DCN-ATR-35236-2021, op. cit.

- ◆ Les deux mesures suivantes concernent la « mise en place d'une source d'eau ultime dédiée » et la « mise en place d'un appoint d'eau ultime pour chaque réacteur (sur le réservoir de traitement et de réfrigération des piscines "PTR" et les circuits d'alimentation de secours des générateurs de vapeur) et chaque piscine ». Des prescriptions de même nature, [AG-B] et [PISC-A-I], figurent dans la décision de l'ASN sur les conditions de poursuite de fonctionnement des réacteurs 900 MWe au-delà de 40 ans, soumise à consultation du public début 2021⁴². La source d'eau ultime dédiée n'est en place que sur les deux réacteurs 1300 MWe de Flamanville, sur Bugey-2 et sur Tricastin-1 (soit, pour ces deux derniers, les deux réacteurs du palier 900 MWe à avoir terminé leur 4^{ème} visite décennale). Pour les autres réacteurs en fonctionnement, l'ASN indique qu'« EDF a pour objectif d'avoir terminé toutes les sources d'eau ultimes en 2022 ou 2023 et de disposer au moins de solutions provisoires fin 2021 », sans préciser si une prescription encadre ces nouveaux délais. l'IRSN indique dans son avis du 7 janvier 2021 que « 24 réacteurs ne disposeront pas de leur source d'eau diversifiée à fin 2021 ».

En ce qui concerne la mise en place d'un appoint d'eau ultime pour chaque réacteur et chaque piscine, l'ASN indique dans son courrier du 3 mars 2021 que « l'ASN n'a pas prescrit à EDF de mettre en place un appoint d'eau ultime vers le réservoir "PTR". Les appoints en eau provenant de la source d'eau ultime, vers la piscine d'entreposage du combustible et vers l'alimentation de secours de générateurs de vapeur, sont réalisés au même rythme que les sources d'eau ultimes ». Elle précise également que « des piquages ont été installés sur les réacteurs pour que la FARN puisse réaliser des appoints en eau à la piscine d'entreposage du combustible, au réservoir "PTR", et à l'alimentation de secours des générateurs de vapeur, à partir de différentes réserves d'eau déjà présentes sur le site », ce qui correspond aux dispositions prévues dans la phase 1.

- ◆ La mesure suivante consiste à un « renforcement de la tenue sismique du filtre de l'évent de l'enceinte de confinement ». Il s'agit ici de s'assurer qu'en cas d'accident après un séisme, les rejets hors de l'enceinte pourraient toujours être filtrés, afin de diminuer drastiquement la quantité de radionucléides relâchés dans l'environnement en cas de nécessité d'ouverture de l'enceinte. Un premier renforcement, au niveau du séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV) a selon les informations transmises par l'ASN été réalisé sur les réacteurs de Bugey-2 et 3, Tricastin-3 et 4, Cattenom-2, Belleville-1, Nogent-2, Civaux-1 et Chooz B-1 et 2. Pour les autres réacteurs en service, EDF prévoit une réalisation pour fin 2022. Dans un second temps, il est prévu un renforcement au niveau plus pénalisant de séisme majoré de sécurité (SMS).

La prescription [AG-C-II] du projet de décision de l'ASN précité affiche un calendrier s'étalant de 2026 à 2036 pour les réacteurs de 900 MWe, correspondant à 5 ans après leur quatrième visite décennale – l'ASN a en effet accepté qu'une partie des travaux prévus à l'occasion de ces visites décennales fassent l'objet d'un deuxième lot reporté à une visite partielle. Cette mesure n'est donc actuellement que très partiellement mise en œuvre.

- ◆ La « mise en place de moyens permettant de détecter le percement de la cuve ou la présence d'hydrogène dans l'enceinte » pour aider à la gestion d'un accident grave a été réalisée, dans le respect de l'échéance qui était fixée à fin 2017.. Il faut cependant souligner qu'EDF ne semble pas avoir intégré ces équipements au noyau dur.
- ◆ La « construction sur chaque site d'un centre de crise local capable de résister à des agressions externes extrêmes (fonctionnement autonome en situation de crise) » n'a été réalisée que pour le site de Flamanville. Pour les autres réacteurs, l'ASN indique qu'EDF s'est fixée pour objectif 2026 pour l'ensemble du parc, sans préciser si cette nouvelle échéance est encadrée par une prescription.
- ◆ L'« installation de paniers de tétraborate de soude permettant de réduire l'émission d'iodes gazeux en situation d'accident grave » pour certains réacteurs, et donc de réduire l'impact sanitaire des rejets a été réalisée pour l'ensemble des réacteurs concernés (réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe), sans que les informations disponibles permettent de savoir si les échéances prescrites ont été respectées.
- ◆ La « mise en place des premières protections contre les inondations extrêmes » a été réalisée dans les délais impartis. Dans le cas de Cruas et de Belleville, EDF a justifié le respect de cette prescription sans mettre en œuvre aucune action de renforcement supplémentaire.
- ◆ La « mise en place des premiers dispositifs permettant, en cas de brèche sur le tube de transfert ou les tuyauteries de vidanges des compartiments de la piscine, de prévenir le dénoyage des assemblages de combustible en cours de manutention et de mettre les assemblages de combustible en position sûre au moyen de commandes manuelles de secours » a été mise en œuvre pour 29 réacteurs (incluant les deux réacteurs définitivement fermés de la centrale de Fessenheim). Pour les autres, l'ASN indique qu'EDF prévoit de terminer la mise en œuvre fin 2021.

42. ASN, Décision n° 2021-DC-0706 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 février 2021 fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires du Blayais (INB n° 86 et n° 110), du Bugey (INB n° 78 et n° 89), de Chinon (INB n° 107 et n° 132), de Cruas (INB n° 111 et n° 112), de Dampierre-en-Burly (INB n° 84 et n° 85), de Gravelines (INB n° 96, n° 97 et n° 122), de Saint-Laurent-des-Eaux (INB n° 100) et du Tricastin (INB n° 87 et n° 88) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique, 23 février 2021. Voir <http://bit.ly/penf0034>

- ◆ Enfin, le « *renforcement des équipes de conduite, pour être en capacité de piloter l'ensemble des situations extrêmes étudiées dans les tests de résistance* » a été réalisé selon les échéances prescrites.
- ◆ Par ailleurs, dans la version de 2014 du plan d'action national, la phase 2 incluait dans les mesures le « *début de mise en place de dispositifs d'étanchéité passifs pour les joints des motopompes du circuit primaire* ». Cette mesure a disparu sans indication des raisons de cette disparition, dans la version de 2017.

Phase 3

La phase 3, telle que décrite dans les plans d'action nationaux de l'ASN, correspond à l'amélioration des « *taux de couvertures des scénarii d'accidents potentiels pris en compte* ». Elle devait, selon les indications portées par exemple par le plan de 2014, être mise en place à partir de 2019, sans échéance explicite de fin. Dans la version de 2017 du Plan d'action, la mention « *à l'occasion des réexamens périodiques* » a été ajoutée, actant du glissement d'un processus dédié d'intégration du retour d'expérience de Fukushima vers une valorisation des éléments prévus pour ce renforcement dans le processus de réexamen périodique des réacteurs.

La troisième phase inclut particulièrement les éléments suivants.

- ◆ L'« *évacuation de la puissance résiduelle par les générateurs de vapeur au moyen d'un circuit d'alimentation de secours ultime et indépendant, alimenté par la source d'eau ultime* ». La prescription [ND-A] de décision de l'ASN relative à la prolongation de fonctionnement des 900 MWe prévoit sa mise en œuvre entre 2025 et 2036 pour les réacteurs de 900 MWe, soit 5 ans après leur quatrième visite décennale. Pour les réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe, l'ASN indique que le déploiement est prévu par EDF « *dans le cadre des quatrièmes et troisièmes réexamens périodiques* », qui s'étalent jusqu'en 2034. Si la même logique d'une mise en œuvre reportée dans un deuxième lot de travaux réalisés cinq ans après les visites décennales correspondant à ces réexamens s'applique, cette mesure ne finira d'être intégralement déployée sur le parc qu'en 2039.
- ◆ La « *mise en place d'un système ultime de refroidissement de l'enceinte (ne nécessitant pas l'ouverture de l'évent filtré de l'enceinte de confinement)* », et la « *mise en place d'une solution de noyage du puits de cuve pour prévenir la traversée du radier par le corium* » constituent deux dispositions essentielles dans le but d'éviter les rejets associés à une rupture, même maîtrisée, du confinement du bâtiment réacteur. Ces dispositions correspondent aux prescriptions [AG-B] et [AG-A-I] de la décision de l'ASN relative au 4^{ème} réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, dont la mise en œuvre est attendue entre 2021 et 2031. Ces dispositions sont pour le moment mises en œuvre uniquement sur les réacteurs ayant déjà passé leur quatrième visite décennale. Pour certains réacteurs, un épaissement du radier serait nécessaire, et ne serait réalisé qu'après la prescription [AG-A-I], entre 2025 et 2031 [AG-A-II]. Pour les réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe, l'ASN indique qu'« *EDF prévoit un déploiement, respectivement, dans le cadre des quatrièmes et troisièmes réexamens périodiques* ». Si les travaux sont réalisés dès la visite décennale, la mesure devrait être mise en œuvre sur l'intégralité des réacteurs en 2035.
- ◆ La prescription correspondant à l'« *ajout d'une nouvelle pompe d'appoint au circuit primaire* » a selon la réponse apportée par l'ASN à Greenpeace été réalisé pour tous les réacteurs conformément aux échéances prescrites. Il n'est cependant pas clair si cette réponse correspond à la prescription telle qu'elle apparaissait dans les plans d'action national de l'ASN comme un élément de la troisième phase, prévu après 2019, alors qu'elle se réfère à une prescription portée par les décisions du 26 juin 2012 de l'ASN, dont l'échéance fixée à 2013 semble donc avoir été respectée.
- ◆ La « *finalisation des raccordements de l'appoint ultime, par des circuits fixes, au système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, au réservoir PTR et à la piscine de désactivation du combustible* » correspond, pour la piscine de désactivation et l'alimentation de secours des générateurs de vapeur, à la prescription [PISC-A-II] de la décision de l'ASN sur les quatrièmes réexamens des réacteurs 900 MWe. Elle correspond à des échéances comprises entre 2023 et 2031. Pour les réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe, le déploiement est selon les indications fournies par l'ASN prévu par EDF « *dans le cadre des quatrièmes et troisièmes réexamens périodiques* ». En revanche, pour le réservoir PTR, l'ASN indique qu'en fait dans son courrier du 3 mars 2021 à Greenpeace qu'elle « *n'a pas prescrit à EDF de mettre en place un appoint d'eau ultime vers le réservoir "PTR"* ».
- ◆ La « *mise en place d'un système de contrôle commande ultime et de l'instrumentation définitive du noyau dur* » a été intégrée dans la décision de l'ASN sur les quatrièmes réexamens de sûreté des réacteurs de 900 MWe, dans la prescription [ND-C]. Elle correspond à une mise en place cinq ans après la visite décennale, cette disposition faisant comme d'autres d'ores et déjà partie du deuxième lot de travaux associés au 4^{ème} réexamen périodique de sûreté et reporté à une visite partielle décalée de cinq ans par rapport à la décennale. Si la même logique devait s'appliquer en ce qui concerne les réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe, la mise en place de cette disposition devrait s'étaler jusqu'en 2039.

Bilan et perspectives

En l'absence d'un tableau de bord dédié et tenu à disposition du public par l'ASN, les informations qui précèdent fournissent, une fois rassemblées, une vision plus claire des actions de renforcement déjà menées et restant à mener sur les différents réacteurs. L'état des réalisations est globalement proche d'un réacteur à l'autre : dans leur majorité, soit les actions sont déjà mises en œuvre sur tous les réacteurs, soit elles ne sont encore appliquées à aucun. Les prévisions sur les dates de mise en œuvre des actions à mener connaissent en revanche une grande amplitude, liée au choix d'un calendrier désormais calé sur celui des réexamens périodiques de sûreté.

Bilan constaté et prévisionnel de mise en œuvre

Le bilan de l'état de réalisation des principales mesures et des prévisions sur les échéances de réalisation de celles qui restent partiellement ou intégralement à mettre en œuvre, tel qu'il ressort de cette analyse, est synthétisé dans le **tableau 2**. Ce bilan témoigne d'une réalisation encore très partielle des actions prévues dans le cadre du renforcement des réacteurs après Fukushima, dont les dernières, parfois les plus décisives, sont repoussées à la décennie 2030, voire à sa seconde moitié. En effet, si les actions que l'on peut rapporter à la phase 1 sont pour l'essentiel mises en œuvre, à l'exception notable du dispositif d'arrêt automatique des réacteurs en cas de séisme, il en va différemment des actions prévues dans les phases suivantes. Les actions de la phase 2 connaissent un état d'avancement divers : certaines sont réalisées, d'autres partiellement mises en œuvre sur le parc ou en attente d'un déploiement dans les prochaines années, et davantage pour le renforcement au séisme de niveau SMS du filtre de l'enceinte. Les renforcements prévus à la phase 3 ne sont pour l'essentiel pas réalisés, et leur mise en œuvre est reportée sur un échéancier qui court jusqu'en 2035 et potentiellement davantage.

Cette analyse rejoint le constat tiré en janvier 2021 par l'IRSN, qui indiquait dans la conclusion de son avis sur le sujet : *« dix ans après l'accident de Fukushima-Daiichi, les améliorations apportées par EDF pour maîtriser des situations de perte de la source froide ou des alimentations électriques (y compris les alimentations secourues) généralisées à un site et de longue durée sont significatives. EDF a déployé des moyens fixes, et prévu des moyens mobiles en complément, sur l'ensemble du parc en exploitation et dispose de moyens humains et techniques supplémentaires sous la forme notamment de la Force d'action rapide nucléaire. Cependant, le programme de renforcement prévu par EDF n'est pas achevé, notamment en ce qui concerne les modifications visant à renforcer la robustesse des installations face à des agressions de niveau extrême, qui s'étendront a priori jusqu'à 2034. La mise en œuvre de ces modifications devra s'accompagner de la définition des stratégies de conduite permettant d'optimiser l'utilisation des moyens qui seront alors disponibles »*⁴³.

Cette échéance de 2034 semble fondée sur l'hypothèse d'une mise en œuvre à l'échéance des visites décennales correspondantes des dispositions renvoyées pour les réacteurs des paliers 1300 MWe et 1450 MWe aux processus de réexamens périodiques de sûreté, à l'image des décisions d'ores et déjà appliquées dans le cadre du 4^{ème} réexamen des réacteurs 900 MWe. Or, le calendrier retenu par l'ASN pour la mise en œuvre des renforcements sur le palier 900 MWe, confirmé par les prévisions de réalisation d'EDF retranscrites par l'ASN dans sa réponse à Greenpeace, prévoit la mise en œuvre d'une partie des renforcements concernés non pas lors de la 4^{ème} visite décennale, mais dans un deuxième lot traité lors d'une visite partielle cinq ans plus tard.

En l'absence de précision fournie par l'ASN sur les échéances qu'elle entend appliquer aux prescriptions qui devront être introduites dans le cadre du 4^{ème} réexamen des réacteurs de 1300 MWe et du 3^{ème} réexamen des réacteurs de 1450 MWe pour intégrer les renforcements attendus dans le cadre du retour d'expérience de Fukushima, les éléments d'information dont nous disposons n'offrent aucune garantie sur l'intégration de ces échéances dans le calendrier des visites décennales.

Il existe au contraire un risque important que le principe d'une répartition en lots s'applique à nouveau et conduise également à reporter la réalisation des dernières opérations de renforcement post-Fukushima à une deuxième étape, possiblement cinq ans après la visite décennale. C'est ce que suggère à la fois l'idée d'un parallélisme de forme entre la gestion actuelle de ces prescriptions pour le palier 900 MWe et leur gestion future pour les paliers suivants, et le retour d'expérience sur l'évolution des calendriers, dans la mesure où l'ASN semble de plus en plus encline à aligner les échéances qu'elle fixe sur une appréciation « réaliste » des indications fournies par EDF sur sa capacité à mettre les actions en œuvre en fonction des délais.

Les éléments de bilan suivants retiennent donc, par prudence vis-à-vis de ce risque et conservatisme sur les échéances maximales envisageables pour la réalisation intégrale des mesures de renforcement post-Fukushima dans le cadre réglementaire actuel, l'hypothèse d'une gestion similaire à celle du palier 900 MWe, en deux lots dont le second intervient au plus tard cinq ans après le réexamen périodique de sûreté de chaque réacteur.

43. IRSN, *Avis 2021-00001*, op. cit.

Tableau 2 • État constaté et prévisionnel de réalisation des principales mesures de renforcement des réacteurs prévues dans le cadre de l'intégration du retour d'expérience de Fukushima

	État	Prévision ^a
Phase 1 (2012-2015)		
Renforcement des moyens locaux de crise existants	✓	—
Diesels d'ultime secours de moyenne capacité	✓	—
Renforcement au séisme et à l'inondation des locaux de gestion de crise	✓	—
Mise en place des piquages de raccordement des moyens mobiles	✓	—
Mise en place de la FARN	✓	—
Arrêt automatique du réacteur en cas de séisme	!	2035 ^b
Instrumentation de mesure de niveau des piscines secourue électriquement	✓	—
Phase 2 (2015-2021)		
Diesel d'ultime secours grande capacité (DUS)	✓	— ^c
Source d'eau ultime dédiée	!	2023 ^d
Appoint d'eau ultime pour chaque réacteur et chaque piscine	✗	— ^e
Renforcement au séisme du filtre de l'enceinte	!	2022/2035 ^f
Installation de paniers de tétraborate de soude	✓	—
Protections contre les inondations extrêmes	✓	—
Moyen de détection du percement de la cuve ou de la présence d'hydrogène dans l'enceinte	✓	—
Prévention du dénoyage d'assemblages combustible en cours de manutention	!	2021 ^g
Renforcement des équipes de conduite	✓	—
Construction d'un centre local de crise (CCL)	!	2026 ^h
Phase 3 (à partir de 2019)		
Évacuation de la puissance résiduelle par les générateurs de vapeur	✗	2039
Système ultime de refroidissement de l'enceinte (EASu)	✗	2035
Solution de noyage du puits de cuve et épaissement du radier	✗	2035
Nouvelle pompe d'appoint au circuit primaire	✓	— ⁱ
Finalisation des raccordements de l'appoint ultime	✗	2035
Système de contrôle commande ultime et instrumentation définitive du noyau dur	✗	2039

✓ Mesure totalement mise en place ! Mesure partiellement mise en place ✗ Mesure non mise en place

a. Les échéances prévisionnelles présentées ici sont établies sur la base de celles fournies par l'ASN dans sa décision ASN n°2021-DC-0706 du 23 février 2021 pour les réacteurs 900 MWe, et selon l'hypothèse d'un achèvement à la date du quatrième réexamen plus cinq ans pour les réacteurs 1300 MWe et du troisième réexamen plus cinq ans pour les réacteurs 1450 MWe.

b. En service uniquement sur Tricastin-1, Bugey-2, Chooz B-1 et 2.

c. Ces travaux prévus pour la fin 2018 ont été achevés en février 2021 après un report d'échéance lié à l'incapacité d'EDF de respecter les premières échéances.

d. Mise en place sur Flamanville-1 et 2, Bugey-2, et Tricastin-1.

e. L'ASN indique qu'elle ne porte pas de prescription sur ce point, qui figure pourtant dans les plans d'action nationaux qu'elle a présentés à différentes étapes du processus.

f. L'échéance de 2022 correspond à une mise à niveau pour le séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV), celle de 2035 à une mise à niveau pour le séisme majoré de sécurité (SMS). Le renforcement au SMHV a été réalisé sur les réacteurs Bugey-2 et 3, Tricastin-3 et 4, Cattenom-2, Belleville-1, Nogent-2, Civaux-1 et Chooz B-1 et 2.

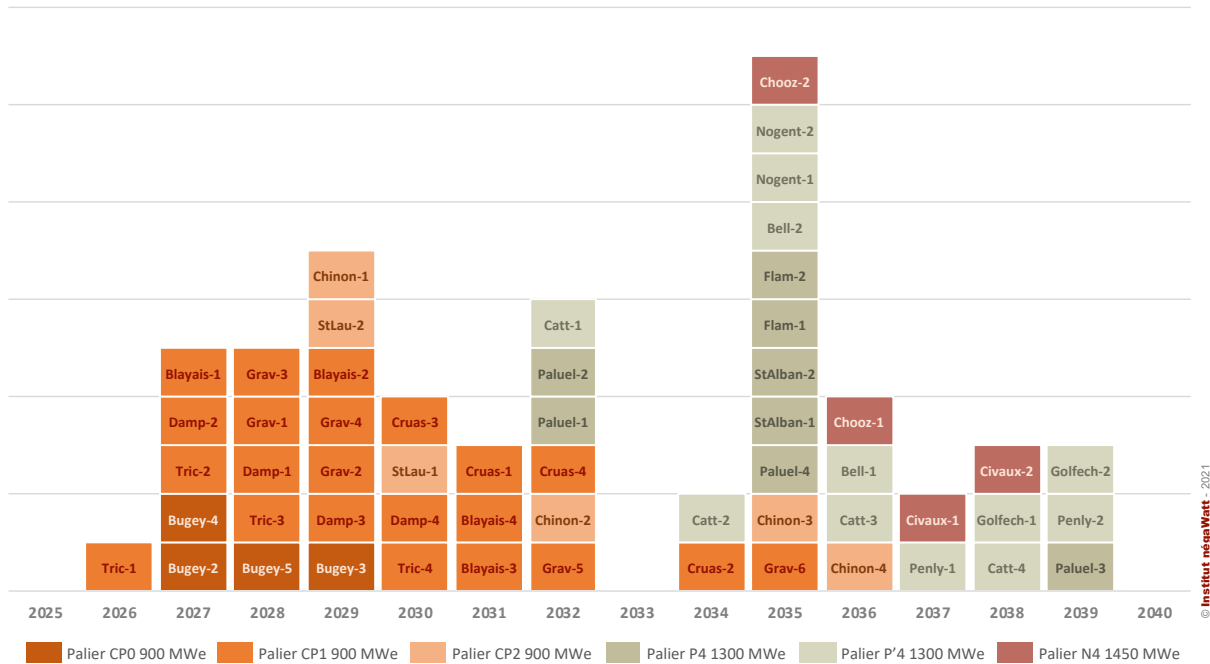
g. Réalisé sur les réacteurs de Bugey, Saint-Laurent, Saint-Alban, Flamanville, Penly, Golfech, Civaux et sur les réacteurs Tricastin-2, Gravelines-1, Dampierre-3, Blayais-2, Cruas Meyssse-3, Paluel-1 et 3, Cattenom-1 et 3, et Nogent-1.

h. Réalisé uniquement pour le site de Flamanville.

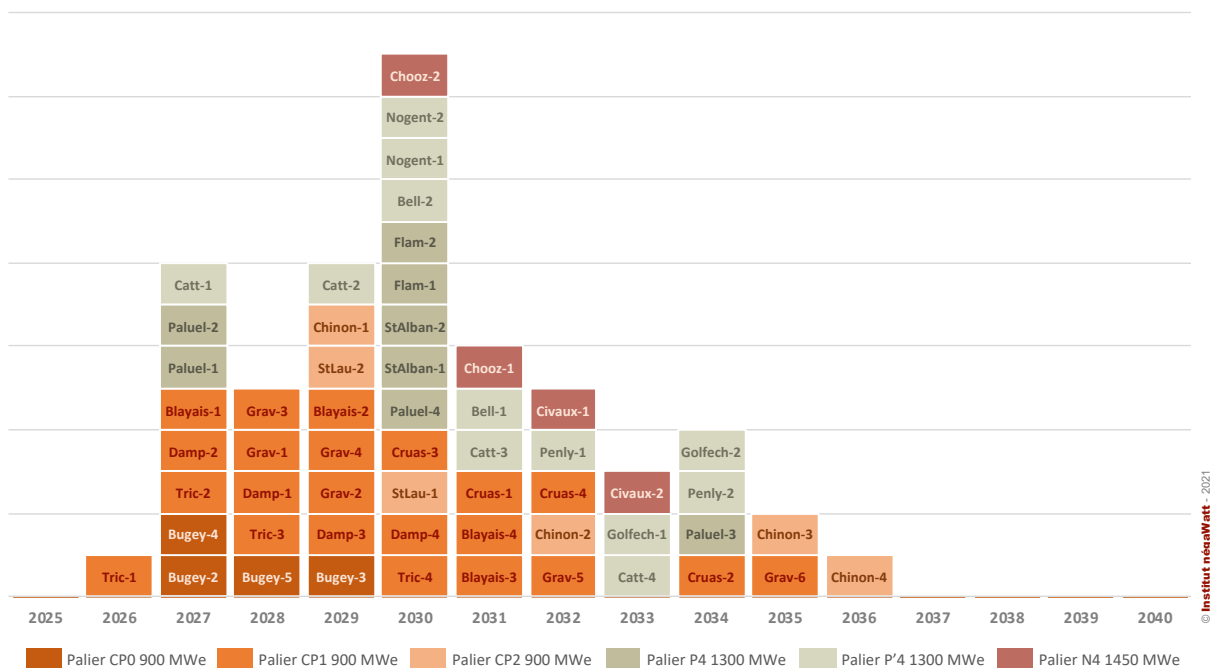
i. Cette prescription semble désormais rapprochée d'une prescription prévue en phase 1 et entièrement réalisée.

À la lumière de ce bilan, il est également possible, compte tenu des échéanciers prévisionnels connus concernant les dates de 4^{ème} visite décennale et d'échéance de remise de rapport de 4^{ème} réexamen périodique de sûreté pour les réacteurs 900 MWe et 1300 MWe, et de 3^{ème} visite décennale et 3^{ème} rapport de réexamen pour les 1450 MWe, d'établir le calendrier prévisionnel d'achèvement des renforcements post-Fukushima, réacteur par réacteur, présenté dans la figure 2 selon deux hypothèses.

Figure 2 • Calendrier potentiel d'achèvement par réacteur des principales mesures de renforcement prévues dans le cadre de l'intégration du retour d'expérience de Fukushima^{a,b}



a. Les échéances prévisionnelles présentées ici sont établies sur la base de celles fournies par l'ASN dans sa décision ASN n°2021-DC-0706 du 23 février 2021 pour les réacteurs 900 MWe, et selon l'hypothèse d'un achèvement à la date du quatrième réexamen plus cinq ans pour les réacteurs 1300 MWe et du troisième réexamen plus cinq ans pour les réacteurs 1450 MWe.



b. Les échéances prévisionnelles présentées ici sont établies sur la base de celles fournies par l'ASN dans sa décision ASN n°2021-DC-0706 du 23 février 2021 pour les réacteurs 900 MWe, et selon l'hypothèse d'un achèvement au plus tard à la date du quatrième réexamen pour les réacteurs 1300 MWe et du troisième réexamen pour les réacteurs 1450 MWe.

Le premier graphique, basé sur l'hypothèse de référence retenue précédemment d'un décalage des derniers travaux cinq ans après la visite décennale pour tous les paliers, montre qu'une réalisation intégrale des travaux n'interviendra qu'entre 2026 et 2039 pour l'ensemble des réacteurs, dont au-delà de 2035 pour 23 d'entre eux. Dans l'hypothèse plus favorable d'un traitement en un seul lot des travaux prévus pour les réacteurs 1300 MWe et 1450 MWe à l'occasion de leurs 4^{ème} et 3^{ème} visite décennale, l'intégration complète des renforcements sur ces réacteurs serait avancée de cinq ans par rapport à ce calendrier, comme l'illustre le second graphique. Il resterait quand même en 2030 au moins 23 réacteurs dont la mise au niveau post-Fukushima tel que défini par les prescriptions actuelles resterait incomplète, et le programme ne serait achevé qu'en 2036 avec les derniers travaux sur le palier 900 MWe.

Enfin, il faut souligner pour être complet que le phasage des travaux présenté dans les plans d'action nationaux de l'ASN ne rassemble que les principales mesures. Le bilan présenté ici n'est donc pas exhaustif. Dans son bilan publié en janvier 2021, l'IRSN identifie d'autres points qui ne sont pas satisfaisants à date. On peut citer :

- L'absence de l'intégration de la gestion d'une situation de perte totale de la source froide (H1) sur un site dans les procédures de conduite incidentelle et accidentelle. L'IRSN précise qu'actuellement, dans une telle situation, « *les moyens communs d'appoint en eau, partagés entre deux réacteurs appariés, pourraient ne pas être disponibles pour l'un des deux réacteurs* ». L'IRSN souligne qu'« *EDF n'a pas fourni de démonstration de sûreté (...) relative à la maîtrise d'une situation H1 de site* ».
- En ce qui concerne la situation de perte totale des alimentations électriques (H3) sur un site, l'IRSN constate que, pour les réacteurs de 900 MWe, « *les opérateurs ne disposeraient pas forcément d'un moyen d'injection d'eau borée à haute pression dans le circuit primaire, ce qui ne permet pas de garantir, selon l'IRSN, la maîtrise de la réactivité tout au long du transitoire pour certaines conditions initiales* ». Ce problème ne devrait être résolu que lors des quatrièmes réexamens décennaux. L'IRSN souligne là aussi qu'« *EDF n'a pas fourni de démonstration de sûreté (...) relative à la maîtrise d'une situation H3 de site* ».
- Concernant les piscines des bâtiments combustible, l'IRSN constate également qu'« *EDF n'a pas fourni de démonstration de sûreté (...) en cas de situation H1 ou H3 de site et de longue durée* ».

Avancement des études

Une part importante des demandes faites à l'exploitant à la suite de Fukushima portait sur la réalisation d'études complémentaires, comme l'illustre la **figure 3**. Là encore, il est difficile de tracer la réalisation de ces études, dans la mesure où aucun suivi précis ni exhaustif n'est publié. Il est en revanche clair que l'échéancier de finalisation des études et de traduction de leurs conclusions en actions de renforcement a largement dérivé par rapport à cette projection.

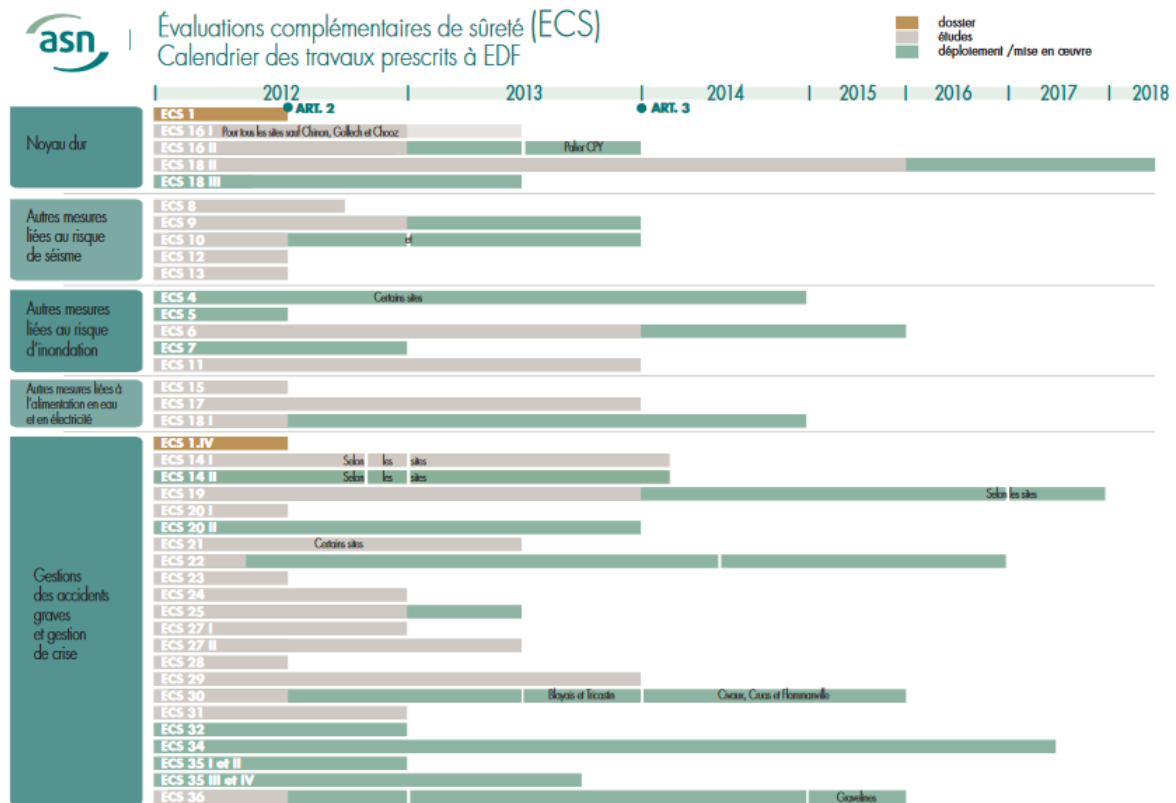
Certaines études ont été réalisées et ont conduit à des modifications d'installations. C'est le cas par exemple de la prescription ECS n°13 du 26 juin 2012 qui demandait l'étude « *des avantages et inconvénients à la mise en place d'un système d'arrêt automatique* » des réacteurs suite à un séisme. Même si elle reste très limitée alors qu'elle était prévue pendant la phase 1 des travaux (2012-2015), la mise en place d'un arrêt automatique des réacteurs en cas de séisme a commencée à être déployée sur quelques réacteurs.

Mais beaucoup d'autres études semblent avoir été réalisées sans que les modifications résultant de leurs conclusions ne semblent avoir été mises en œuvre. C'est par exemple le cas de la prescription ECS n°29 (2012) qui demandait une étude sur l'amélioration du dispositif d'éventage filtration, notamment en ce qui concerne la filtration des iodes. C'est désormais dans sa décision de 2021 sur les prolongations de fonctionnement au-delà de 40 ans des réacteurs de 900 MWe, avec donc une perspective de mise en œuvre au fil des réexamens, que l'ASN demande à EDF de mettre en œuvre des dispositions pour réduire le relâchement d'iode gazeux en cas d'accident [CR-B].

Dans son rapport de clôture du plan d'action de 2020, l'ASN conclut au statut « soldé » d'une large part des prescriptions de juin 2012 (sans préciser si les délais ont été respectés, à quelques exceptions près). Cependant, pour une grande partie des prescriptions mentionnées dans ce rapport, il s'agit d'études qui ont conduit à proposer des modifications ou dispositions à mettre en œuvre. Or, lorsqu'une prescription portait uniquement sur une demande d'étude, elle est considérée comme « soldée » même si les modifications ou dispositions proposées en conclusion de l'étude ne sont pas encore mise en œuvre.

D'autres études restent encore à réaliser, et ont été demandées par l'ASN dans sa décision sur la partie générique des quatrièmes réexamens de sûreté pour les réacteurs 900 MWe. Elles concernent par exemple la finalisation du noyau dur, avec la prescription [AGR-F] qui demande à EDF d'identifier les éléments à renforcer pour assurer la tenue au séisme du noyau dur. Un autre objet très important d'étude concerne par exemple l'épaississement des radiers nécessaires pour prévenir la traversée du radier par le corium en situation d'accident de fusion du cœur, en particulier là où les caractéristiques du béton du radier conduisent à craindre que le dispositif d'étalement et de noyage prévu ne ralentisse pas suffisamment l'abrasion pour empêcher un perçement du radier par la matière radioactive.

Figure 3 • Calendrier des premières prescriptions post-Fukushima de l'ASN à EDF



Source : ASN, Plan national d'action sur les évaluations complémentaires de sûreté, 2012

De nouvelles demandes d'études montrent que les études demandées en 2012 n'étaient qu'un premier pas vers des études plus complètes, en particulier concernant les piscines. En 2012, l'ASN demandait par exemple à EDF d'étudier les modifications à mettre en œuvre pour « prévenir le dénoyage des assemblages en cours de manutention, résultant d'une brèche du tube de transfert » et de présenter les modifications « envisageables pour prévenir, avant le 30 juin 2013, la perte rapide d'inventaire en eau au-dessus des assemblages entreposés, résultant d'une brèche du tube de transfert ». En 2021, l'ASN demande désormais d'étudier « les situations de perte de refroidissement ou de vidange de la piscine du bâtiment réacteur lorsque les deux piscines sont en communication via le tube de transfert, y compris lorsqu'un assemblage de combustible se trouve dans le tube de transfert ». L'étude des conséquences d'une perte de refroidissement ou de perte d'inventaire en eau, notamment consécutive à une brèche sur le tube de transfert, initialement limitée aux conséquences sur la piscine du bâtiment combustible, s'étend donc désormais aux conséquences sur la piscine du bâtiment réacteur.

La prescription ECS n°27 (2012) portant sur la mise en place d'enceintes géotechnique ou équivalent, pour contenir les eaux contaminées en cas d'accident est un autre exemple du caractère embryonnaire des études demandées à EDF en 2012. Dans son rapport de clôture du plan d'action de 2020, l'ASN indique qu'EDF a bien réalisé l'étude, mais que l'exploitant a conclu que ce dispositif « n'était pas faisable sur l'ensemble des sites à un coût économiquement acceptable ». L'ASN demande à EDF dans sa prescription [AG-D] (2021) de mettre en œuvre des moyens pour « limiter les fuites d'eau contaminée en dehors du bâtiment réacteur et du bâtiment combustible » en cas d'accident de fusion du cœur, mais également d'étudier « les moyens de limiter la dissémination de substances radioactives, par le sol et les eaux souterraines, en dehors du site ».

L'objectif consistant à éviter ou limiter le transfert des eaux radioactives hors de l'enceinte semble donc loin d'aboutir, des études étant toujours en cours, et sa mise en œuvre effective sur site risque de n'offrir au mieux qu'une protection limitée par rapport à l'ambition initiale d'une enceinte géotechnique. L'ASN indiquait pourtant dans son avis de 2012 qu'« elle soulign[ait] particulièrement l'importance », parmi l'ensemble de ses prescriptions, de quatre points. Parmi ceux-ci, aux côtés du noyau dur, de la FARN et des dispositions renforcées pour réduire les risques de dénoyage en piscine, figuraient les « études de faisabilité en vue de la mise en place de dispositifs techniques, de type enceinte géotechnique ou d'effet équivalent, visant à protéger les eaux souterraines et superficielles en cas d'accident grave »⁴⁴.

44. ASN, Avis n°2012-AV-0139, op. cit.

Enfin, certaines demandes d'études montrent l'absence de garantie au stade actuel quant à l'efficacité des modifications déjà mises en œuvre. La prescription [FOH-B] (2021) demande par exemple à l'exploitant de vérifier « la capacité effective des opérateurs à accéder aux locaux et à y réaliser les actions de conduite requises dans la démonstration de sûreté ».

Délais et retards

Alors que le délai de dix ans initialement envisagé pour la mise en œuvre du retour d'expérience de l'accident de Fukushima est écoulé, de nombreuses mesures restent en attente. Pour certaines, notamment résultant d'études réalisées suite aux premières prescriptions ou à venir, il n'y a pas de retard par rapport à des prescriptions, dans la mesure où les prescriptions n'ont pas encore été prises ou l'ont été en tenant compte de la dérive du calendrier et des capacités de l'exploitant à les mettre en œuvre.

On peut noter par exemple la mise en œuvre complète de la FARN. Alors que l'ASN indique dans son avis de janvier 2012 que celle-ci devra être complètement opérationnelle fin 2014, 6 mois plus tard, elle fixera un délai rallongé pour la centrale de Gravelines à fin 2015, afin de tenir compte de la spécificité du site qui est composé de 6 tranches. Ainsi, tout en ayant respecté la prescription qui lui était fixée, EDF a terminé la mise en place complète de la FARN un an plus tard que ce qui était initialement envisagé par l'ASN.

On peut noter également une dérive du calendrier global entre 2014 et 2017. Alors que dans son Plan d'action national de 2014, l'ASN indique la mise en œuvre de la phase 2 des travaux entre 2015 et 2020, la version 2017 du même document étend le calendrier à 2021⁴⁵. Cette modification est réalisée sans aucune mention ni explication. Malgré ce décalage, une grande partie des modifications prévues en phase 2 n'a pas encore été réalisée ou réalisée en retard.

Une des principales mesures de renforcement de sûreté post-Fukushima était la construction et la mise en service de diesels d'ultime secours (DUS). En effet, une des principales causes de l'accident de Fukushima a été la perte de l'alimentation électrique, notamment due à la perte des diesels de secours. Pour en tirer le retour d'expérience, une mesure phare décidée pour la France a été la construction de diesels d'ultime secours (DUS), de grande capacité et bunkérisés pour résister à des aléas extrêmes. La mise en œuvre de ce renforcement a été réalisée en retard concernant la grande majorité des sites. Loin de sanctionner l'exploitant, l'ASN a géré ces retards par des modifications de prescriptions pour éviter à EDF un manquement à ses obligations.

Consciente du caractère vital de l'alimentation en électricité des installations, l'ASN avait imposé des mesures compensatoires en attendant que les travaux soient réalisés, qui consistaient notamment à vérifier la conformité des moyens existants. De nombreux incidents liés à la non-conformité des diesels de secours existants (en particulier dus à de la corrosion) ont été révélés sur de nombreux réacteurs, y compris après l'échéance fixée par l'ASN pour vérifier leur conformité. Dans la mesure où l'exploitant devait avoir contrôlé l'ensemble de ses sources électriques au plus tard fin 2019 dans le cadre de ces mesures compensatoires, celles-ci devraient être conformes. Or, l'IRSN indiquait en 2021 que les contrôles des sources électriques existantes n'étaient toujours pas terminés et « *seront finalisés au premier semestre 2022* »⁴⁶. L'exploitant n'aurait donc pas respecté les mesures compensatoires qui lui étaient imposées de vérifier la conformité de ses sources électriques dans les délais impartis.

Initialement exigée pour fin 2018, l'échéance de mise en service a été une première fois repoussée en 2019⁴⁷ pour 17 centrales (sur 18, EDF ayant décidé dès le départ de ne pas mener ces travaux sur la centrale de Fessenheim, considérant que la perspective proche de sa mise à l'arrêt définitive rendait inutile les investissements nécessaires). Seule la centrale de Saint-Laurent des Eaux n'a pas nécessité de report d'échéance. Les nouvelles échéances ont alors été fixées à mi-2019 pour 5 réacteurs sur 4 sites, fin 2019 pour 28 réacteurs sur 12 sites, mi-2020 pour 17 réacteurs sur 9 sites et fin 2020 pour 4 réacteurs d'un même site⁴⁸.

45. ASN, *Suivi des tests de résistance des centrales nucléaires françaises, Mise à jour du plan d'action de l'Autorité de sûreté nucléaire*, décembre 2017. Voir <http://bit.ly/penf0038>

ASN, *Suivi des tests de résistance des centrales nucléaires françaises, Mise à jour du plan d'action de l'Autorité de sûreté nucléaire*, décembre 2014. Voir <http://bit.ly/penf0036>

ASN, *Évaluations complémentaires de sûreté – Suivi des tests de résistance des centrales nucléaires françaises, Plan d'action de l'Autorité de sûreté nucléaire*, décembre 2012. Voir <http://bit.ly/penf0035>

46. IRSN, *Avis 2021-00001*, op. cit.

47. ASN, *Décision n° 2019-DC-0662 de l'ASN du 19 février 2019 modifiant les décisions n° 2012-DC-0274 à n° 2012-DC-0283, n° 2012-DC-0285 à n° 2012-DC-0290 et n° 2012-DC-0292 du 26 juin 2012 fixant à l'Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables aux sites électronucléaires de Belleville-sur-Loire, Blayais, Bugey, Cattenom, Chinon, Chooz B, Civaux, Cruas-Meysses, Dampierre-en-Burly, Flamanville, Golfech, Gravelines, Nogent-sur-Seine, Paluel, Penly, Saint-Alban et Tricastin au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS)*, 19 février 2019. Voir <http://bit.ly/penf0039>

48. Soit respectivement : mi-2019 : Blayais-4, Chooz B-1, Civaux-2, Tricastin-1 et 2 ; fin 2019 : Blayais-2 et 3, Bugey-2, 3, 4 et 5, Cattenom-2 et 3, Chinon B-3 et 4, Chooz B-2, Civaux-1, Cruas-1, 2, 3 et 4, Dampierre-1 et 2, Golfech-1 et 2, Gravelines-3, 4, 5 et 6, Nogent-1 et 2, et Tricastin-3 et 4 ; mi-2020 : Belleville-1 et 2, Blayais-1, Cattenom-1 et 4, Chinon B-1 et 2, Dampierre-3 et 4, Flamanville-1 et 2, Gravelines-1 et 2, Penly-1 et 2, et Saint-Alban-1 et 2 ; fin 2020 : Paluel-1, 2, 3 et 4.

En 2020, alors que certains DUS sont mis en service, de « nombreuses avaries » sont constatées, notamment des départs de feu lors des démarrages des DUS. En juin 2020, d'après des documents révélés par Capital⁴⁹, EDF déclare indisponibles les DUS de 6 réacteurs. Aucun avis d'incident n'est publié sur le site de l'ASN, qui ne communique pas sur cet événement malgré une consultation publique menée le même mois pour autoriser un nouveau report de l'échéance de mise en service de certains DUS. En effet, face à la difficulté de l'exploitant à respecter les nouveaux délais, l'ASN décide une nouvelle fois de modifier ses prescriptions pour s'adapter aux capacités de l'exploitant et repousse l'échéance pour les centrales de Cattenom, Flamanville et Paluel. Les derniers réacteurs à disposer de leur DUS sont donc les réacteurs 1 et 2 de la centrale de Paluel, avec une échéance finalement fixée à fin février 2021, soit plus de deux ans après l'échéance correspondant au calendrier initial, pour une modification présentée comme une mesure phare du retour d'expérience de Fukushima.

D'autres mesures ne sont toujours pas mises en œuvre, alors qu'elles étaient prévues dans la deuxième phase des travaux, soit entre 2015 et 2020/2021. Il s'agit pourtant de mesures très importantes, comme la mise en place d'une source d'eau ultime, la mise en place d'un appoint d'eau ultime pour chaque réacteur et chaque piscine, et le renforcement de la tenue au séisme du dispositif de filtration de l'enceinte de confinement (qui permet de filtrer les rejets et donc réduire la quantité de radionucléides relâchés dans l'environnement en cas d'accident). Ces mesures n'ont donc pas été mises en œuvre comme prévu, et ont finalement été intégrées au calendrier général des réexamens périodiques de sûreté.

Ce calendrier a cependant lui-même été parallèlement aménagé, avec l'accord donné par l'ASN à EDF sur le principe du report d'une partie des travaux lors d'un deuxième lot, plusieurs années après ceux prévus dans le cadre de la visite décennale associée au réexamen périodique. Bien que l'imprécision de la réglementation en la matière permette à l'ASN de décider d'un tel aménagement, cette décision pose problème. Comme l'a déjà souligné l'Institut négaWatt, « l'ASN a justifié ce phasage par la nécessité de prendre en compte de façon réaliste la capacité d'EDF à mettre l'ensemble des prescriptions en œuvre. (...) Cette approche est fondamentalement contraire à l'esprit de la réglementation nucléaire, qui veut que l'exploitant, en tant que "premier responsable de la sûreté", justifie à tout moment de ses capacités techniques, industrielles et financières à respecter les exigences. Le fait même d'entrer dans une logique où le calendrier d'atteinte des exigences de sûreté est étalé pour s'adapter aux capacités d'EDF constitue une dérive très inquiétante dans l'approche de l'ASN »⁵⁰.

Selon le projet de prescription de l'ASN au vu des conclusions de la phase générique des quatrièmes réexamens périodiques des réacteurs de 900 MW, ces mesures sont désormais attendues pour les réacteurs de 900MW entre 2021 et 2031 selon les réacteurs (donc lors des visites décennales) pour les deux premières mesures (sauf pour le réacteur 1 de Tricastin pour lequel ces mesures ont théoriquement été mises en place lors de sa visite décennale en 2019) et entre 2026 et 2036 pour la tenue au séisme du dispositif de filtration (soit 5 ans après chaque visite décennale). Pour les réacteurs de 1300 MW, si la même logique s'applique, les renforcements s'échelonneront de 2025 à 2032 pour les deux premières mesures (visites décennales)⁵¹ et de 2031 à 2038 pour la dernière (5 ans après la visite décennale). Pour les réacteurs N4, les renforcements devraient être échelonnés selon le calendrier des troisièmes visites décennales (de 2029 à 2032).

À l'échelle du parc, si ces nouveaux délais sont respectés, ces mesures qui auraient déjà dû être mise en œuvre ne seront donc disponibles qu'en 2039 pour les plus tardives. Si l'IRSN considère que les dispositions prévues par EDF semblent « à l'état de l'art des dispositions en place à l'international », il note que « les délais de réalisation de ce programme sur les sites d'EDF apparaissent cependant plus importants que ce qui est constaté à l'international »⁵². Le retour d'expérience des dernières années en matière d'étalement des échéanciers et de retard dans les réalisations⁵³ laisse craindre que ce constat ne s'améliore pas.

49. Capital, « EDF : les moteurs de secours des centrales nucléaires sont-ils vraiment sûrs ? », 24 novembre 2020.

Voir <http://bit.ly/penf0040>

50. Institut négaWatt, 22 janvier 2021, op. cit.

51. ASN, « Calendrier prévisionnel des visites décennales », Dossier sur la poursuite de fonctionnement des centrales nucléaires au-delà de 40 ans, *Contrôle*, n°198, novembre 2014. Voir <http://bit.ly/penf0042>

52. IRSN, *Avis 2021-00001*, op. cit.

53. WISE-Paris, *Respect des prescriptions et des exigences de sûreté par EDF : retour d'expérience sur les risques de dérive et de dérogation*, 2 octobre 2019. Voir <http://bit.ly/penf0020>