

Fontenay-aux-Roses, le 13 mars 2019

Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

Avis IRSN/2019-00051

Objet : Réacteurs nucléaires du parc EDF en exploitation

Maîtrise des accidents graves après le déploiement des modifications post-Fukushima

- Réf. [1] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-013464 du 28 juin 2013
[2] Décision ASN n°2011-DC-0213 du 5 mai 2011
[3] Avis ASN n°2012-AV-0139 du 3 janvier 2012
[4] Lettre ASN CODEP-DCN-2017-014451 du 19 juillet 2017
[5] Lettre ASN CODEP-DCN-2019-000484 du 7 janvier 2019
[6] Décision ASN n°2012-DC-0274 à 292 du 26 juin 2012
[7] Lettre ASN CODEP-DCN-2017-045997 du 13 décembre 2017
[8] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-024748 du 29 juin 2016

En 2009, EDF a fait part de sa volonté de prolonger le fonctionnement des réacteurs nucléaires de son parc en exploitation au-delà de 40 ans, durée qui constituait l'hypothèse initiale de conception de certains équipements de ces réacteurs. À la suite de l'instruction du programme de travail correspondant d'EDF, l'ASN a estimé, par lettre citée en référence [1], que les réacteurs actuels devaient être améliorés, notamment au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs. Concernant les accidents graves, les réacteurs de nouvelle génération prennent en effet en compte les accidents avec fusion du cœur dès leur conception ; les accidents graves maîtrisés ne doivent ainsi conduire qu'à des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée.

Par ailleurs, à la suite de l'accident nucléaire survenu à la centrale de Fukushima Dai-ichi en mars 2011, et en réponse à une décision de l'ASN [2], EDF a mené des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) de ses réacteurs. À l'issue de leur instruction, l'ASN a considéré [3] que la poursuite de l'exploitation des réacteurs nucléaires nécessitait d'accroître, au-delà des marges de sûreté dont ils disposent déjà, leur robustesse aux situations extrêmes.

En réponse à ces objectifs, portés à la fois par le projet d'extension de la durée de fonctionnement et par la nécessité d'améliorer la robustesse aux situations extrêmes, EDF a retenu de mettre en œuvre, lors de la troisième et dernière phase (phase 3) des travaux prévus pour les réacteurs du parc en exploitation à la suite des ECS, des dispositions dédiées à la limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur. Ces dispositions visent à limiter, d'une part le risque de percée du radier du bâtiment du réacteur, d'autre part les situations nécessitant un éventage de l'enceinte de confinement.

Adresse Courrier
BP 17
92262 Fontenay-aux-Roses
Cedex France

Siège social
31, av. de la Division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses
Standard +33 (0)1 58 35 88 88
RCS Nanterre 8 440 546 018

L'ASN a pris position sur les principes de ces modifications par lettre en référence [4]. Depuis, EDF a précisé ces dispositions pour chaque palier de réacteurs (900 MWe, 1300 MWe et N4). Les éléments disponibles pour les réacteurs de 900 MWe (palier CPY et réacteurs du Bugey) sont les plus détaillés puisque les modifications correspondantes seront mises en œuvre dans le cadre des quatrièmes visites décennales (VD4 900) qui débiteront en juin 2019 par le réacteur n° 1 du Tricastin. Néanmoins, à la demande de l'ASN, l'expertise de l'IRSN a porté sur l'ensemble des réacteurs du parc en fonctionnement.

Dans ce contexte, par lettre citée en référence [5], l'ASN a souhaité recueillir l'avis de l'IRSN sur :

- *« l'application par EDF de la démarche de défense en profondeur pour la conception des dispositions de limitation des conséquences d'un accident grave ;*
- *l'instrumentation nécessaire pour les différentes phases d'un accident grave ;*
- *le caractère suffisant des dispositions de limitation du risque de percement ou de fuite par le radier ;*
- *le caractère suffisant des dispositions d'évacuation de la puissance résiduelle sans éventage ;*
- *le caractère suffisant et la performance de l'évacuation de la puissance résiduelle avec éventage ;*
- *l'adéquation des modifications de la phase 3 post-Fukushima du point de vue des accidents graves ;*
- *les dispositions relatives à la parade voie eau ;*
- *les fonctions et matériels nécessaires en accident grave ainsi que l'évaluation par EDF des conséquences radiologiques des accidents graves dans le cadre des réexamens périodiques RP4 900 et RP2 N4 ;*
- *la pertinence des phases de déploiement des dispositions accident grave pour tous les réacteurs en fonctionnement ;*
- *la prise en compte des spécificités de site, notamment celle des sites du Bugey et de Cruas concernant leur radier et leur conduite de l'éventage de l'enceinte ;*
- *les modifications nécessaires à la prise en compte des accidents graves ».*

L'ASN ajoute que : *« à ce stade du cycle de vie des réacteurs, les décisions d'EDF de non mise en place de dispositions envisageables, favorables pour la gestion des accidents graves, devront faire l'objet d'une justification avec un niveau de confiance suffisant ».*

L'ASN demande également à l'IRSN de *« prendre en compte les questions soulevées au cours du dialogue technique organisé par l'ANCCLI¹ qui montrent un besoin particulier d'information et d'explications (réurrence de la thématique abordée par la question, risque fort perçu par le public) ».*

L'impact des spécificités du site de Cruas pour ce qui concerne l'éventage des enceintes de confinement fera l'objet d'une expertise ultérieure de l'IRSN en amont des visites décennales des réacteurs concernés. La description détaillée des modifications prévues pour le site du Bugey étant parvenue tardivement à l'IRSN, l'expertise des aspects déterministes se poursuit dans le cadre d'un avis prévu fin 2019, en accord avec l'ASN.

Enfin, il convient de souligner que l'expertise réalisée par l'IRSN dans le cadre du présent avis traite des aspects déterministes de la démonstration de sûreté. Les études probabilistes de sûreté de niveau 2 apportent un éclairage complémentaire nécessaire aux évaluations de la suffisance, du point de vue de la sûreté, des modifications pour

¹ Association nationale des comités et commissions locales d'information.

prévenir et limiter les rejets en cas d'accident grave. Cet éclairage sera disponible palier par palier au cours des phases génériques des réexamens périodiques VD4 900, RP4 1300 et RP3 N4. L'expertise des études probabilistes VD4 900 fera ainsi l'objet d'avis de l'IRSN en juin 2019 pour le palier CPY et fin 2019 pour les réacteurs du Bugey.

Une synthèse de l'analyse menée par l'IRSN et des principales conclusions associées est présentée ci-dessous.

1. Limitation du risque de percement du radier : stabilisation du corium hors cuve

L'IRSN précise, en réponse notamment à une question soulevée dans le cadre du dialogue technique avec l'ANCCLI, que les dispositions prévues par EDF pour limiter le risque de percée du radier du bâtiment du réacteur consistent à favoriser l'étalement à sec du corium non seulement dans le puits de cuve, mais également dans le local RIC adjacent, après la fusion d'un « voile fusible ». Cet étalement est rapidement suivi d'un noyage passif du corium par l'eau contenue dans les puisards du fond de l'enceinte, préalablement remplis. Cette eau est ensuite refroidie grâce à un système nouveau, l'EASu, qui permet d'évacuer la puissance hors de l'enceinte.

À l'issue de son expertise, l'IRSN estime que les dispositions prévues par EDF pour favoriser un étalement du corium à sec dans le puits de cuve et le local RIC, puis sa stabilisation sous eau, constituent des améliorations de sûreté permettant de réduire significativement le risque de percement du radier. Toutefois, il convient de souligner la complexité des phénomènes physiques régissant la stabilisation du corium qui font l'objet de travaux de recherche au sein de la communauté scientifique internationale. Aussi, pour favoriser la stabilisation du corium et s'affranchir d'incertitudes majeures, explicitées ci-dessous, l'IRSN estime nécessaire la mise en œuvre par EDF de dispositions complémentaires.

La stabilisation du corium et l'épaisseur de béton ablaté dépendent de l'efficacité des mécanismes physiques de refroidissement du corium sous eau. Cette efficacité varie en fonction de la nature du béton constituant les radiers. EDF distingue ainsi trois familles de bétons : les bétons silico-calcaires, les bétons siliceux et enfin les bétons très siliceux.

L'IRSN est en accord avec les estimations d'épaisseurs ablatées limitées pour les bâtiments des réacteurs ayant un radier constitué de bétons silico-calcaires ou siliceux qui sont présentées par EDF. **Ces estimations permettent d'écarter, avec une raisonnable assurance, le risque de percée du radier des bâtiments des réacteurs correspondants, ce qui est satisfaisant.** En revanche, l'IRSN ne partage pas la position d'EDF quant à l'efficacité du mécanisme de pénétration d'eau au travers de la croûte supérieure du corium (imbibition d'eau) qu'EDF valorise pour assurer une stabilisation du corium dans le cas des radiers en béton très siliceux. À cet égard, l'IRSN considère que, malgré les avancées récentes de la recherche, l'efficacité de ce mécanisme dans des conditions représentatives de la réalité d'un accident grave est suffisamment incertaine pour que sa prise en compte dans les modélisations puisse induire des effets fautive sur la progression du corium.

Afin de s'affranchir de ces incertitudes dues à l'état des connaissances, l'IRSN recommande, pour les bâtiments des réacteurs de 900 MWe ayant un radier constitué de béton très siliceux, un épaissement du radier à l'aide d'un béton silico-calcaire. Pour les bâtiments des réacteurs de 1300 MWe ayant un radier en béton très siliceux, l'IRSN recommande qu'EDF retienne une modification répondant aux mêmes objectifs. Ce sujet fait l'objet de la recommandation n°1 en annexe. Les radiers des bâtiments des réacteurs du palier N4, constitués de bétons silico-calcaires, ne sont pas concernés par cette conclusion.

De plus, les calculs d'EDF et de l'IRSN mettent en avant, pour certaines configurations, une ablation des voiles entre le local RIC et la zone des puisards du fond de l'enceinte pour les réacteurs de 900 MWe. Toutefois, EDF et l'IRSN ne s'accordent pas sur les risques associés. L'IRSN considère qu'une percée des voiles entre le local RIC et la zone des puisards du fond de l'enceinte est de nature à perturber le fonctionnement du système EASu en recirculation.

En conséquence, l'IRSN **recommande qu'EDF mette en œuvre des dispositions permettant d'éviter le percement par le corium des voiles du local RIC des réacteurs de 900 MWe. Ce sujet fait l'objet de la recommandation n° 2 en annexe.** Cette conclusion ne concerne pas les paliers 1300 MWe et N4 dont les voiles sont plus épais.

Par ailleurs, l'IRSN considère qu'une défaillance du système EASu à moyen ou long terme est à prendre en compte ; ce sujet est développé au paragraphe 2. En cas de défaillance de ce système, EDF serait probablement amené à éventer l'enceinte de confinement à l'aide du dispositif U5. Cette stratégie permet de se prémunir d'une défaillance de l'enceinte de confinement par montée en pression lente. Toutefois, l'éventage de l'enceinte va entraîner une vaporisation de l'eau présente sur le corium, et un assèchement. Ceci va conduire à un redémarrage de l'interaction corium-béton et, sans apport d'eau, aboutira inéluctablement à la percée du radier.

C'est pourquoi l'IRSN estime nécessaire de prévoir une disposition permettant un appoint d'eau robuste et diversifié dans le bâtiment du réacteur (BR) avec des moyens mobiles, en cas d'éventage de l'enceinte. **EDF s'est engagé à étudier la faisabilité d'une telle disposition.**

Enfin, afin de renforcer le suivi de l'état de l'installation en cas d'accident grave et de faciliter la conduite de la pompe « noyau dur » (ND) du système EASu, EDF s'est engagé à analyser la faisabilité du déploiement d'une instrumentation qui permette de détecter l'étalement du corium sur la surface totale du local RIC, ce qui est satisfaisant.

2. Évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement sans éventage : conception, fiabilité et efficacité du système EASu

EDF a prévu d'installer le système EASu pour évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave. Ce système injecte le contenu de la bache PTR dans l'enceinte, puis fait recirculer l'eau, à partir des puisards, en la refroidissant. Le refroidissement est assuré grâce à un échangeur qui est raccordé à la source froide par la force d'action rapide nucléaire (FARN) qui dispose d'une pompe mobile et des tuyauteries de raccordement adaptées.

Concernant la conception du système EASu des réacteurs de 900 MWe, EDF a classé ESPN² niveau 2 l'ensemble du circuit d'injection EASu, à l'exception de la pompe ND qui n'est pas un composant ESPN au titre de la réglementation. Ainsi, cette pompe est conçue avec un niveau de qualité moins élevé, à savoir un niveau 3.

Pour l'IRSN, ce classement, qui ne respecte pas la règle fondamentale de sûreté RFS IV-1-a, n'est pas adapté. En effet, l'IRSN rappelle que cette pompe est non réparable, non substituable et qu'elle relève de plusieurs niveaux de défense en profondeur (en prévention et en limitation des conséquences des accidents graves) ; à ce titre, l'ASN a estimé, dans sa lettre en référence [4], qu'elle doit faire l'objet d'exigences de conception, de réalisation et de suivi en exploitation renforcées. À titre de comparaison, les pompes des systèmes RIS et EAS sont de niveau 2. Sur ce point, l'IRSN formule la recommandation n° 3 en annexe, applicable à tous les paliers, même si aujourd'hui seule la conception de l'EASu du palier 900 MWe a été transmise par EDF.

Dans le cas du palier 900 MWe, une partie du système EASu étant située dans le bâtiment du combustible (BK), il constitue une extension de la troisième barrière de confinement lorsqu'il fonctionne en recirculation. De ce fait, il est nécessaire d'en gérer les fuites possibles. À cet égard, EDF prévoit de collecter les fuites externes provenant des garnitures mécaniques de la pompe ND et des tiges de trois robinets, seuls équipements du système EASu qu'il considère pouvoir fuir. Ces fuites seront collectées dans deux réservoirs pour les réacteurs du palier CPY et dans un seul pour les réacteurs du Bugey.

² équipement sous pression nucléaire.

Pour l'IRSN, des fuites externes d'autres organes du système EASu, tels que des brides par exemple, sont possibles. De telles fuites pourraient remettre en cause le fonctionnement de l'EASu à court, moyen ou long terme. En outre, EDF indique que, en cas de défaillance de l'EASu à moyen ou long terme, les systèmes RIS/EAS pourraient, après récupération des sources électriques et de la source froide, assurer l'évacuation de la puissance de l'enceinte sans éventage. Toutefois, EDF a estimé à 1,3 m la hauteur d'eau dans les locaux du BK abritant des équipements de ces systèmes et n'a pas étudié l'impact de cette eau sur l'intégrité et le fonctionnement des systèmes RIS et EAS.

EDF n'envisage pas de disposition permettant de détecter et de réinjecter les effluents du BK dans le BR. Pourtant, la mise en œuvre de telles dispositions pour les réacteurs de 900 MWe, à l'instar de celles retenues pour les réacteurs de 1300 MWe, permettrait lors d'un accident grave, en cas de fuites à court, moyen ou long terme de l'EASu dans le BK, de :

- limiter les rejets radioactifs du BK vers l'environnement, la porte du hall BK étant de surcroît ouverte vers l'extérieur en cas d'ébullition de l'eau de la piscine BK ;
- renforcer la disponibilité de la fonction d'évacuation de la puissance hors de l'enceinte sans éventage, grâce à la limitation des débits de dose reçus par les équipements de l'EASu, et de préserver l'inventaire en eau dans le BR pour la fonction recirculation ;
- limiter l'impact des conditions d'ambiance du BK sur les systèmes RIS/EAS, qui peuvent constituer une substitution fonctionnelle à l'EASu à moyen ou long terme après récupération des sources électriques et de la source froide, en cas de défaillance de l'EASu.

Ce sujet fait l'objet de la recommandation n°4 en annexe. Cette recommandation ne s'applique a priori qu'aux réacteurs de 900 MWe dans la mesure où EDF n'a pas transmis les éléments détaillant la conception de l'EASu pour les autres paliers.

Concernant la démonstration de la robustesse de la fonction de recirculation du système EASu du palier 900 MWe, l'IRSN estime que les essais de qualification des filtres des puisards du fond de l'enceinte réalisés par EDF ne sont pas suffisants. En effet, ces essais sont réalisés dans des conditions qui ne permettent pas l'occurrence d'effets chimiques redoutés en conditions réelles. Ils ne tiennent pas compte d'un colmatage pendant la phase accidentelle précédant l'accident grave. L'IRSN a de surcroît exprimé des réserves sur la composante « fibres » du terme source débris pris en compte par EDF en amont du filtre.

Ainsi, l'IRSN considère que les pertes de charge des filtres évaluées par EDF sont sous-estimées. **Au cours de l'expertise, EDF s'est engagé à réaliser, avant fin 2022, de nouveaux essais de filtration de longue durée en prenant en compte des conditions de température et une chimie de l'eau représentatives d'un accident grave et d'un fonctionnement des systèmes RIS et EAS avant la mise en service du système EASu.** L'IRSN considère cet engagement satisfaisant même si l'échéance n'est pas compatible avec la date de prise de décision de l'ASN sur l'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe. En effet, le risque de cavitation de la pompe ND du fait de l'augmentation des pertes de charge aux bornes des filtres apparaît limité compte tenu du choix d'implantation de la pompe sur le système EASu et de son faible débit.

Afin de montrer l'efficacité du système EASu à évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement, EDF a vérifié, grâce à des simulations numériques réalisées avec le code de calcul MAAP pour quelques scénarios d'accident grave, que la pression dans l'enceinte de confinement et la température de l'eau des puisards du fond de l'enceinte restent inférieures à des limites permettant de garantir la tenue de l'enceinte et des tronçons des systèmes RIS et EAS utilisés par le système EASu.

En particulier, il convient de vérifier que ces limites ne sont pas franchies avant le délai nécessaire au raccordement de la source froide mobile (SFu) à l'échangeur EASu par la FARN. Or, sur la base de ses propres calculs avec le code ASTEC qu'il développe, l'IRSN a mis en évidence certaines hypothèses insuffisamment enveloppées dans les calculs d'EDF. C'est pourquoi l'IRSN considère qu'il existe un risque, pour les scénarios d'accident grave à cinétique rapide, de dépasser les critères fonctionnels de l'EASu, en particulier la pression de dimensionnement de l'enceinte, et ce avant l'atteinte du délai de raccordement de la SFu par la FARN, fixé à 24 h pour ces scénarios. À cet égard, la réalimentation de la bêche PTR et l'injection du volume d'eau correspondant permettraient de retrouver des marges quant au risque de mise en pression de l'enceinte, et ainsi d'assurer l'intervention de la FARN dans des délais suffisants.

Compte tenu de ces éléments, l'IRSN considère que la réalimentation de la bêche PTR en eau borée doit pouvoir être garantie en situation d'accident grave avec un haut niveau de confiance, en particulier dans les situations résultant d'un évènement interne. Sur ce point, l'IRSN formule la recommandation n° 5 en annexe.

3. Évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement avec éventage : dispositif U5

Avant la mise en œuvre des modifications « phase 3 » des ECS et plus particulièrement du système EASu, le dispositif d'éventage-filtration de l'enceinte (dispositif U5) est le système prévu pour évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte en cas d'accident avec fusion du cœur. Il permet de faire chuter la pression dans l'enceinte et ainsi de préserver son intégrité. Ce système est doté d'un préfiltre métallique et d'un filtre à sable pour limiter les conséquences radiologiques dans l'environnement résultant de l'éventage de l'enceinte. Néanmoins, il ne permet de retenir ni les gaz rares, ni les iodes gazeux, qui contribuent majoritairement aux conséquences radiologiques.

Après la mise en œuvre du système EASu dans le cadre de la phase 3 des ECS, le dispositif U5 pourra être utilisé pour éventer l'enceinte en cas de défaillance du système EASu. L'IRSN estimant possible la défaillance du système EASu à moyen ou à long terme, **l'amélioration de l'efficacité de la filtration U5 est un enjeu de sûreté important.** Ce sujet a fait l'objet d'une demande de l'ASN [4] en 2017, mais EDF considère que les résultats des travaux de recherche récents ne sont pas suffisants pour montrer l'efficacité des solutions étudiées. **L'IRSN ne partage pas le point de vue d'EDF et considère techniquement envisageable de mettre en œuvre sous 5 ans, pour les premiers réacteurs, des améliorations du dispositif U5 en termes d'efficacité de filtration des iodes gazeux, plus particulièrement des iodures organiques.**

À la suite de l'accident de Fukushima, afin d'améliorer la robustesse des réacteurs aux situations extrêmes et en réponse à une prescription de l'ASN [6], EDF a prévu de renforcer le dispositif U5 pour garantir sa fonctionnalité en cas de séisme de niveau SMHV³. Les études d'EDF justifiant la suffisance des modifications nécessaires étant parvenues trop tardivement, **l'IRSN n'est pas en mesure de se positionner, dans le présent avis, sur la capacité du dispositif U5, après son renforcement, à fonctionner en cas de séisme de niveau SMHV.** Concernant des niveaux de séisme plus élevés que le SMHV, EDF transmettra des éléments en avril 2019.

³ séisme maximal historiquement vraisemblable.

4. Autres risques impactés par les modifications de la phase 3 des ECS

Concernant le risque de combustion de gaz inflammables dans l'enceinte de confinement au cours d'un accident grave, l'IRSN estime que les dispositions visant à limiter le risque de percement du radier qui sont proposées par EDF dans le cadre du réexamen de sûreté VD4 900 ne conduisent pas à une aggravation de ce risque de nature à remettre en cause les bénéfices de ces dispositions pour la sûreté.

En réponse à une question soulevée dans le cadre du dialogue technique avec l'ANCCLI, l'IRSN précise que la stratégie de stabilisation du corium sous eau, hors de la cuve, mise en œuvre lors de la phase 3 des ECS produit effectivement une quantité additionnelle de gaz inflammables (hydrogène et monoxyde de carbone) à court terme, mais l'IRSN partage la conclusion d'EDF quant à une absence d'accroissement significatif du risque d'une combustion énergétique de gaz inflammables dans l'enceinte, compte tenu des conditions présentes dans l'enceinte lors de leur production et de la présence de recombineurs d'hydrogène.

L'évaluation de l'efficacité des dispositions de limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur mises en œuvre sur les réacteurs du parc en exploitation repose notamment sur l'hypothèse que la puissance dégagée par le combustible, après l'arrêt automatique du réacteur, provient uniquement de la puissance résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission. Dès lors, un retour en criticité implique un risque d'aggravation de l'accident, avec potentiellement un impact important sur le déroulement de la séquence accidentelle, la stabilisation du corium, la pression dans l'enceinte et les conséquences radiologiques. À la suite d'une demande de l'ASN [4], EDF a réalisé des études de criticité pour différentes configurations en cuve et hors cuve. En outre, EDF a étudié le risque de criticité en cas de renoyage du corium étalé dans le puits de cuve uniquement par de l'eau claire, c'est-à-dire sans adjonction d'acide borique permettant d'absorber les neutrons.

À l'issue de son expertise, l'IRSN estime que la démarche suivie par EDF pour évaluer le risque de criticité est satisfaisante et que les résultats obtenus permettent d'écarter, avec une raisonnable assurance, le risque de criticité en cas de renoyage du cœur ou du corium par de l'eau borée dans les différentes phases de l'accident. Pour ce qui concerne le risque de criticité en cas de renoyage du corium étalé dans le puits de cuve par de l'eau non borée, EDF a apporté des éléments permettant de mieux appréhender ce risque qui dépend des gestions de combustible, de l'avancement dans le cycle, de l'instant de renoyage et de la famille de béton constituant le radier. De plus, EDF s'est engagé à compléter, d'ici fin 2020, la documentation à destination des équipes de crise pour être en mesure de discriminer les situations à risque, ce qui est satisfaisant.

Toutefois, les études de criticité en eau non borée réalisées ne traitent pas de configurations représentatives du déroulement des accidents graves après la mise en œuvre de la modification permettant l'étalement du corium dans le puits de cuve et le local RIC adjacent. Or, pour l'IRSN, le caractère enveloppe d'un étalement dans le puits de cuve uniquement par rapport à une configuration où le corium est étalé sur une surface plus importante n'est pas garanti. De plus, la justification des valeurs retenues pour deux paramètres impactant fortement la réactivité, à savoir la porosité et la taille des débris, est jugée insuffisante.

L'IRSN considère qu'EDF devrait continuer à étudier le risque de criticité du corium, hors cuve, renoyé par de l'eau non borée, en analysant l'impact des modifications de la phase 3 des ECS et en améliorant la justification de la porosité et de la taille des débris dans cette configuration. L'expertise de ce sujet sera poursuivie dans le cadre de l'analyse des prochaines versions des guides d'intervention en accident grave.

5. Adéquation des modifications de limitation des conséquences des accidents graves prévues lors de la phase 3 des ECS

Le caractère suffisant des modifications de la phase 3 des ECS s'apprécie à la fois sur la base d'une démonstration déterministe et sur la base d'études probabilistes de sûreté de niveau 2, quantifiant les risques de rejets radioactifs dans l'environnement. À cet égard, les éléments issus de l'expertise des aspects déterministes relatifs à la suffisance des modifications de la phase 3 seront complétés par l'expertise des études probabilistes. L'IRSN rappelle également qu'il n'a pas expertisé à ce jour le renforcement au séisme SMHV du dispositif U5, ainsi que la possibilité d'une robustesse de ce dispositif à un niveau de séisme plus élevé.

À ce stade, l'IRSN n'est donc pas en mesure de se positionner sur la suffisance de l'ensemble des modifications de limitation des conséquences des accidents graves prévues lors de la phase 3 des ECS.

En tout état de cause, l'IRSN considère que les objectifs visant à évacuer la puissance résiduelle de l'enceinte sans ouverture du dispositif U5 et à stabiliser le corium sur le radier du BR sont cohérents avec ceux retenus à la conception pour la limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur de l'EPR FA3. Toutefois, les moyens mis en œuvre pour y parvenir diffèrent sensiblement, ce qui s'explique notamment par les contraintes imposées par les modifications d'une installation existante. Parmi les différences importantes entre les modifications de la phase 3 des ECS des réacteurs du parc en exploitation et la conception de l'EPR FA3, et en réponse à une question soulevée dans le cadre du dialogue technique avec l'ANCCLI, l'IRSN retient plus particulièrement :

- la réserve d'eau borée permettant notamment de noyer le corium, qui est intégrée dans le BR pour l'EPR (IRWST) alors qu'elle est stockée à l'extérieur du BR pour le parc (bâche PTR) ;
- le circuit EVU permettant d'évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte en cas d'accident de fusion de cœur sur l'EPR FA3, qui est constitué de deux files, tandis que l'EASu est constitué d'une seule file. En outre, une pompe mobile permet de secourir une file EVU sur l'EPR, alors que la pompe EASu n'est ni réparable, ni substituable ;
- la connexion de la source froide de l'EVU qui est opérationnelle rapidement après la manipulation en local de quelques vannes pour l'EPR, alors que le raccordement de la SFu pour les réacteurs du parc en exploitation nécessite l'intervention de la FARN pour connecter un circuit mobile constitué d'une pompe et de plusieurs centaines de mètres de tuyauteries ;
- un dispositif d'éventage de l'enceinte sur les réacteurs du parc en exploitation, qui n'existe pas pour l'EPR FA3.

L'expertise de l'IRSN a conduit à identifier quelques dispositions complémentaires à celles prévues par EDF visant, soit à s'affranchir d'incertitudes de nature à mettre en cause l'efficacité des dispositions prévues pour les scénarios étudiés, soit à renforcer les parades possibles en cas de situation imprévue. Ces dispositions complémentaires font l'objet d'engagements d'EDF ou de recommandations de l'IRSN. **Moyennant la mise en œuvre de ces dispositions complémentaires, l'IRSN estime que les améliorations, concernant les accidents graves, de la phase 3 des ECS constituent une avancée importante pour la sûreté.**

Pour ce qui concerne le respect du principe général d'indépendance des niveaux de défense en profondeur, l'IRSN souligne qu'il convient de limiter les situations d'utilisation de la pompe ND en prévention des accidents graves dans la démonstration de sûreté. Ce sujet a déjà fait l'objet d'une prise de position de la part de l'IRSN.

Concernant le calendrier de déploiement des modifications, l'IRSN est en attente de la part d'EDF des éléments de réponse à la demande de l'ASN en référence [7]. L'expertise de ce point sera donc réalisée ultérieurement.

6. Parade voie eau

En réponse à une prescription de l'ASN [8], EDF a étudié la faisabilité de la mise en œuvre, à titre préventif, de dispositifs techniques permettant d'éviter une propagation de la contamination vers les eaux souterraines en cas de fuite radioactive significative dans le sol d'un îlot nucléaire.

Ces dispositifs associent généralement, sous une forme qu'il convient d'adapter à chacun des sites, une barrière statique (la paroi de l'enceinte géotechnique) à un confinement dynamique (un système de pompage).

Les estimations du temps de transfert de la pollution jusqu'aux limites des sites et aux milieux récepteurs, issues des études EDF, montrent que, dans une majorité de cas, le délai disponible après un rejet liquide dans le sol est incompatible avec le délai de réalisation ou de réparation d'une enceinte géotechnique. Par conséquent, la mise en place à titre préventif des enceintes géotechniques est un facteur déterminant de leur efficacité.

À l'issue de son expertise et contrairement à la position d'EDF, l'IRSN considère, à ce stade, que la mise en place d'une telle enceinte est possible pour l'ensemble des sites nucléaires d'EDF. Pour 6⁴ des 8 sites du palier 900 MWe, l'étanchéité de l'enceinte géotechnique existante est acquise, ou accessible au prix de travaux limités. Pour le site de Cruas, dont l'efficacité des enceintes géotechniques est limitée, il conviendrait de valoriser les encuvements existants sous les îlots nucléaires. Pour le site de Chinon, une enceinte géotechnique serait à réaliser.

En conséquence, dans le cadre de la prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe et pour les sites EDF qui disposent d'une enceinte géotechnique, l'IRSN recommande qu'EDF remette en état celles qui le nécessitent, de façon à constituer un dispositif de confinement des eaux souterraines utilisable en situation post-accidentelle. Ceci fait l'objet de la recommandation n° 6 en annexe. De plus, l'IRSN recommande qu'EDF réalise une étude détaillée de l'implantation d'une enceinte géotechnique sur le site de Chinon. Ceci fait l'objet de la recommandation n° 7 en annexe.

D'une manière générale, l'IRSN considère qu'il serait souhaitable qu'EDF définisse les modalités pratiques du déploiement sur site des dispositions à mettre en œuvre en phase post-accidentelle, notamment un dispositif de pompage, une unité de traitement des eaux contaminées et des capacités de stockage.

Pour ce qui concerne le traitement des eaux contaminées pompées dans l'emprise de l'enceinte géotechnique en cas d'accident, mais aussi des eaux contaminées présentes dans les bâtiments ou dans des capacités du site, l'IRSN souligne la nécessité de disposer au plus tôt d'une unité modulaire de traitement déployée par la FARN et compatible avec une large gamme d'effluents liquides pouvant provenir des sites EDF. Ce point fait l'objet de la recommandation n° 8 en annexe.

⁴ Il s'agit des sites du Bugey, du Tricastin, de Gravelines, de Dampierre, du Blayais et de Saint-Laurent-des-Eaux.

7. Sujets spécifiques au réexamen de sûreté VD4 900

Les principaux sujets spécifiques au quatrième réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe concernant les accidents graves sont l'impact de l'utilisation de grappes en hafnium dans le cœur pour limiter l'irradiation neutronique de la cuve, la liste des équipements et fonctions nécessaires en accidents graves, leurs requis et leur durée de mission, et l'évaluation des conséquences radiologiques. Parmi ces sujets, les points majeurs ressortant de l'expertise concernent la liste des équipements « nécessaires en AG » et les relâchements d'iodes gazeux depuis l'eau de recirculation du système EASu dans l'enceinte de confinement et dans le BK.

Les équipements identifiés comme « nécessaires en AG » dans le rapport de sûreté font l'objet d'une qualification spécifique dans des conditions représentatives des AG et d'exigences en termes de disponibilité et d'efficacité dans les règles générales d'exploitation. EDF restreint cette liste aux équipements valorisés dans la démonstration de sûreté, en particulier ceux dont le fonctionnement est valorisé dans l'évaluation des conséquences radiologiques. L'IRSN ne partage pas la position d'EDF et considère que quelques équipements supplémentaires, dont le bénéfice est important en termes de conséquences radiologiques ou de conduite du réacteur accidenté pour le stabiliser dans un état maîtrisé, devraient également être identifiés comme « nécessaires en AG » en VD4 900. Ces équipements sont ceux qui permettent la mise en œuvre de l'aspersion dans l'enceinte en injection directe et du dispositif d'éventage et de filtration de l'enceinte de confinement.

Concernant l'évaluation des conséquences radiologiques en cas d'accident grave en VD4 900, il ressort de l'analyse de l'IRSN une sous-estimation par EDF de la quantité d'iode présente dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement et dans celle du BK. Ceci est dû à une valorisation excessive, selon l'IRSN, de l'interaction de l'iode, dissous dans l'eau, avec l'argent provenant de la dégradation des barres de commande. Pour mémoire, pour les réacteurs de 1300 MWe et N4 uniquement, EDF a installé des paniers de tétraborate de sodium visant à garantir un pH basique de l'eau des puisards. En effet, un pH basique permet de diminuer considérablement les relâchements d'iode moléculaire dans l'atmosphère à partir de l'eau.

Pour le palier 900 MWe, EDF considère qu'il n'y a pas de relâchement d'iode gazeux depuis la phase liquide, du fait de la présence d'argent. Or, l'IRSN estime que les particules d'argent n'interagissent qu'en surface avec l'iode, ce qui limite le piégeage de l'iode dans les volumes liquides, même avec les quantités d'argent en présence. Ainsi, un débit significatif d'iode moléculaire est relâché depuis les volumes liquides de l'enceinte vers l'atmosphère de l'enceinte, et depuis l'eau des réservoirs de collecte des fuites de l'EASu vers l'atmosphère du BK *via* les événements des réservoirs.

Ce phénomène ayant un impact important, en particulier pour les doses dans l'environnement à court terme, l'IRSN recommande que, dans le cadre du quatrième réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe, EDF prenne des dispositions pour réduire significativement les relâchements d'iode en phase gazeuse à partir de l'eau contaminée présente dans l'enceinte de confinement ainsi que dans le BK en cas de recirculation. Ce sujet fait l'objet de la recommandation n°9 en annexe.

8. Sujets spécifiques au réexamen VD2 N4

Les principaux sujets spécifiques au deuxième réexamen des réacteurs N4, examinés dans le cadre de la présente expertise concernant les accidents graves, sont la tenue des peaux d'étanchéité, la liste des équipements et fonctions nécessaires en accidents graves, leurs requis et durée de mission, et l'évaluation des conséquences radiologiques en cas d'accident grave. **L'IRSN estime que les engagements pris par EDF sur ces sujets sont satisfaisants.** L'IRSN rappelle que des compléments sont attendus de la part d'EDF concernant le comportement thermo-mécanique du dôme des enceintes de confinement de ces réacteurs en situation d'accident grave.

9. Conclusion

EDF a présenté, pour tous les paliers des réacteurs du parc en exploitation, les études déterministes d'efficacité des dispositions de limitation des conséquences des accidents graves qui seront mises en œuvre au cours de la phase 3 des modifications post-Fukushima. De plus, dans le cadre du quatrième réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe, EDF a présenté la conception détaillée des modifications qui seront déployées sur les sites à partir de juin 2019.

L'expertise de l'IRSN a conduit à identifier quelques dispositions complémentaires à celles prévues par EDF visant, soit à s'affranchir d'incertitudes de nature à mettre en cause l'efficacité des dispositions prévues pour les scénarios étudiés, soit à renforcer les parades possibles en cas de situation imprévue. Certaines de ces dispositions ont fait l'objet d'engagements de la part d'EDF, les autres font l'objet des recommandations en annexe.

Sous réserve de la prise en compte de ces recommandations et du respect des engagements d'EDF, l'IRSN considère que les améliorations, relatives aux accidents graves, des réacteurs de 900 MWe dans le cadre des VD4 permettent de répondre aux objectifs fixés par l'ASN. Ce positionnement sera toutefois à conforter par l'expertise des aspects probabilistes, en cours actuellement.

Le positionnement de l'IRSN sur la suffisance des modifications prévues pour les autres paliers sera établi après l'analyse notamment des notes de conception détaillées des modifications, qui sont attendues de la part d'EDF.

Pour le Directeur général et par délégation,

Frédérique PICHEREAU

Adjoint au Directeur de l'expertise de sûreté

Recommandations

Recommandation n° 1

L'IRSN recommande, pour les bâtiments des réacteurs de 900 MWe ayant un radier constitué de béton très siliceux, qu'EDF épaisse le radier du puits de cuve et du local RIC avec un béton silico-calcaire.

L'IRSN recommande, pour les bâtiments des réacteurs de 1300 MWe ayant un radier constitué de béton très siliceux, qu'EDF propose des modifications matérielles de nature à répondre aux mêmes objectifs.

Recommandation n° 2

L'IRSN recommande, pour les réacteurs de 900 MWe, qu'EDF prévoie des dispositions pour éviter le percement par le corium des voiles entre le local RIC et la zone des puisards du fond de l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur.

Recommandation n° 3

L'IRSN recommande, pour tous les réacteurs du parc en exploitation, que la pompe « noyau dur » du système EASu soit conçue selon les prescriptions du code RCC-M de niveau 2.

Recommandation n° 4

Afin de limiter les conséquences radiologiques en cas de fuite du système EASu qui constitue une extension de la troisième barrière de confinement et de renforcer la disponibilité des fonctions d'évacuation de la puissance dans l'enceinte et de noyage du corium, l'IRSN recommande, pour les réacteurs du palier 900 MWe, qu'EDF mette en œuvre des moyens, qualifiés aux accidents graves, de détection et de réinjection dans le bâtiment du réacteur des effluents présents dans les puisards RPE du bâtiment du combustible.

Recommandation n° 5

L'IRSN recommande qu'EDF ajoute la réalimentation de la bêche PTR en eau borée à la liste des fonctions et des matériels nécessaires en accident grave. De plus, l'IRSN recommande qu'EDF préconise, dans le guide d'intervention en accident grave, d'injecter le plus rapidement possible dans le bâtiment du réacteur le contenu d'une bêche PTR après réalimentation.

Recommandation n° 6

Pour les sites EDF du palier 900 MWe qui disposent d'une enceinte géotechnique (Bugey, Tricastin, Gravelines, Dampierre, Blayais et Saint-Laurent-des-Eaux), l'IRSN recommande qu'EDF remette en état celles qui le nécessitent, de façon à constituer un dispositif de confinement des eaux souterraines utilisable en situation post-accidentelle.

Recommandation n° 7

L'IRSN recommande qu'EDF réalise une étude détaillée de l'implantation d'une enceinte géotechnique sur le site de Chinon, comprenant notamment un examen de la faisabilité de sa réalisation, après accident, et de son efficacité, compte tenu des spécificités du site. La comparaison de cette efficacité, selon que l'enceinte est en place avant l'accident ou réalisée après, devra être présentée.

Recommandation n° 8

Dans le cadre de la préparation à la gestion d'une situation post-accidentelle, l'IRSN recommande qu'EDF présente l'avant-projet détaillé d'une unité de traitement des eaux contaminées qui pourraient être pompées dans une enceinte géotechnique, voire présentes dans des bâtiments ou dans des capacités de l'installation. Cette étude devra notamment présenter, pour chaque site, l'emplacement envisagé de cette unité.

Recommandation n° 9

L'IRSN recommande que, dans le cadre du quatrième réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe, EDF prenne des dispositions pour réduire significativement, lors d'un accident grave, les relâchements d'iode en phase gazeuse à partir de l'eau contaminée présente dans l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur ainsi que dans le bâtiment du combustible en cas de recirculation.