

## **Synthèse du rapport de l'IRSN sur les accidents graves et les études probabilistes de sûreté de niveau 2 dans le cadre du réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs de 1300 MWe**

En application de l'article L593-18 du code de l'environnement, EDF doit procéder au réexamen de sûreté des réacteurs du palier 1300 MWe à l'occasion de leurs 3<sup>èmes</sup> visites décennales. Les objectifs de ce réexamen sont de vérifier la conformité des réacteurs de 1300 MWe au référentiel de sûreté et à la réglementation applicables et de réévaluer le niveau de sûreté de ces réacteurs en tenant compte notamment de l'état des installations, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires. Cette réévaluation doit permettre, dans le cadre d'une démarche réaliste de réduction des risques, d'améliorer durablement le niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe.

A l'issue de la réunion du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires du 20 mai 2010, dédiée aux orientations associées à ce réexamen, l'ASN s'est prononcée sur le contour et les objectifs du programme de travail d'EDF pour les dossiers génériques (applicables à tous les réacteurs de ce palier), dont font partie les accidents graves et les études probabilistes de sûreté de niveau 2.

Dans le cadre du 3<sup>ème</sup> réexamen de sûreté des réacteurs du palier 1300 MWe, EDF prévoit, concernant les accidents graves, de porter ses efforts sur l'amélioration du confinement et la réduction de l'occurrence des scénarios risquant de mener à des rejets précoces importants.

L'objectif du présent rapport est d'analyser les études relatives aux accidents graves menées par EDF dans le cadre de ce réexamen. En outre, les principales conclusions de l'analyse détaillée des études probabilistes de sûreté de niveau 2 - réalisée dans le cadre d'un avis séparé - sont reportées dans le présent rapport.

Ainsi, ce rapport présente une analyse du référentiel « accidents graves », des études probabilistes de sûreté de niveau 2, de la gestion de l'eau dans le puits de cuve et des modifications envisagées par EDF pour garantir un niveau de sûreté suffisant.

### **Référentiel « accidents graves »**

Le référentiel « accidents graves » présente les objectifs de sûreté à atteindre pour les réacteurs de 1300 MWe à l'occasion de leur 3<sup>ème</sup> visite décennale pour les accidents graves et explicite les exigences applicables aux équipements ainsi que les objectifs de radioprotection des intervenants.

### **Démarche générale et objectifs de sûreté**

La démarche générale d'EDF s'appuie sur l'identification et la prise en compte des événements susceptibles de conduire à une situation d'accident grave ou de survenir pendant celle-ci. Après avoir défini un objectif de sûreté général, EDF décline des notions d'amélioration de la sûreté par la réduction des probabilités d'occurrence et des conséquences radiologiques sans toutefois se fixer d'objectifs probabilistes ou radiologiques quantitatifs. A ce titre, EDF indique que l'amélioration du niveau de sûreté apportée par un réexamen de sûreté sera évaluée en comparant la situation avant

et après prise en compte des modifications proposées et ce, à hypothèses constantes. Enfin, EDF définit des objectifs de radioprotection des intervenants.

L'IRSN n'a pas de remarque majeure à formuler sur la démarche générale proposée par EDF dans le référentiel « accidents graves » si ce n'est que la vérification de l'atteinte des objectifs doit également passer par sa démonstration.

Si l'IRSN note de manière satisfaisante l'avancée faite par EDF dans la déclinaison d'un objectif général dans le référentiel « accidents graves », il estime en revanche nécessaire que l'article 1.2 de l'arrêté du 7 février 2012, fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, apparaisse dans le chapitre dédié aux objectifs de sûreté de ce référentiel, ce qu'EDF s'est engagé à faire.

L'absence d'utilisation d'objectifs probabilistes et radiologiques quantitatifs n'appelle pas de remarque de la part de l'IRSN. En revanche, l'IRSN estime nécessaire qu'EDF définisse un objectif radiologique qualitatif pour les situations d'accident grave.

L'IRSN rappelle que, à chaque réexamen, l'exploitant doit justifier la suffisance des dispositions retenues au regard des objectifs assignés dans le référentiel « accidents graves ». L'IRSN souligne la nécessité de disposer, en particulier, d'une justification des scénarios sélectionnés, des pistes envisagées et des pistes retenues pour la définition des dispositions précitées. A ce titre, il convient qu'une synthèse de la démarche associée soit présentée dans le référentiel « accidents graves », ce dont a convenu EDF.

Si l'IRSN considère acceptable, pour le 3<sup>ème</sup> réexamen de sûreté des réacteurs du palier 1300 MWe, l'unique mention à l'article 1er.2 de l'arrêté INB, il estime, en revanche, nécessaire qu'EDF apporte la démonstration de la suffisance des dispositions retenues pour ce réexamen de sûreté au regard de cet objectif général, ce dont a convenu EDF.

En outre, l'IRSN considère que l'objectif radiologique qualitatif défini pour le 4<sup>ème</sup> réexamen de sûreté des réacteurs des paliers 900 MWe et 1300 MWe ainsi que pour le 2<sup>ème</sup> réexamen de sûreté des réacteurs du palier N4, à savoir tendre vers l'objectif radiologique qualitatif défini pour le réacteur EPR de Flamanville pour les accidents graves consistant en une mise en œuvre de mesures de protection de la population très limitées en termes d'étendue et de durée, devra être explicitement mentionné dans le référentiel « accidents graves » associé à ces réexamens.

L'IRSN considère satisfaisant qu'EDF prévoie d'évaluer la faisabilité des actions définies dans le guide d'intervention en accident grave vis-à-vis du risque d'exposition aux rayonnements ionisants. Néanmoins, l'IRSN considère que les exigences de radioprotection associées nécessitent d'être complétées dans le référentiel « accidents graves », ce dont a convenu EDF.

### Gestion d'un site avec une tranche en accident grave

L'occurrence d'un accident grave sur un des réacteurs d'un site peut être à l'origine de rejets radioactifs importants dans l'environnement, par exemple en cas d'ouverture du dispositif d'éventage-filtration U5, avec pour conséquences un risque d'exposition radiologique pour le personnel présent sur le site. Cette thématique était identifiée dans les orientations du 3<sup>ème</sup> réexamen de sûreté des réacteurs du palier 1300 MWe en lien avec l'amélioration jugée nécessaire des dispositions de gestion long terme d'une situation d'accident grave. Elle a par la suite été discutée dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté menées après l'accident de Fukushima.

Dans le cadre du 3<sup>ème</sup> réexamen de sûreté des réacteurs du palier 1300 MWe ont été examinés les principes de gestion des tranches voisines d'un réacteur accidenté et certaines conditions d'intervention au titre de la radioprotection des intervenants (habitabilité de la salle de commande de la tranche accidentée et manœuvrabilité du dispositif d'éventage-filtration U5).

#### *Gestion des tranches voisines d'un réacteur accidenté*

L'objectif de la gestion des tranches voisines proposée par EDF est d'assurer le maintien de ces tranches dans un état sûr, tout en tenant compte des conditions d'ambiance dégradées régnant sur l'ensemble du site. Les principes sont les suivants :

- limiter les opérations nécessitant la présence d'intervenants en local au strict nécessaire, et achever ces opérations avant l'ouverture éventuelle du dispositif d'éventage-filtration U5 du réacteur accidenté ;
- réduire les équipes de conduite au personnel strictement nécessaire à la conduite des tranches ;
- veiller à ce que le personnel restant sur le site ne soit pas exposé à des doses supérieures aux seuils réglementaires.

L'IRSN n'a pas de remarque à formuler sur ces principes généraux, mais considère que les exigences qui en découlent devraient apparaître dans la prochaine révision du référentiel « accidents graves ».

L'IRSN a identifié quelques points qui mériteraient d'être traités dans la déclinaison pratique de ces principes : la possibilité d'un déclenchement, sur les tranches voisines, d'alarmes intempestives liées aux conditions radiologiques du site qui pourraient orienter les équipes de conduite vers des stratégies inadéquates en applications des procédures de conduite existantes, l'importance des critères d'aide à la décision de repli des tranches voisines, la nécessité d'une justification de la poursuite du redémarrage, jusqu'au couplage au réseau, d'un réacteur dans un état proche de la criticité, l'anticipation de la fermeture du tampon d'accès des matériels d'un réacteur voisin, s'il est ouvert.

EDF s'est engagé à intégrer ces différents points dans ses réflexions sur les stratégies de conduite des tranches voisines d'une tranche en accident grave dans le cadre des travaux engagés à la suite des évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima.

#### *Conditions d'interventions (habitabilité de la salle de commande, manœuvrabilité du dispositif d'éventage-filtration U5)*

L'IRSN a examiné l'évaluation par EDF des doses reçues dans la salle de commande d'un réacteur du palier 1300 MWe, lors d'un accident grave. EDF conclut que la salle de commande d'un réacteur du palier 1300 MWe en accident grave est habitable avant et après l'ouverture du dispositif d'éventage-filtration U5. Pour ce qui concerne la manœuvrabilité du dispositif d'éventage-filtration U5, EDF conclut que les doses reçues par le personnel respectent la législation en vigueur.

Pour ces deux études, l'IRSN a constaté qu'EDF ne tient pas compte de l'ensemble des sources d'exposition possibles pour évaluer l'exposition du personnel. EDF s'est engagé à réaliser des études de sensibilité pour fin 2013 sur ce sujet. Si une contribution importante des sources d'exposition externe à l'exposition du personnel dans la salle de commande était constatée, alors le choix actuellement prévu d'utiliser un critère sur le débit de dose pour gérer la ventilation de la salle de commande pourrait ne pas être pertinent. Les modalités de gestion de la ventilation de la salle de commande pourraient devoir être adaptées.

Enfin, pour ces deux études, l'IRSN considère qu'EDF doit présenter une démarche de limitation des expositions du personnel, ce dont EDF a convenu.

### Performances attendues des équipements

Le référentiel « accidents graves » présente les équipements nécessaires et utiles dans ces situations et les exigences associées. Il précise les chargements à appliquer pour la vérification aux conditions d'accident grave (pression et température dans l'enceinte, température du fluide véhiculé, doses d'irradiation).

#### *Equipements concernés*

EDF distingue les équipements nécessaires à l'accident grave et les équipements utiles.

Les équipements utiles en accident grave peuvent faciliter la gestion de l'accident mais ne font pas l'objet d'exigences. Des études peuvent être conduites pour vérifier que l'utilisation de ces équipements n'est pas de nature à dégrader la situation. Une durée limite d'utilisation est parfois considérée.

Les équipements nécessaires en accident grave font l'objet d'une démonstration de leur bon comportement, pour une fonction donnée et une durée de mission associée. Ils sont au minimum « importants pour la sûreté - non classés ». EDF distingue les équipements nécessaires au confinement des équipements nécessaires à la gestion de l'accident grave, ce qui du point de vue de l'IRSN complique le référentiel « accidents graves ».

L'IRSN estime que la liste des équipements nécessaires en accident grave proposée par EDF devra être complétée par les équipements appartenant à l'aval du dispositif d'éventage-filtration U5, au circuit de réinjection des effluents dans le bâtiment réacteur, au circuit de ventilation-filtration des bâtiments auxiliaires, au circuit d'aspersion directe de l'enceinte, au circuit de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines ainsi que par les instrumentations spécifiques aux accidents graves et celles permettant de suivre la disponibilité et l'état de fonctionnement des matériels assurant une fonction nécessaire en accident grave.

Enfin, pour les situations de perte totale des alimentations électriques, circuit primaire suffisamment ouvert, en l'absence actuelle de secours électrique des mesures de débit de dose dans l'enceinte aucune détection de l'entrée en accident grave ne pourrait être réalisée. L'IRSN considère qu'EDF devrait en conséquence étudier la mise en œuvre de dispositions temporaires pour pallier cette situation, dans l'attente du déploiement du diesel d'ultime secours prévu à la suite des évaluations complémentaires de sûreté.

#### *Exigences de sûreté associées aux équipements nécessaires en accident grave*

En raison de leur importance pour la sûreté, les fonctions et équipements nécessaires en accident grave seront soumis à des contrôles et essais périodiques conformément aux principes définis dans la section 1 du chapitre IX des règles générales d'exploitation. Les équipements et les fonctions nécessaires en accident grave seront pris en compte par EDF dans les spécifications techniques d'exploitation.

L'IRSN a examiné de manière préliminaire les éléments transmis par EDF quant au caractère transposable aux conditions d'accidents graves des exigences d'ores et déjà formulées au titre des conditions de fonctionnement de dimensionnement et du domaine complémentaire. Dans le cadre de cette instruction, EDF s'est ainsi engagé à abaisser les plages d'ouverture du dispositif U5 sous les pressions d'épreuve des enceintes de confinement.

Les équipements nécessaires en accident grave étant « importants pour la sûreté - non classés », leur classement sismique doit être examiné au cas par cas. L'IRSN considère qu'EDF devra justifier le classement sismique ou l'absence de ce classement, pour chacun de ces équipements, indépendamment des règles d'études des accidents graves retenues actuellement.

### *Chargements*

Le référentiel « accidents graves » définit les chargements et les durées de mission à considérer pour la vérification des équipements aux conditions d'accident grave. En cas de dépassement des profils ou des durées de mission requis au titre du référentiel « accidents graves », l'IRSN estime que les équipements concernés devront être considérés défaillants pour les études déterministes, défaillants ou avec une probabilité de défaillance accrue pour les études probabilistes.

EDF a défini deux profils de chargements correspondant à la fusion partielle et à la fusion totale du cœur. Pour les essais de vérification aux conditions d'accident grave, EDF construit un chargement d'accident grave enveloppe à partir de ces deux chargements d'accident grave. L'IRSN estime que, de manière analogue, ces deux chargements devront être appliqués pour les vérifications effectuées par analyse ou par analogie.

### *Déclinaison pratique des exigences du référentiel « accidents graves » sur les équipements*

L'IRSN a examiné les exigences fonctionnelles, les chargements et les durées de mission associés aux équipements nécessaires en accident grave et a formulé des compléments :

- à caractère générique : exigences d'opérabilité sur les organes d'isolement s'ils doivent être ouverts pour la gestion tardive d'un l'accident, exigence d'étanchéité systématique en cas d'exigence de maintien fermé ;
- à caractère spécifique pour certains systèmes : absence d'impact du fluide véhiculé sur le maintien ouvert des soupapes SEBIM, tests d'étanchéité du système de réinjection des effluents, redondance voire diversification de l'ouverture du dispositif d'éventage-filtration...

## **Etudes probabilistes de sûreté de niveau 2**

L'étude probabiliste de sûreté de niveau 2 du palier 1300 MWe présentée par EDF constitue la première étude probabiliste de sûreté de niveau 2 réalisée pour les réacteurs à double enceinte du parc. Cette étude vise à évaluer, en entrée du réexamen de sûreté, le risque de rejets radioactifs dans l'environnement, en cas d'accident de fusion du cœur faisant suite à des événements internes. Elle a pour objectif d'apprécier le niveau de sûreté de ces installations, d'analyser les principales contributions aux risques et d'identifier des axes d'amélioration de la sûreté de ces installations à mettre en œuvre à l'occasion de leurs troisièmes visites décennales.

L'IRSN considère que la démarche suivie par EDF est globalement cohérente avec les pratiques mises en œuvre dans les autres pays. Toutefois, des améliorations significatives restent possibles et ont été identifiées par l'IRSN.

L'IRSN prend acte du fait qu'un nombre significatif de ces améliorations sera apporté à l'étude, après la phase consacrée aux études génériques associées au 3<sup>ème</sup> réexamen de sûreté des réacteurs du palier 1300 MWe.

Sur la base de son analyse (tant du point de vue des méthodes employées que des hypothèses de modélisation et de la complétude de l'étude), l'IRSN estime que l'étude probabiliste de sûreté de

niveau 2 des réacteurs du palier 1300 MWe sous-évalue les risques dans certains cas et les surévalue dans d'autres. Il en résulte qu'elle ne permet pas d'appréhender de manière réaliste certains risques de rejets dans l'environnement. A ce titre, l'IRSN estime que les résultats de cette étude sont à considérer comme préliminaires même si elle amène des enseignements dans le cadre du réexamen.

Au regard des enseignements, l'IRSN estime que les axes d'amélioration identifiés par EDF sont pertinents mais constate que les risques de combustion hydrogène dans l'enceinte interne et dans l'espace entre enceintes, les risques d'explosion de vapeur hors cuve ainsi que les risques de dilutions hétérogènes sont insuffisamment pris en compte dans l'étude d'EDF. Une caractérisation plus réaliste de ces risques pourrait conduire à définir des dispositions de prévention ou de limitation des conséquences supplémentaires.

Enfin, l'IRSN rappelle qu'une étude probabiliste de sûreté de niveau 2 doit inclure une évaluation des rejets pour l'obtention de catégories de rejet pertinentes. L'objectif est de pouvoir se prononcer sur l'intérêt de modifications portant soit sur la limitation en fréquence des situations de rejets, soit sur la limitation en amplitude de leurs conséquences.

## Gestion de l'eau dans le puits de cuve

Pour les 3<sup>èmes</sup> visites décennales des réacteurs du palier 1300 MWe, EDF propose, comme stratégie de gestion du corium (mélange formé du combustible fondu et des matériaux des structures) lors d'un accident grave, de laisser le puits de cuve se remplir d'eau jusqu'au niveau des boucles du circuit primaire suite à l'activation du système d'aspersion de l'enceinte, lorsqu'il est disponible. Avec cette stratégie, EDF affiche deux objectifs principaux :

- maintenir le corium dans la cuve en favorisant son refroidissement par l'extérieur ;
- refroidir le corium tombé dans le puits de cuve, en cas d'échec du maintien du corium dans la cuve.

### *Maintien du corium dans la cuve*

EDF fait actuellement réaliser, par le CEA, des essais dénommés CALO pour simuler les écoulements qui peuvent apparaître, lors d'un accident grave, entre la paroi de la cuve et le calorifuge en cas de noyage d'un puits de cuve. Il s'agit, en particulier, de vérifier que l'évacuation de la vapeur qui résulte du transfert de chaleur entre la cuve et l'eau est possible en fonction du type de calorifuge en place.

L'IRSN note que les résultats expérimentaux disponibles montrent qu'une telle évacuation est possible pour les réacteurs du palier 1300 MWe équipés d'un type de calorifuge précis (quinze réacteurs), mais qu'EDF n'a pas démontré expérimentalement que l'évacuation de la vapeur est possible pour les cinq autres réacteurs non équipés de ce type de calorifuge.

L'IRSN constate, d'autre part, que le maintien du corium en cuve nécessite la concomitance d'un puits de cuve noyé jusqu'aux boucles du circuit primaire et d'un appoint d'eau dans la cuve. A ce titre, l'IRSN souligne qu'EDF ne contrôle ni l'instant d'activation de l'aspersion de l'enceinte lors de l'accident (c'est-à-dire le début de remplissage du puits de cuve par l'eau de l'aspersion de l'enceinte) ni la restauration d'un appoint d'eau dans la cuve (l'absence de refroidissement en cuve ayant conduit à la fusion du cœur). Il convient également de noter que le noyage par l'aspersion de l'enceinte du puits de cuve jusqu'aux boucles du circuit primaire nécessite quelques heures. De plus, l'IRSN note que la concomitance d'un puits de cuve noyé jusqu'aux boucles du circuit primaire

et d'un appoint d'eau tardif en cuve n'est pas suffisant pour les scénarios de fusion du cœur à cinétique rapide (accident de grosse brèche du circuit primaire, par exemple).

Enfin, sans appoint d'eau dans la cuve, l'IRSN estime que la percée du fond de la cuve est inéluctable, même si le puits de cuve est noyé.

L'IRSN constate donc certaines limites au bénéfice de la stratégie du noyage du puits de cuve jusqu'aux boucles du circuit primaire pour maintenir le corium dans la cuve.

#### *En cas d'échec de maintien du corium dans la cuve*

En cas d'échec du maintien du corium dans la cuve, l'IRSN considère alors que le bénéfice apporté par cette stratégie pour ce qui concerne le refroidissement partiel du corium dans le puits de cuve, doit être nuancé. L'IRSN considère peu réaliste de considérer qu'une interaction énergétique entre le corium et l'eau (explosion de vapeur) ne se déclenche pas, estimant vraisemblable l'occurrence d'un phénomène pouvant déstabiliser localement le pré-mélange du corium dans l'eau et déclencher l'explosion. Même sans explosion de vapeur, l'IRSN estime, en tenant compte de l'état de l'art sur ce sujet, que la présence d'eau, au moment de la percée du fond de la cuve, peut perturber sensiblement l'étalement complet du corium sur toute la surface disponible sous la cuve pour les réacteurs du palier 1300 MWe.

Pour l'IRSN, une explosion de vapeur présente les inconvénients suivants :

- suite à l'ébranlement potentiellement destructif des équipements, l'état de fonctionnement des équipements nécessaires à la gestion à court et à long termes de l'accident après la percée éventuelle du fond de la cuve est entaché de très fortes d'incertitudes (comment injecter de l'eau ? où va l'eau injectée ?...);
- les conséquences de toute agression externe ultérieure sur le génie civil (puits de cuve notamment) et les équipements fragilisés risquent d'être plus significatives que si la centrale n'avait pas subi d'explosion de vapeur ;
- des incertitudes demeurent, et demeureront encore longtemps, sur :
  - o le chargement des parois du puits de cuve suite à l'explosion de vapeur dans le puits, en raison du manque de connaissances demeurant à l'issue du projet international SERENA 2 dédié à l'explosion de vapeur et des multiples configurations susceptibles d'être rencontrées (brèche centrale ou latérale du fond de la cuve, diamètre de la brèche, composition du corium, pression du circuit primaire au moment de la percée du fond de la cuve...);
  - o la possibilité de défaillance des traversées ou d'équipements en interface, en raison d'un ébranlement potentiellement destructif des équipements, notamment pour les équipements lourds comme les générateurs de vapeur ou la cuve (la question se pose du devenir de la cuve avec un puits de cuve dont le déplacement radial en périphérie atteint plusieurs dizaines de centimètres...).

L'IRSN constate donc l'impossibilité de démontrer l'innocuité d'une explosion de vapeur, d'une part, sur la gestion à court et à long termes de l'accident, et, d'autre part, sur l'étanchéité du confinement. L'IRSN rappelle que le terme source relâché dans l'environnement dans une telle situation est précoce (il interviendrait quelques heures après le début de l'accident) et peut s'avérer important, c'est-à-dire inacceptable et non gérable par les plans particuliers d'intervention d'une part et rendant, d'autre part, toute intervention et tout maintien de personnel impossibles sur le site accidenté (risque « d'effet falaise » sur le site). De plus, si l'explosion de vapeur rend

impossible le refroidissement du corium par une injection d'eau, les risques de rejets par la voie-eau, en cas de percement du radier du bâtiment réacteur, seront fortement accrus.

Face à l'impossibilité de démontrer l'innocuité d'une explosion de vapeur, l'IRSN rappelle qu'à la percée du fond de la cuve, une explosion de vapeur ne peut intervenir que si le corium rencontre de l'eau. Si le puits de cuve est sec à l'instant de la percée du fond de la cuve, le risque d'explosion de vapeur est pratiquement éliminé. A cet égard, l'IRSN estime que la mise en place d'une stratégie de maintien sec du puits de cuve jusqu'à la rupture du fond de la cuve suivie de l'injection volontaire d'eau sur le corium au cours de l'interaction entre le corium et le béton est envisageable à l'échéance des 3èmes visites décennales des réacteurs du palier 1300 MWe. Avec une telle stratégie, une éventuelle explosion de vapeur au moment de la percée du fond de la cuve est pratiquement éliminée, tout en tirant partie de tous les bénéfices d'une présence d'eau sur le corium au cours de l'interaction entre le corium et le béton.

## Modifications envisagées par EDF

### Instrumentation accident grave

Les moyens de détection de la percée du fond de la cuve et les mesures permettant d'évaluer en temps réel l'évolution du risque hydrogène dans l'enceinte interne du réacteur qu'EDF propose d'installer sont basés sur les mêmes principes que pour les réacteurs du palier 900 MWe, c'est-à-dire au moyen :

- de deux thermocouples installés dans le puits de cuve ;
- de deux recombineurs instrumentés chacun par un thermocouple, chaque recombineur étant installé au sommet d'une casemate de générateur de vapeur.

A l'issue de son analyse, l'IRSN n'a pas de remarque particulière à émettre sur les moyens de détection proposés par EDF, leur nombre et leur emplacement et sur la stratégie de réparation au prochain arrêt du réacteur en cas d'indisponibilité d'une mesure constatée en salle de commande au cours d'un cycle. Néanmoins, l'IRSN considère qu'EDF doit utiliser la mesure de détection de la percée du fond de la cuve dans le guide d'intervention en accident grave des réacteurs du palier 1300 MWe pour définir des préconisations de conduite couvrant notamment les situations avec et sans appoint d'eau dans la cuve, avant la percée du fond de la cuve. EDF devrait également, ajouter dans ce guide, une aide à l'interprétation du résultat de la mesure susmentionnée ainsi que des mesures permettant d'évaluer en temps réel l'évolution du risque hydrogène dans l'enceinte interne de ces réacteurs.

### Amélioration du confinement et réduction des risques de rejets importants et précoces

EDF propose des modifications destinées à améliorer le confinement en accident grave ou à réduire les risques liés aux rejets précoces et importants. En première analyse, les modifications envisagées par EDF et analysées dans le cadre de la présente réunion du GPR semblent pertinentes.

L'IRSN souligne qu'EDF présente les grands principes des modifications envisagées de manière très synthétique, et appelle l'attention sur le fait qu'une analyse détaillée sera réalisée à réception des déclarations associées à chaque modification.



L'IRSN note cependant que certaines de ces modifications sont impactées par les évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima (notamment l'abandon du diesel LLS et la reprise de ses fonctionnalités par le diesel d'ultime secours), et qu'elles devront être redéfinies en conséquence.

### Dépressurisation de l'enclinte en cas d'indisponibilité du système d'aspersion de l'enclinte

En cas d'accident de type brèche sur le circuit primaire, la sauvegarde du cœur est assurée par l'injection de sécurité fonctionnant d'abord en mode « injection directe » depuis la bache PTR, puis en mode « recirculation » sur les puisards de l'enclinte. Si les générateurs de vapeur sont indisponibles ou inefficaces, la totalité de la puissance résiduelle est évacuée par vaporisation de l'eau d'appoint, du circuit primaire vers l'enclinte, au travers de la brèche ou des lignes de décharge du pressuriseur préalablement ouvertes par la conduite accidentelle. En cas de défaillance du système d'aspersion de l'enclinte, l'extraction de la puissance résiduelle hors de l'enclinte n'est plus assurée. Il s'ensuit une élévation de la température de l'eau des puisards ainsi qu'une pressurisation lente de l'enclinte pouvant conduire, à terme, à la perte du système d'injection de sécurité (par dépassement de la température de tenue ultime des pompes de ce système) et du confinement.

EDF a donc défini une stratégie de gestion de l'enclinte de confinement en état RRA non connecté avec l'aspersion de l'enclinte indisponible.

L'IRSN estime satisfaisants les principes de la stratégie présentée par EDF, mais considère que ce dernier doit :

- détailler ces principes ;
- mettre les logigrammes en cohérence avec ces principes ;
- compléter le guide d'action des équipes de crise par une analyse des risques liés aux rejets, à la capacité de fermeture de la vanne d'isolement du dispositif d'éventage-filtration U5, à la mise en dépression de l'enclinte de confinement par mise en service du système d'aspersion de l'enclinte avec le dispositif d'éventage-filtration U5 ouvert, au colmatage du filtre à sable, à la dégradation en accident grave ;
- intégrer une étape de restauration du circuit secondaire.

L'IRSN rappelle par ailleurs que la mise en place de manchettes fixes (compatible avec un fonctionnement en accident grave) entre les lignes des systèmes d'injection de sécurité et d'aspersion dans l'enclinte est programmée dans le cadre des 3<sup>èmes</sup> visites décennales des réacteurs du palier 1300 MWe, et qu'il conviendra de modifier la stratégie en conséquence.

### Stratégie d'ouverture du dispositif d'éventage-filtration U5 en cas de perte totale des alimentations électriques

L'IRSN souligne que la modification initialement proposée par EDF afin de secourir électriquement la mesure de pression de l'enclinte a été rendue obsolète par les conclusions des évaluations complémentaires de sûreté post Fukushima. La nouvelle modification proposée par EDF consiste à intégrer la mesure de pression de l'enclinte gamme large dans le noyau dur et à garantir sa disponibilité, y compris en cas de défaillance du turbo-alternateur LLS, par la mise en place, dans un premier temps, d'un groupe électrogène temporaire (d'ici fin 2016), puis d'un diesel d'ultime

secours (entre 2015 et 2020). Ces échéances sont à mettre en perspective avec celle des 3<sup>èmes</sup> visites décennales des réacteurs du palier 1300 MWe, dont les modifications sur la tranche tête de série sont prévues en 2015.

Cette nouvelle proposition de modification sera analysée dans un cadre à définir.

L'IRSN considère toutefois qu'EDF devra s'assurer que, pour les tranches dont la 3<sup>ème</sup> visite décennale est planifiée avant fin 2016 et ne disposant pas encore du secours électrique de la mesure de pression de l'enceinte, cette modification soit effectuée lors de l'arrêt de tranche associé à cette visite. Ceci afin d'éviter que des tranches se trouvent à l'état post VD3 sans disposer de cette amélioration.

Dans l'attente de la mise en place du groupe électrogène temporaire, EDF propose, en cas d'indisponibilité de la mesure de pression dans l'enceinte due à une perte totale des alimentations électriques, et pour garantir une pression dans l'enceinte inférieure à 5,2 bar, d'ouvrir le dispositif d'éventage-filtration U5 48 heures après l'entrée en accident grave en l'absence d'appoint d'eau au circuit primaire, et 24 heures après l'entrée en accident grave si un appoint d'eau au circuit primaire est maintenu en service.

Si l'IRSN considère acceptable cette stratégie alternative dans l'attente du secours électrique de la mesure de pression de l'enceinte, il rappelle en revanche que seul l'accès à cette mesure permet de limiter autant que raisonnablement possible les rejets à l'environnement.