

# CONCERTATION À L'OCCASION DU 4<sup>ÈME</sup> RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 900 MWe DU PARC ÉLECTRONUCLÉAIRE FRANÇAIS

## FOIRE AUX QUESTIONS

Depuis 2014, un dialogue technique continu a été mis en place entre l'IRSN et la société civile sur les réexamens de sûreté des réacteurs de 900 MWe. Il a donné lieu à plusieurs réunions ou séminaires d'échanges :

- cinq réunions d'un groupe de travail ANCCLI-IRSN entre 2014 et 2016, afin d'échanger sur les enjeux de sûreté et orientations du 4<sup>ème</sup> réexamen de ces réacteurs ([plus d'information](#)) ;
- un séminaire intitulé « poursuite de fonctionnement des réacteurs 900 MWe au-delà de 40 ans : quels enjeux de sûreté et quelle participation ? », organisé par l'ANCCLI, la Commission locale d'information des grands Équipements énergétiques du Tricastin (CLIGEET), l'ASN et l'IRSN les 3 et 4 octobre 2016 ([plus d'information](#)) ;
- trois réunions entre 2017 et 2018 organisées par l'ANCCLI, l'ASN et l'IRSN afin de suivre les différentes instructions techniques menées dans le cadre de ce réexamen, sur des sujets spécifiques comme le vieillissement et la conformité, les agressions internes et externes et les accidents graves ([plus d'information](#)).

Ces différents temps d'échanges et de dialogue ont permis :

- d'échanger pendant le temps des expertises techniques de l'IRSN en amont des décisions ;
- de recueillir les attentes et les préoccupations des acteurs de la société ;
- d'accompagner la montée en compétence des acteurs de la société sur ces sujets ;
- de renforcer la robustesse des avis de l'IRSN par l'apport de points de vue externes.

De ces échanges, il ressort de nombreuses questions dont certaines ont été reprises dans le présent document. L'IRSN, sur la base de ses expertises, propose des éléments de réponse à ces questions en les regroupant par thèmes.

L'IRSN prévoit de compléter ces éléments au fil de la poursuite de ses expertises dans le cadre du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe et pour prendre en compte d'autres questionnements issus des concertations publiques à venir.

## Table des matières

<b>Vocabulaire (extension de la durée de fonctionnement).....</b>	<b>3</b>
<b>Le champ couvert dans le cadre du quatrième réexamen décennal.....</b>	<b>4</b>
<b>Le renfort des exigences de sûreté (vers les exigences de l'EPR).....</b>	<b>5</b>
<b>La pression économique / la sûreté et la conformité.....</b>	<b>9</b>
<b>Le calendrier des travaux associés au réexamen décennal.....</b>	<b>11</b>
<b>La conformité et les contrôles associés.....</b>	<b>14</b>
<b>La conformité des enceintes de confinement.....</b>	<b>17</b>
<b>L'état réel des réacteurs.....</b>	<b>20</b>
<b>Les critères d'arrêts ou de poursuite d'exploitation d'un réacteur électronucléaire.....</b>	<b>21</b>
<b>Les piscines d'entreposage de combustibles.....</b>	<b>24</b>
<b>Les accidents graves.....</b>	<b>26</b>
<b>La prise en compte des effets du réchauffement climatique.....</b>	<b>28</b>

## Vocabulaire (extension de la durée de fonctionnement)

### Question

*Est-il possible de clarifier le discours sur « l'extension de la durée de fonctionnement » qui est difficile à comprendre par le public et sous-entend qu'il avait été dit que les réacteurs ne fonctionneraient que 40 ans ?*

### Réponse IRSN

La **durée de fonctionnement** est la durée pendant laquelle un réacteur électronucléaire produit de l'électricité.

En France, cette durée **n'est pas définie de manière réglementaire** mais EDF doit (le cas échéant) mener un réexamen décennal de la sûreté de chaque réacteur pour vérifier qu'il est apte à fonctionner dix ans supplémentaires, de manière sûre et en respectant la réglementation en vigueur.

L'extension de la durée de fonctionnement au-delà de 40 ans présente un caractère particulier car **certains composants des réacteurs français** (circuits primaires notamment) **ont été conçus en retenant**, dans les études de dimensionnement, **une hypothèse de fonctionnement pendant 40 ans**. Pour ces composants, de nouvelles études démontrant leur aptitude au fonctionnement sur une durée supérieure à 40 ans sont donc nécessaires.

## Le champ couvert dans le cadre du quatrième réexamen décennal

### Question

*La sûreté du réseau électrique est-elle prise en compte, compte tenu qu'elle a également un impact sur la sûreté des réacteurs ?*

### Réponse IRSN

**La perte des sources d'alimentation électrique externes (réseau) fait partie des situations étudiées à la conception des réacteurs.** Dans les années 1990, les réacteurs français ont été équipés de dispositions et procédures complémentaires pour faire face aux situations de perte des sources d'alimentation électrique externes et internes (groupes électrogènes de secours).

La prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima conduit au renforcement des sources d'alimentation électrique internes contre des agressions de forte amplitude (séisme, inondation, vent, ...). Ces agressions de forte amplitude sont susceptibles d'affecter durablement le réseau électrique externe et donc tous les réacteurs d'un même site.

### Question

*Est-il possible de parler des aspects sécurité liés au 4<sup>ème</sup> réexamen ? Les intrusions sur les sites de certaines centrales ont-elles un impact sur la sécurité de sites ? Pourquoi n'aborde-t-on jamais ou si peu les agressions telles que malveillance, terrorisme, cyberattaque... ?*

### Réponse IRSN

Dans son courrier [CODEP-DCN-2016-007286](#), l'ASN a rappelé que « le décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007 dispose que le rapport de sûreté traite de l'ensemble des accidents pouvant intervenir sur l'installation, que leur cause soit d'origine interne ou externe, y compris s'il s'agit d'un acte de malveillance. L'arrêté du 7 février 2012 précise à ce sujet, dans ses articles 3.5 et 3.6, que les conséquences sur l'installation des actes de malveillance sont des événements déclencheurs à traiter dans la démonstration de sûreté en tant qu'agression interne et externe ».

**EDF prévoit ainsi la mise à jour des études de sécurité dans le cadre du réexamen de sûreté.** Toutefois, la sécurité des installations (protections contre la malveillance) doit être discutée avec prudence dans le cadre d'une concertation publique.

## Le renfort des exigences de sûreté (vers les exigences de l'EPR)

### Question

*Comment rapprocher les exigences de sûreté des réacteurs 900 MWe des exigences des réacteurs EPR, alors que lors de la conception de ces réacteurs la fusion du cœur n'était pas envisagée ? Souhait d'un suivi précis et détaillé du relèvement des exigences par rapport à celles d'EPR -> détailler au-delà des principes généraux. Manque de visibilité sur le relèvement des exigences pour atteindre le niveau de l'EPR.*

### Réponse IRSN

**L'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs électronucléaires en exploitation plutôt que la construction de nouvelles unités est un choix industriel d'EDF (officialisé en 2009).**

**Le renfort des exigences de sûreté des réacteurs concernés est un point essentiel pour garantir le meilleur niveau possible de protection des populations et des territoires vis-à-vis des risques d'accident.** Le référentiel de sûreté défini pour le réacteur EPR a été considéré dès les premières instructions avec l'ASN et l'IRSN comme un objectif à viser en cas d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs actuels. Les leçons de l'accident de Fukushima ont ensuite conduit à compléter les exigences relatives aux agressions externes de très forte amplitude.

**Pour réduire l'écart entre le niveau de sûreté du réacteur EPR et les réacteurs actuels,** les axes de travail suivants ont été retenus en priorité :

- le renforcement des sources d'alimentation électrique et de refroidissement,
- le renforcement des systèmes de sauvegarde à des conditions d'agression extrêmes,
- l'amélioration de la gestion à long terme d'un accident grave, la diminution des conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur,
- la prise en compte des scénarios d'accidents sans fusion du cœur retenus pour le dimensionnement de l'EPR (plus nombreux) et des délais postulés pour l'action des opérateurs dans ces situations (plus longs).

Sans préjuger des conclusions du réexamen de sûreté, les points suivants peuvent être soulignés :

- **les réacteurs de 900 MWe devront disposer de moyens renforcés** (et protégés contre les agressions externes) **d'alimentation en eau et électricité** (réduction d'écart avec le réacteur EPR et prise en compte de l'accident de Fukushima). L'expertise de l'IRSN sur le principe de ces modifications a donné lieu à l'[avis IRSN n° 2017-00002 du 3 janvier 2017](#) et se poursuit dans le cadre du réexamen. Il faut noter que tous les nouveaux équipements ne seront pas disponibles sur les réacteurs à l'issue de la 4<sup>e</sup> visite décennale mais 4 ans après : EDF a en effet proposé un déploiement des modifications en 2 phases : phase A (lors de la visite décennale), phase B (4 ans au plus tard après la visite décennale) ;

- **les réacteurs de 900 MWe devront intégrer des dispositions nouvelles permettant la stabilisation du corium<sup>1</sup>** (y compris en cas de percement de la cuve) et la possibilité d'évacuer la chaleur hors de l'enclaustrage de confinement sans utiliser le dispositif d'éventage-filtration. L'expertise de l'IRSN a donné lieu à l'[avis IRSN n°2016-00211 du 22 juin 2016](#) (principe des modifications) et se poursuit dans le cadre du réexamen ;
- l'examen par l'IRSN de la **réduction des conséquences radiologiques** des accidents qui ne mènent pas à la fusion du cœur est en cours ;
- l'examen par l'IRSN de la **prise en compte des scénarios d'accidents sans fusion du cœur** retenus pour l'EPR et des délais postulés pour l'action des opérateurs a donné lieu à l'[avis IRSN n°2018-00217 du 30 juillet 2018](#) qui conclut sur des possibilités d'amélioration de sûreté non retenues à ce stade par EDF, que ce soit pour le cœur du réacteur ou la piscine de désactivation du combustible ; la position de l'ASN sur ce sujet est à venir.

### Question

*Est-il prévu un récupérateur de corium du même type que sur EPR ? Est-il prévu un épaississement des radiers de l'intégralité des réacteurs dans le cadre des travaux post-Fukushima ?*

### Réponse IRSN

**Il est prévu sur tous les réacteurs de 900 MWe, l'ajout d'un dispositif** permettant, en cas de fusion du cœur conduisant à défaillance de la cuve, de favoriser l'étalement du corium et de fiabiliser son renoyage une fois étalé.

**Les études d'EDF doivent démontrer, pour chaque réacteur, l'efficacité de ce dispositif** et sont en cours d'expertise par l'IRSN. Ce dispositif présentera des différences avec le récupérateur de l'EPR telles que l'absence d'un échangeur de chaleur sous la zone d'étalement ou d'un canal de déchargement latéral du corium.

### Question

*Quid des liaisons entre les réserves d'eau et le réacteur à refroidir ?*

### Réponse IRSN

Les liaisons entre les réserves d'eau et réacteurs à refroidir font actuellement l'objet de renforcements significatifs (au titre du noyau dur post-Fukushima ou des moyens de la FARN<sup>2</sup> (nouveaux piquages)). L'expertise de l'IRSN à ce sujet se poursuit.

---

<sup>1</sup> Corium : Dans le cas d'un accident grave conduisant à un échauffement excessif du combustible jusqu'à la fusion du cœur d'un réacteur, le corium est un mélange liquide formé notamment de combustible, de gaines, et d'éléments de structure fondus.

<sup>2</sup> Force d'action rapide nucléaire.

### Question

*Est-il réellement prévu d'avoir le même niveau de sûreté pour un réacteur de 900 MWe conçu il y a 50 à 60 ans que pour un EPR ? Peut-on dire cela au public ? Dans ce cas, quel serait l'intérêt de construire un EPR plus coûteux ?*

*Différence entre exigences EPR et conception réelle d'EPR à Flamanville ; impossibilité de supprimer les pénétrations fonds de cuve (donc différence avec EPR) ?*

*Quelles dispositions par exemple pour les piscines qui ne sont pas bunkerisées sur les réacteurs 900 ? Quid de la prise en compte du risque de percement de la cuve ?*

### Réponse IRSN

À l'issue des quatrièmes visites décennales, des écarts vont subsister entre le niveau de sûreté de l'EPR et celui des réacteurs de 900 MWe post VD4, eu égard aux différences de conception **significatives** comme le nombre de trains de systèmes de sauvegarde, la disposition géométrique des enceintes de confinement et bâtiments adjacents (plus favorable à la récupération des fuites sur l'EPR), la cuve (absence de pénétration en fond de cuve sur l'EPR), la bunkerisation des piscines de désactivation du combustible, prévue à la conception sur le réacteur EPR mais non envisagée par EDF pour les réacteurs de 900 MWe.

Sur ce dernier point, pour l'IRSN, le renforcement au plus haut niveau possible des dispositions de prévention des accidents au niveau des piscines de désactivation est un enjeu majeur de ce réexamen dès lors que le projet d'EDF ne prévoit pas de renforcement du confinement de ces piscines.

### Question

*Norme EPR : en cas d'accident sur les réacteurs de 900 MWe, n'est-il pas prévu d'ouverture de l'enceinte de confinement ?*

### Réponse IRSN

La gestion d'un accident grave sur l'EPR est conçue pour éviter l'événement filtré (ouverture) de l'enceinte de confinement. Sur les réacteurs de 900 MWe, un circuit supplémentaire sera ajouté à l'occasion du quatrième réexamen de sûreté pour évacuer la puissance hors de l'enceinte sans événement filtré de celle-ci.

### Question

*Accident sans fusion du cœur : EDF a pour objectif de tendre en termes de conséquences radiologiques vers les seuils ne nécessitant pas la mise en œuvre de mesures de protection des populations. Est-ce que cela va faire disparaître les PPI ?*

### Réponse IRSN

La réduction visée des conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur n'a pas vocation à entraîner la suppression des PPI : ceux-ci sont actuellement l'objet de renforcements pour tenir compte de l'accident de Fukushima (voir par exemple la [circulaire du 3 octobre 2016](#)).



## La pression économique / la sûreté et la conformité

### Question

*Les critères économiques risquent-ils de prendre le pas sur les critères de sûreté ? Y-a-t-il un risque de concurrence entre les exigences sur la conformité et la hausse des exigences de sûreté ?*

### Réponse IRSN

**Le programme du réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe suppose effectivement qu'EDF dispose des moyens humains et financiers** pour mener à bien les améliorations de sûreté prévues puis exploiter de manière rigoureuse les réacteurs, avec une surveillance et une maintenance appropriée.

À cet égard, l'efficacité des « contrôles menés par la puissance publique » repose en grande partie sur les actions menées l'ASN et l'IRSN, et sur la qualité des informations relatives à la sûreté et la radioprotection transmises par EDF.

L'ASN dispose de pouvoirs de coercition importants, pouvant aller jusqu'à l'arrêt d'une installation (exemples récents liés à la digue du site de Tricastin ou aux malfaçons sur les générateurs de vapeur) et s'appuie, pour se positionner, sur les évaluations techniques menées par l'IRSN, qui dispose des moyens nécessaires pour accomplir ses missions.

Pour l'IRSN, l'organisation française actuelle permettrait de détecter une situation où pour des raisons économiques :

- les exigences de sûreté seraient abaissées, ou leur atteinte décalée dans le temps,
- les questions relatives à la conformité ne seraient pas traitées correctement par EDF.

Cela conduirait sans doute à l'arrêt des réacteurs concernés.

### Question

*Qu'est ce qui **garantit que les moyens de l'exploitant seront suffisants** pour assurer la maîtrise de la conformité des réacteurs après le réexamen VD4 ?*

*Si les moyens de l'exploitant ne sont pas à la hauteur, **l'ASN devra-t-elle baisser les exigences** sur le rapprochement du niveau de sûreté d'EPR (« deal de départ ») pour s'assurer d'un traitement correct par l'exploitant de la question de la conformité ?*

*Qu'est-ce qui **garantit que les moyens de l'ASN et de l'IRSN seront suffisants** pour veiller au contrôle de la conformité des réacteurs à l'issue du réexamen VD4 900 ?*

## **Réponse IRSN**

Sur la période récente, se posent effectivement les questions :

- du renforcement des contrôles sur la conformité des installations ou la prévention des malfaçons (ou des falsifications),
- de la maîtrise par EDF des calendriers de déploiement industriels des renforcements de ses réacteurs,

qui appellent à une grande vigilance sur les moyens humains et financiers disponibles.

Il convient de s'assurer régulièrement que les moyens de l'IRSN restent adaptés en regard :

- du volume d'études de sûreté qui découle des choix industriels d'EDF (nouveaux réacteurs, modifications des réacteurs actuels, évolutions des gestions de combustible, démantèlement...), des processus réglementaires et du retour d'expérience ;
- des besoins d'évolution des connaissances (études et recherches).

## **Questions non traitées à ce stade par l'IRSN**

- Comment l'ASN prend-elle en compte la capacité globale de l'exploitant à gérer les prolongations quand elle prend des décisions réacteur par réacteur ?
- Quel est l'impact économique et sur la production d'électricité d'une durée réelle des arrêts VD4 supérieure à la durée prévisionnelle de 150 jours ? EDF sera-t-il capable financièrement de mener toutes ces VD4 ?
- Que deviennent les "conditions économiquement acceptables" lorsque l'exploitant se trouve en difficultés financières ? Est-ce que cela veut dire que les exigences sont abaissées ?
- EDF, ASN et IRSN ont-ils les moyens humains et financiers pour faire face à ces défis ?

## Le calendrier des travaux associés au réexamen décennal

### Question

*Suivant **quel calendrier** sont menés les travaux associés au quatrième réexamen décennal (avant la visite décennale, pendant, après) ?*

*Quelle sera **l'étalement dans le temps des travaux** à réaliser, sachant que les décisions de l'ASN font parfois référence aux capacités des exploitants à les réaliser (exemple de la date de changement du couvercle de cuve fondée sur la capacité à fabriquer un nouveau couvercle) ?*

### Réponse IRSN

**La réalisation des travaux associés au quatrième réexamen décennal fait l'objet d'un calendrier complexe, avec**, suivant les modifications, **des actions entreprises avant, pendant et après la visite décennale** : les modifications associées à ce quatrième réexamen sont séparées en deux lots correspondant aux phases A (lors de la visite décennale) et B (4 ans après la visite décennale).

Ce calendrier prend en compte le planning des renforcements décidés après l'accident de Fukushima qui a été séparé en 3 phases (1, 2 et 3) (voir compléments ci-après). Les modifications prévues à l'occasion des phases A et B du quatrième réexamen décennal permettront l'installation des dispositions prévues pour la phase 3 des renforcements post-Fukushima. En pratique, le calendrier de la phase 3 fait encore, à ce jour, l'objet d'échanges entre l'ASN, EDF et l'IRSN pour en limiter la durée de déploiement.

### Question

*Est-il possible **d'analyser les modifications prises dans leur ensemble**, en prenant en compte notamment le risque de **complexification** dû au fait d'ajouter une solution particulière à chaque fois qu'un problème survient ? Est-il possible de simplifier et de rendre plus opérationnelles les modifications ?*

### Réponse IRSN

**La question de la complexification par les modifications apportées au fil de l'eau est devenue extrêmement importante dans les réexamens des réacteurs à eau pressurisée** : la complexité accroît nécessairement le risque d'erreurs humaines, au détriment de la sûreté. Elle doit donc être limitée autant que possible. Quelques commentaires sont proposés sur ce sujet :

- Les modifications sont en général entreprises pour répondre à un objectif de sûreté ; la solution la plus simple pour atteindre cet objectif doit être privilégiée.
- Le rapport de sûreté finalisé et l'ensemble des études en support donnent une vision d'ensemble de l'installation en incluant toutes les modifications ; parmi les études, les études probabilistes de sûreté fournissent une appréciation des risques résiduels ; les simulateurs

(notamment les simulateurs à pleine échelle) apportent également des informations globales sur les interactions éventuelles entre les modifications. Cette vision d'ensemble est obtenue assez tardivement dans le processus du réexamen périodique puisque toutes les modifications doivent être prises en compte dans les études et les outils associés).

- Chaque modification (pour la sûreté), même si elle concerne un champ réduit de l'installation, conduit à des phases de spécifications, études, qualification et de mise à jour documentaire.
- Chaque modification conduit à des mises à jour des règles générales d'exploitation (conduite, essais, traitements des indisponibilités).
- Ce cumul des modifications (avec des calendriers de déploiement différents) nécessite une grande rigueur de l'exploitant pour maîtriser l'état réel de son installation et la mise à jour de la documentation d'exploitation ; l'IRSN (suivant la demande de l'ASN) est amené à examiner chaque modification présentant un enjeu de sûreté (sous l'angle de la non-régression pour la sûreté et la radioprotection et, le cas échéant, de l'atteinte des objectifs de sûreté visés) ; d'autre part, le regroupement des modifications en lots permet à l'IRSN d'expertiser la mise à jour des règles générales d'exploitation (conduite du réacteur, essais périodiques...) et de porter un regard d'ensemble. Les inspections (y compris lors de chantiers) apportent une vision « terrain » de ces modifications.
- L'IRSN peut examiner (suivant la demande de l'ASN) les principes préliminaires d'une modification ou seulement sur la modification finalisée (pour fluidifier les processus) ; pour l'IRSN, l'objectif doit rester l'installation de modifications pertinentes et non l'émission d'une documentation volumineuse.
- **À l'évidence, la maîtrise de la complexité, la recherche de simplicité, sont des axes de progrès à conduire en parallèle des améliorations de sûreté et du maintien de la conformité des installations.**

### ***Compléments : les trois phases des modifications post-Fukushima***

**Phase 1 (de 2012 à 2015)** : mise en place des dispositions permettant aux exploitants de faire face à des situations de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques, plus sévères que celles considérées par les référentiels de sûreté actuels en termes de situations cumulées, de durée et de nombre de réacteurs concernés sur un même site. Cela s'est traduit par la modification des installations permettant le raccordement des moyens mobiles supplémentaires (compresseur mobile, point d'appoint, flexibles d'alimentation en eau ou air, ...) qui seraient mis en œuvre par la force d'action rapide nucléaire (FARN) sur le ou les réacteurs accidentés. Elle inclut également l'ajout d'un groupe électrogène fixe (dans l'attente du diesel d'ultime secours), un moyen mobile (batterie) pour l'ouverture des soupapes du circuit primaire, le remplacement de certaines batteries pour augmenter leur autonomie, le renforcement des locaux de crise existant et des moyens de télécommunication et enfin des modifications d'exploitation pour mieux gérer les situations de perte totale des alimentations électriques. **Cette phase est achevée.**

**Phase 2 (de 2015 à 2021)** : mise en œuvre des moyens définitifs qui constituent les premiers éléments à mettre en place sur le noyau dur dans le cadre des modifications et permettent d'accroître, par rapport à la phase 1, la couverture des situations redoutées. **Cette phase est**

**actuellement en cours** et inclut, pour chaque réacteur, un diesel d'ultime de secours (DUS), une source d'eau pour réalimenter les réservoirs des circuits de sauvegarde (ceux du circuit secondaire en particulier) et les piscines, des protections contre les inondations extrêmes sur la plateforme, un arrêt automatique des réacteurs sur séisme, une instrumentation dédiée aux accidents graves (détection du percement de la cuve, détection d'hydrogène), des renforcements sismiques (circuits hydrogénés, dispositif d'éventage-filtration U5) ou relatifs à la tenue aux vents extrêmes. EDF a annoncé (fin 2017) que les DUS seront installés sur tous les sites d'ici fin 2019 (retard d'un an vis-à-vis des prescriptions de l'ASN). Des premiers CCL (centres de crise locaux), robustes aux « situations noyau dur »<sup>3</sup>, seront déployés pendant cette phase. Les derniers sont prévus en 2024.

**Phase 3 (de 2019 à 2033) :** à la fin de cette phase, l'ensemble des moyens déployés sur les installations permettra de couvrir, avec des équipements fixes, les situations les plus extrêmes considérées dans le cadre des Études complémentaires de sûreté (ECS). Ces équipements (nouveaux ou existants renforcés) permettront notamment le refroidissement des réacteurs par le circuit secondaire (générateur de vapeur) ou une gestion améliorée des accidents graves (évacuation de la puissance hors de l'enclume de confinement sans recourir au dispositif d'éventage-filtration, stabilisation du corium par étalement et renoyage sur le radier). Ces moyens permettront également de répondre aux objectifs de sûreté définis pour l'extension de la durée d'exploitation des réacteurs. EDF prévoit de déployer ces moyens à l'occasion des visites décennales des réacteurs, soit pour les différents paliers :

- réacteurs à eau pressurisée de 900 MWe : 2019 à 2030 (quatrième visite décennale) ;
- réacteurs à eau pressurisée de 1300 MWe : 2025 à 2032 (quatrième visite décennale) ;
- réacteurs à eau pressurisée de 1450 MWe : 2029 à 2032 (troisième visite décennale).

---

<sup>3</sup> Les « situations noyaux durs » sont des situations conduisant à des sollicitations excédant celles retenues lors du dimensionnement des installations (par exemple, un séisme, une inondation, une tornade ...).

## La conformité et les contrôles associés

### Question

*Quel est le référentiel de vérification de la conformité de l'installation ?*

*Le contrôle lors des VD4 sera-t-il plus efficace que les précédents ? Les récents événements génériques de niveau 2 (ancrages des vases d'expansion des diesels de secours, tuyauteries incendie dans les stations de pompage, digue du Tricastin) ne montrent-ils pas les limites de la détection de non-conformités lors des précédents réexamens et lors des évaluations complémentaires de sûreté ?*

### Réponse IRSN

**Le maintien de la conformité des installations nécessite d'une part la vérification la plus exhaustive possible du respect des exigences de sûreté** qui lui sont assignées et la réalisation des actions de mise en conformité nécessaires, **d'autre part la maîtrise de l'obsolescence des composants, des processus industriels associés à leur remplacement** (en particulier les stratégies de maintenance exceptionnelle) et des phénomènes de vieillissement susceptibles d'affecter les systèmes, structures et composants.

L'IRSN a examiné ([avis IRSN 2015-00098 du 25 mars 2015](#)) la démarche globale d'EDF de maintien de la conformité des installations et les processus sur lesquels elle s'appuie. Pour vérifier la conformité lors des réexamens de sûreté, ces processus comprennent : l'Examen de conformité des tranches (ECOT), le Programme d'investigations complémentaires (PIC), les dispositions de maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence et les essais particuliers à réaliser en visite décennale. Malgré ces processus, des constats voire des écarts portant sur la conformité des installations sont régulièrement détectés de manière fortuite. Cette situation interroge sur la capacité des processus actuels à garantir la conformité des installations, et ceci malgré l'investissement consacré. Deux points peuvent être signalés :

- (1) EDF s'est engagé à mener une revue des différents processus contribuant à la conformité des installations pour identifier les faiblesses et y remédier ;
- (2) l'IRSN a estimé que des essais d'ensemble (comportement global de l'installation ou de ses fonctions de sûreté) sont nécessaires, notamment compte tenu des nombreuses modifications réalisées depuis le démarrage et des écarts qui ont pu apparaître durant les 40 années d'exploitation.

Dans son courrier [CODEP-DCN-2016-007286 du 20 avril 2016](#), l'ASN a rappelé la nécessité qu'EDF « *renforce son organisation afin d'être en mesure de corriger au plus tard lors de la quatrième visite décennale de chaque réacteur de 900 MWe les écarts ayant un impact sur la sûreté qui auront été préalablement identifiés* ». L'ASN a formulé la demande CONF1 suivante « *Au regard des écarts de conformité récemment caractérisés affectant différents types de matériels, l'ASN vous demande*

*d'étendre le périmètre et les contrôles que vous proposez en matière de vérification de la conformité des installations ».*

**Les réponses d'EDF à cette demande font l'objet actuellement d'une expertise par l'IRSN.**

Enfin, la réflexion sur des essais complémentaires à ceux prévus (essais d'ensemble notamment) est à poursuivre. Pour l'IRSN, l'arrêt des réacteurs de Fessenheim pourrait fournir l'occasion d'un programme d'essais novateur sur certains systèmes (par exemple le fonctionnement d'ensemble des systèmes de sauvegarde en recirculation dans l'enceinte de confinement ou le fonctionnement des pompes primaires sans injection aux joints).

### Question

*Cherche-t-on une conformité à des critères du référentiel ou une **conformité à une exigence de prolongation** (donc en comparaison avec un EPR neuf) ?*

### Réponse IRSN

Il n'existe pas de notion de conformité à une exigence de prolongation (donc en comparaison avec un EPR neuf pour le 4<sup>e</sup> réexamen périodique) : chaque réacteur dispose de son propre référentiel de sûreté, qui est enrichi par de nouvelles exigences lors de chaque réexamen de sûreté.

### Question

*Qu'est-ce qui sera contrôlé pendant l'arrêt VD4 ? Qu'est-ce qui ne le sera pas ? Quels systèmes, structures et composants seront contrôlés ? Comment les contrôles seront-ils réalisés ? Seront-ils réalisés par sondage ? Par contrôles exhaustifs ? Seront-ils faits sur dossier ? Par des inspections visuelles ? Par des contrôles plus approfondis ? Qu'est-ce qui sera réellement vérifié ? Comment faire évoluer la façon d'effectuer les contrôles afin que tout soit effectivement vérifié ?*

### Réponse IRSN

Les équipements faisant l'objet de contrôle de conformité et les modalités de ce contrôle font l'objet d'une expertise par l'IRSN.

### Question

*Comment vérifier la conformité des câbles et tuyauteries, dont certains éléments ne sont pas remplaçables ou difficilement (soit parce qu'ils sont trop nombreux ou qu'ils ne sont pas accessibles) ? Comment vérifier la conformité d'éléments non visibles ? Comment effectuer un programme de maintenance*

*sur des matériels auxquels il est difficile d'accéder (tuyauteries, câbles...) ? Les tuyauteries feront-elles l'objet d'inspections complètes ? En cas de défaut identifié, se contentera-t-on de changer les parties les plus corrodées ou seront-elles refaites entièrement à neuf ?*

**Réponse IRSN**

Les équipements faisant l'objet de contrôle de conformité et les modalités de ce contrôle font l'objet d'une expertise par l'IRSN.



## La conformité des enceintes de confinement

### Questions générales

*Quel est le **taux de fuite acceptable** ? Quelles sont conséquences sur la sûreté de la réalisation de l'« **épreuve enceinte** » lors des visites décennales ? Y-a-t-il un risque de dégradation de l'enceinte liée à cette réalisation de l'« **épreuve enceinte** » ? Quelle est l'étanchéité de la peau métallique ?*

### **Réponse IRSN**

**La limite admissible pour le taux de fuite des enceintes internes de confinement est fixée dans les décrets d'autorisation de création (DAC) : 0,3 % du volume d'air contenu dans l'enceinte par jour pour les réacteurs de 900 MWe, 1,5% Vol/j pour les réacteurs de 1300 et 1450 MWe, ces derniers étant pourvus d'un système de collecte et filtration des fuites (enceintes doubles de confinement).**

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 1300, ainsi que de la prolongation de la durée de fonctionnement de ses réacteurs, EDF a souhaité dans un premier temps, faire évoluer la limite admissible des enceintes à double paroi, en s'appuyant sur l'estimation des conséquences radiologiques d'un accident de type « accident de perte de réfrigérant primaire » (APRP). L'IRSN a estimé (voir la [synthèse](#) du rapport d'expertise) que l'augmentation de la limite réglementaire ne pouvait s'inscrire dans une démarche d'amélioration de la fonction de confinement. EDF a renoncé à sa demande d'évolution des limites réglementaires des taux de fuite admissible et met en œuvre des actions visant à maintenir dans la durée l'étanchéité statique des enceintes internes. Ces actions concernent en premier les enceintes des réacteurs de 1300 et 1450 MWe qui ne sont pas pourvues d'une paroi interne en acier.

**La vérification de la conformité des enceintes de confinement aux limites réglementaires fait l'objet d'essais périodiques et d'épreuves décennales<sup>4</sup>**, avec des provisions pour justifier le respect des limites jusqu'à l'épreuve décennale suivante.

Il est vraisemblable que les épreuves enceintes aient pu solliciter certaines zones singulières (zone du tampon d'accès des matériels) au-delà de ce qui avait pu être estimé lors du dimensionnement des enceintes. Ces zones ont été revêtues par un produit composite pour en renforcer l'étanchéité. Les enceintes des réacteurs de 900 MWe ne sont pas concernées par ce phénomène compte tenu de leur revêtement interne en acier.

---

<sup>4</sup> L'épreuve décennale d'une enceinte de confinement consiste en sa mise en pression à la pression d'épreuve (environ 5 bar sur les réacteurs actuels) associée à une mesure de son taux de fuite et des contrôles de son comportement mécanique (absence d'apparition de fissures par exemple).

## Questions liées au retour d'expérience de l'enceinte Bugey 5

*Le fait de devoir ré-injecter plus de lait de chaux que prévu sur Bugey 5 pourrait-il laisser penser que la peau métallique a un « trou » plus gros que prévu ?*

*Quel est le référentiel réglementaire sur le fait que la vérification de l'étanchéité puisse être réalisée avec un radier noyé ou pas ? Compenser un percement de la peau métallique par l'apport de lait de chaux est-il comparable à une enceinte neuve en bon état et parfaitement étanche, en termes de sûreté dans toutes les situations accidentelles envisageables ? Le défaut d'étanchéité de la peau métallique de l'enceinte survenu sur Bugey 5 risque-t-il de se reproduire sur d'autres réacteurs ? L'enceinte de Bugey 5 est-elle réellement un cas particulier ?*

### Réponse IRSN

**L'épreuve de l'enceinte du réacteur n°5 de la centrale du Bugey, réalisée en octobre 2015, a fait apparaître un défaut d'étanchéité** au niveau du joint périphérique du radier des structures internes du bâtiment réacteur. L'IRSN a examiné les actions entreprises par EDF pour localiser la fuite et restaurer l'étanchéité de l'enceinte de confinement ([avis IRSN 2017-00061 du 16 février 2017](#)). Cet avis répond à une partie des questions posées. Sur les autres questions, il faut noter que la stratégie de gestion d'un accident avec une brèche sur le circuit primaire conduirait à noyer le fond de l'enceinte et donc à limiter la possibilité de rejets gazeux par le radier. En outre, il est prévu l'ajout d'une mesure de niveau d'eau dans l'enceinte, qualifiée aux conditions d'un accident grave.

**Il ne peut être exclu que ce défaut survienne sur les autres réacteurs de 900 MWe** et soit révélé par une épreuve enceinte. EDF a prévu d'examiner l'intérêt de déployer des actions similaires sur les autres enceintes des réacteurs de 900 MWe.

## Questions non traitées sur les aspects liés au retour d'expérience de l'enceinte Bugey 5

- Quelles sont les caractéristiques techniques des résines utilisées ? La résine risque-t-elle de devenir liquide à partir de 150°C ?
- Quelle est la fiabilité de la solution dans certaines configurations d'accident ? Quelle serait la tenue de la résine dans certaines configurations d'accident (hors noyage) pour lesquelles elle serait soumise à des températures supérieures à 150°C ? Si la résine devient liquide, comment la fuite serait-elle colmatée, sachant que le lait de chaux partirait en évaporation à ces températures supérieures à 150°C ?
- Quelle est la pérennité dans le temps de la solution proposée ? Quels sont les mécanismes de vieillissement de la résine ? (thermo-oxydation ?) Comment sera vérifié le vieillissement de la résine ?
- Peut-on affirmer que la cause de l'inétanchéité a été trouvée et que le traitement est adéquat alors que le défaut n'a pas été spécifiquement identifié ? Est-on sûr que la cause du défaut est bien une corrosion ? Même si c'est la cause la plus probable, d'autres causes ont-elles été investiguées ?

- La cinétique de corrosion est-elle réellement connue ?
- Quelle est l'étendue de la corrosion ? Était-elle très locale, ce qui aurait causé le perçage de la peau en un point ? Ou bien la corrosion pourrait-elle être plus diffuse, mais avoir pour l'instant percé à un seul endroit ?
- Quel est le coût des travaux de réparation ?

## L'état réel des réacteurs

### Question

*Comment **gérer les incertitudes** entre l'état théorique et l'état réel de l'installation ? Comment **conserver une marge suffisante** entre les exigences de sûreté et l'état de l'installation ? Incertitude sur l'état réel de certains composants. Quel impact sur les scénarios d'accidents si les matériels et matériaux n'ont pas la résistance attendue ?*

### Réponse IRSN

**Chaque réacteur fait l'objet d'une démonstration de sûreté s'appuyant, entres autres, sur un ensemble d'hypothèses sur les caractéristiques des composants de l'installation. Les hypothèses incluent des pénalisations** (appelés « conservatismes ») **pour couvrir les incertitudes** sur les caractéristiques réelles (en regard des caractéristiques théoriques) des équipements (par exemple, le débit du système d'injection de sécurité dans le circuit primaire sera volontairement minoré dans certaines études de sûreté par rapport au débit requis pour ce système). Chaque composant doit donc rester conforme à des exigences permettant d'assoir la démonstration de sûreté (avec des marges).

Si un équipement ou un matériau n'a pas la résistance ou les caractéristiques attendues (non-conformité), la démonstration de sûreté pourrait ne pas être acquise pour certaines situations. EDF devrait alors traiter cet écart. Si l'écart était important et si son traitement s'avérait impossible, cela pourrait conduire à l'arrêt de l'installation.

## Les critères d'arrêts ou de poursuite d'exploitation d'un réacteur électronucléaire

### Question

*Comment **définir des critères de fin de vie** qui impliqueraient la poursuite ou non du réacteur ? Comment faire en sorte de ne pas attendre d'avoir consommé toutes les marges pour arrêter une installation ?*

*Comment faire en sorte de **ne pas atteindre des non-conformités inacceptables** ? Pourquoi ne peut-on pas définir des critères de fin de vie d'une centrale nucléaire, alors que les industriels sont capables de déterminer l'obsolescence d'un produit qu'ils vendent ?*

*Où en sont les réflexions de l'IRSN sur l'introduction de **critères d'arrêt** dans le 4<sup>ème</sup> réexamen ?*

*Est-il possible de clarifier les **critères d'aptitude à la poursuite d'exploitation** ? Peuvent-ils être considérés comme ayant le même objectif que des critères d'arrêt ? L'autorisation de poursuivre le fonctionnement sera-t-il basé sur ces critères d'aptitude à la poursuite d'exploitation ?*

*Est-il possible de faire la prédiction d'une limite dans le temps, pas seulement générique, mais au cas par cas, pour fixer une espérance de durée de fonctionnement en bon état, pour dire il vaudra mieux arrêter, sans y être contraint par accident et sans s'interdire évidemment un arrêt plus précoce si les circonstances l'exigent ?*

### Réponse IRSN

**La démarche d'EDF de maîtrise du vieillissement distingue le cas des matériels non remplaçables (la cuve et l'enceinte de confinement) de celui des matériels remplaçables.** Pour les matériels non remplaçables, EDF poursuit l'objectif de démontrer l'aptitude à assurer leur fonction jusqu'à 60 ans de fonctionnement. Pour les matériels remplaçables, la démarche est identique, hormis le fait que la réparation, la rénovation ou le remplacement sont envisagés dès lors que leur **pronostic de fin de vie** n'atteint pas les 60 ans. EDF précise que la démarche de maîtrise du vieillissement s'appuie sur les trois processus opérationnels pérennes que sont (1) le processus de maîtrise du vieillissement, (2) le processus d'inspection en service et de maintenance et (3) le processus de traitement de l'obsolescence.

Des « **critères d'aptitude au service** » peuvent être définis pour les composants sensibles au vieillissement (remplaçables ou non), notamment ceux faisant l'objet d'un dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation. Ces critères constituent une limite maximale acceptable des conséquences d'un mécanisme de dégradation sur une structure, un système ou un composant,

pouvant être traduite en durée de vie prévisionnelle. Pour l'IRSN, ces critères sont des outils d'aide à la décision essentiels pour se prononcer sur la poursuite de l'exploitation au-delà d'une quatrième visite décennale. Des programmes de R&D peuvent éclairer la mise au point de tels critères.

**En revanche, des non-conformités apparaissant de manière fortuite pendant la poursuite d'exploitation pourraient conduire à l'arrêt non programmé de réacteurs ; cette situation pourrait survenir si les programmes de maintenance et d'examen de la conformité des équipements ne sont pas pertinents ou ne sont pas correctement menés par EDF.**

Ces sujets ont fait l'objet d'expertises par l'IRSN lors des précédents réexamens de sûreté et lors des orientations du réexamen VD4 900 ([avis IRSN 2015-00098 du 25 mars 2015](#)). **Ces expertises se poursuivent et font apparaître des progrès dans la mise en œuvre des processus de maîtrise du vieillissement par les équipes d'EDF mais également des points d'attention, par exemple sur les groupes électrogènes de secours à moteur Diesel.**

### Question

*Pourquoi attendre qu'il y ait des **non-conformités** pour arrêter une installation ?*

### Réponse IRSN

L'objectif des programmes de maintenance et de contrôle de la conformité d'EDF est bien de prévenir les écarts de conformité.

### Question

*Pourquoi ne pas regarder les **effets cumulés des rejets d'effluents et des prélèvements d'eau** sur les milieux ? Cela pourrait-il être un élément de décision d'arrêt d'un réacteur ? Si la durée de fonctionnement est prolongée, quel est l'impact sur les écosystèmes et les populations de ces cumuls ?*

### Réponse IRSN

**Une centrale nucléaire effectue des rejets dans l'environnement** sous forme gazeuse et liquide (effluents radioactifs et chimiques). **Ces effluents font l'objet d'une surveillance et sont encadrés par des valeurs réglementaires** (rejets en gaz rare, tritium, iodes, carbone 14, température...). Ces valeurs réglementaires sont régulièrement réévaluées. L'impact des rejets sur l'environnement fait également l'objet d'une surveillance (rayonnement ambiant, activité des aérosols dans l'air, des eaux souterraines, activité et température de la source froide (fleuve ou océan) en aval des rejets, activité de la chaîne alimentaire...).

Dans la pratique, l'impact des cumuls de rejets dans l'environnement liés à l'exploitation normale des installations n'a pas vocation à constituer un critère d'arrêt des installations.

En revanche, **le dépassement d'un critère réglementaire peut conduire à l'arrêt de l'installation** sauf dérogation accordée par l'ASN.

*Questions non traitées à ce stade par l'IRSN*

- Existe-t-il des marges dans l'utilisation du nombre de transitoires estimés à la conception et des sollicitations associées à ces transitoires ?
- Jusqu'où ne pas aller trop loin dans la prolongation du fonctionnement des réacteurs sans mettre en cause leur sûreté, la disponibilité des financements, le développement de solutions nouvelles ?

## Les piscines d'entreposage de combustibles

### Question

*Pourquoi les piscines sont-elles conçues avec moins de robustesse et de redondance, alors que les conséquences d'un accident peuvent y être potentiellement plus graves que certains accidents sur les réacteurs ? Pourquoi les piscines ne seraient-elles pas « bunkérisées » ?*

*Interrogations concernant le tube de transfert : le tube de transfert est inaccessible et pourrait se rompre (découvrement de la piscine) ?*

*Comment va être traitée la fragilité des piscines face aux agressions externes ?*

### Réponse IRSN

**Les piscines d'entreposage des combustibles ont été conçues, en France, avec des dispositions de prévention d'un accident visant à exclure la possibilité d'un dénoyage<sup>5</sup> prolongé des assemblages.**

Les bâtiments qui abritent ces piscines ne sont donc pas conçus pour limiter drastiquement les rejets en cas d'accident de fusion du combustible. Sur l'EPR, ce bâtiment est bunkerisé de manière à réduire les conséquences d'une chute d'avion ce qui constitue une différence majeure avec les réacteurs de 900 MWe. Une bunkerisation n'est pas prévue par EDF dans son projet d'extension de la durée de fonctionnement de ces derniers.

**Cette situation nécessite de porter une grande attention aux dispositions de prévention d'un dénoyage prolongé des assemblages dans ces piscines en considérant tous les initiateurs plausibles d'accident.**

Lors du réexamen de sûreté conduit à l'occasion de la troisième visite décennale des réacteurs de 900 MWe, l'IRSN estimait nécessaire (en 2003) qu'EDF procède à des modifications de ses installations pour faire face à des scénarios de vidange de piscine jugés plausibles. L'accident de Fukushima a ensuite conduit à réexaminer des risques associés aux piscines dans le contexte d'agressions externes de forte amplitude et d'une défaillance long terme des sources électriques et de refroidissement.

La sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible fait partie des thèmes du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe associé à leur quatrième visite décennale ([avis IRSN 2015-00098 du 25 mars 2015](#)) avec plusieurs aspects : maîtrise des scénarios considérés pour l'EPR, robustesse aux agressions (séisme, chute d'avion, incendie, explosion interne, inondation ...), efficacité du nouveau système de refroidissement mobile diversifié, contrôles en exploitation (étanchéité des piscines et tubes de transfert), maîtrise du risque de chute de charge ... Le premier point est traité dans [l'avis IRSN n°2018-00217 du 30 juillet 2018](#). L'expertise des autres thèmes par l'IRSN est en cours.

---

<sup>5</sup> Niveau d'eau inférieur au sommet d'un assemblage.



## Question

*Comment sera-t-il répondu à la demande de l'ASN de **limiter la densité des combustibles en piscine** ? Le projet de réalisation d'un entreposage centralisé répondra-t-il à cette demande ?*

## Réponse IRSN

En premier lieu, la capacité d'évacuation des assemblages combustibles (nombre de transports réalisables et nombre de combustibles suffisamment refroidis) est le facteur qui influe notablement sur l'encombrement des piscines. Cela concerne la logistique des transports (routier et ferroviaire) et la conception des emballages.

La construction d'une piscine centralisée vise à maintenir dans la durée la capacité à évacuer les combustibles, la saturation des piscines de la Hague n'étant pas exclu à l'horizon 2030.

## Les accidents graves

### Question

*Le réexamen de sûreté permet-il d'éliminer le risque d'accident nucléaire majeur ?*

### Réponse IRSN

Un réexamen de sûreté n'a pas vocation à éliminer le risque nucléaire majeur mais à le réduire autant que possible. La démarche suivie inclut l'identification des situations accidentelles contribuant aux risques de rejets importants et, le cas échéant, la définition de dispositions complémentaires.

### Question

*À la base de la **doctrine de conduite** en cas d'accident grave, a-t-on pris en compte la situation accidentelle où l'ensemble des réacteurs est en péril et non pas seulement un réacteur séparément des autres (**REX Fukushima**) ?*

### Réponse IRSN

Les évaluations complémentaires de sûreté initiées à la suite de l'accident de Fukushima visaient notamment à vérifier la capacité de chaque site nucléaire à faire face à une agression simultanée de toutes les installations nucléaires présentes sur le site. Elles ont abouti à mettre en œuvre à cet égard des renforcements des installations.

Pour l'accident grave, la démonstration d'EDF vise à démontrer sa capacité à faire face (y compris dans de telles conditions d'agressions) à un accident de fusion du cœur d'un des réacteurs, tout en restant capable de maintenir les autres dans un état sûr. Le niveau de rejets d'un accident grave « maîtrisé par les dispositions prévues » serait sans commune mesure avec celui survenu à Fukushima Daiichi. Les dispositions de gestion de crise (Force d'action rapide nucléaire (FARN), centre de crise local renforcé...) sont prévues pour apporter de la résilience (au-delà de la démonstration de sûreté).

### Question

*Les **recombineurs d'hydrogène** installés suite à l'accident de Three Mile Island, ont-ils la capacité à consommer l'hydrogène produit en cas de fusion du cœur ? Sont-ils compatibles avec le dispositif d'aspersion de l'enceinte ? Efficacité en situation dégradée ? Quelles sont les mesures prises pour assurer la disponibilité des équipements de mesures des paramètres de l'atmosphère de l'enceinte en cas de situation grave ?*

### **Réponse IRSN**

Les recombineurs d'hydrogène<sup>6</sup> sont dimensionnés pour éviter une accumulation excessive dans l'enceinte de confinement. La vapeur d'eau présente dans l'enceinte peut inerte<sup>7</sup> celle-ci vis-à-vis d'une combustion d'hydrogène. Des précautions sont prises pour retarder le démarrage de l'aspersion dans l'enceinte (qui condense cette vapeur d'eau) et laisser le temps aux recombineurs de réduire préalablement la concentration d'hydrogène. La détection de la présence d'hydrogène dans l'enceinte est assurée par deux thermocouples<sup>8</sup> positionnés sur des plaques catalytiques de recombineurs d'hydrogène. Une mesure de pression dans l'enceinte donnerait une indication de la concentration de vapeur d'eau.

### **Question**

*Sur le **dispositif U5** : quelle tenue au séisme, au risque d'explosion d'hydrogène ? Quelle efficacité à retenir les rejets radioactifs ?*

### **Réponse IRSN**

À la suite de l'accident de Fukushima, les dispositifs d'éventage-filtration doivent être renforcés par EDF au séisme SMHV (*séisme maximal historiquement vraisemblable*) (nota : initialement, les dispositions d'accident grave n'étaient pas conçues pour faire face à un accident initié par un séisme).

### **Question**

*Filtre U5 par réacteur ou pour deux réacteurs ?*

### **Réponse IRSN**

Le dispositif d'éventage-filtration est commun à une paire de réacteurs de 900 MWe. Les réacteurs de 1300 et 1450 MWe disposent chacun de leur propre dispositif.

---

<sup>6</sup> Recombineurs d'hydrogène : dispositifs passifs installés dans l'enceinte de confinement des réacteurs et permettant (grâce à des plaques recouvertes d'un catalyseur) de transformer en vapeur l'hydrogène relâché en cas de fusion des assemblages combustible (voir [fiche de synthèse IRSN](#)).

<sup>7</sup> Inerte : si la concentration d'hydrogène (ou d'oxygène) dans un gaz est suffisamment faible, il ne peut pas y avoir de phénomène explosif (combustion). Le gaz est alors inerté.

<sup>8</sup> Les plaques catalytiques des recombineurs d'hydrogène s'échauffent du fait de la réaction avec l'hydrogène ce qui permet la détection de sa présence.

## La prise en compte des effets du réchauffement climatique

### Question

*Les modèles d'évolution du climat prédisent (en cas de doublement de la concentration de CO<sub>2</sub> dans l'atmosphère (prévu en 2050),*

*- une diminution (significative -> ~30 %) des débits moyens annuels de la Loire, de la Seine, de la Garonne et du Rhône ; une augmentation possible du débit du Rhône en hiver ;*

*- une augmentation du niveau marin (site du Blayais et de Gravelines jugés préoccupants).*

*Si ces **scénarios environnementaux** se produisaient, quid des mesures qui seraient prises pour anticiper et/ou gérer les différentes situations auxquelles seraient confrontés les gestionnaires des sites nucléaires concernés ?*

### Réponse IRSN

Des procédures d'alerte et/ou des dispositions de conduite sont prévues si une situation climatique exceptionnelle (événement ponctuel telle qu'une crue ou une tempête) apparaît (risque de submersion d'une plateforme d'un site, diminution/augmentation du débit d'un fleuve...).

Un des objectifs des réexamens de sûreté est la mise à jour (tous les 10 ans) des données relatives à l'environnement de chaque site. Les études de sûreté sont alors reprises en tant que de besoin et peuvent montrer la nécessité de renforcer les installations pour faire face aux risques climatiques (par exemple une montée des eaux liés au changement climatique).