

**IRSN**

INSTITUT  
DE RADIOPROTECTION  
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

*Faire avancer la sûreté nucléaire*

# LE POINT DE VUE DE L'IRSN SUR LA SURETE ET LA RADIOPROTECTION DU PARC ELECTRONUCLEAIRE FRANÇAIS EN 2011

RAPPORT IRSN/DG/2013-00001

# SOMMAIRE

<b>AVANT PROPOS .....</b>	<b>2</b>
<b>SOMMAIRE.....</b>	<b>3</b>
<b>INTRODUCTION ET SYNTHÈSE.....</b>	<b>4</b>
<b>EVALUATION GLOBALE DE LA SÛRETÉ ET DE LA RADIOPROTECTION DU PARC EN EXPLOITATION.....</b>	<b>6</b>
La sûreté de l'exploitation en 2011 : les tendances .....	7
La radioprotection en exploitation : les tendances.....	17
<b>EVENEMENTS, INCIDENTS, ANOMALIES .....</b>	<b>26</b>
Anomalies d'études dans la démonstration de sûreté .....	27
Déséquilibre de débit entre lignes d'injection de sécurité des réacteurs de 900 MWe.....	33
Défauts dans une pénétration du fond de cuve du réacteur n° 1 de la centrale de Gravelines ..	36
Anomalies concernant des supports de tuyauteries.....	41
Incident survenu le 4 mai 2011 au réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin .....	45
Défaillances d'origine humaine ou organisationnelle dans la surveillance des réacteurs.....	49
<b>EVOLUTIONS SIGNIFICATIVES.....</b>	<b>53</b>
La démarche d'EDF pour une amélioration continue de la sûreté .....	54
Maîtrise des effets du vieillissement des réacteurs.....	58
Température ambiante élevée pour les pompes d'injection de sécurité .....	64
Les cœurs mixtes.....	67
Nouveaux obturateurs pour intervenir dans les boîtes à eau des générateurs de vapeur.....	72
Risque de boiler au voisinage de la centrale de Gravelines .....	77
<b>DEFINITIONS ET ABREVIATIONS.....</b>	<b>81</b>

Les mots écrits en [bleu et soulignés](#) renvoient à des liens. Ces liens sont actifs sur [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr).

# EVOLUTIONS SIGNIFICATIVES

Les réacteurs nucléaires français font l'objet de modifications tout au long de leur exploitation, en particulier dans un objectif d'amélioration continue de la sûreté. Le premier sujet de ce chapitre présente le processus d'amélioration mis en œuvre par EDF, qui s'inscrit principalement dans la cadre des réexamens de sûreté, réalisés tous les dix ans. S'inscrit également dans cette démarche le souhait d'EDF de prolonger la durée de fonctionnement des réacteurs du parc en exploitation au-delà de 40 ans ; le programme d'amélioration présenté par EDF à cet effet, a fait l'objet en 2011 d'un examen détaillé par l'IRSN. Ce programme sera complété par les enseignements et l'application de nouvelles exigences résultant du retour d'expérience de l'accident de Fukushima.

Bien maîtriser et anticiper le vieillissement des composants des réacteurs est essentiel. C'est l'objet du second sujet de ce chapitre, avec notamment les études et mesures spécifiques prévues par EDF dans le cadre d'une prolongation des durées de fonctionnement, qui font l'objet d'analyses et d'évaluations par l'IRSN.

Une troisième partie de ce chapitre présente des exemples d'évolutions ou de modifications sur les réacteurs, qui ont fait l'objet d'évaluations et d'analyse de l'IRSN :

- la modification des pompes d'injection de sécurité à haute pression des réacteurs de 900 MWe, pour prendre en compte les périodes de fortes chaleurs observées en 2003 et 2006 ;
- les études de sûreté réalisées par EDF en vue de démontrer la tenue des assemblages et le refroidissement correct du combustible, pour les cœurs des réacteurs dits « mixtes » ;
- la mise au point de nouveaux obturateurs des tuyauteries primaires pouvant être mis en place à l'entrée des boîtes à eau des générateurs de vapeur pour effectuer des opérations de maintenance,
- la révision des études de dangers que présente la zone de stockage d'hydrocarbures implantée à proximité de la centrale de Gravelines

---

# La démarche d'EDF pour une amélioration continue de la sûreté

---

Les réacteurs nucléaires français font l'objet de modifications tout au long de leur exploitation, en particulier dans un objectif d'amélioration continue de la sûreté. Ces modifications résultent pour la plupart des études réalisées dans le cadre des réexamens de sûreté. Loin de se limiter à une simple vérification de conformité aux exigences initiales de sûreté, ces réexamens permettent de faire évoluer le référentiel des exigences de sûreté avec l'objectif de rapprocher, autant que faire se peut, le niveau de sûreté des réacteurs les plus anciens de celui des réacteurs les plus récents. Cet objectif reste central dans le cadre des études relatives à l'extension envisagée par EDF de la durée de fonctionnement des réacteurs et dans le cadre des études tenant compte de l'accident de la centrale japonaise de Fukushima-Daiichi ; certaines améliorations ont déjà été discutées, voire programmées lors des réexamens de sûreté.

Le retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire français, qui correspond à environ 1500 années-réacteurs, montre qu'aucun incident n'a eu de conséquences notables pour les personnes du public et les travailleurs, ainsi que pour l'environnement. Ce constat peut être rapproché de la démarche d'EDF qui vise, via l'analyse du retour d'expérience et les réexamens de sûreté, une amélioration continue de la sûreté de ses installations.

Les 58 réacteurs en exploitation d'EDF sont répartis en 3 paliers techniques de puissance successifs (900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe). La réalisation d'un réexamen de sûreté comporte plusieurs phases. La première phase consiste à fixer les domaines pour lesquels un renforcement de la sûreté doit être étudié ; avec en particulier le souci d'élever le niveau de sûreté des réacteurs des paliers les plus anciens à celui des paliers les plus récents. Pour cela, EDF soumet à l'ASN et l'IRSN les sujets d'amélioration qu'il envisage de retenir ; les propositions d'EDF font l'objet d'une évaluation par l'IRSN, qui formule un avis et peut recommander que certains thèmes d'études non prévus initialement par EDF, soient retenus dans le réexamen.

Le cadre étant fixé, la deuxième phase peut être engagée ; EDF réalise les études qui sous-tendent les modifications des installations ou de leurs modalités d'exploitation, afin de répondre aux objectifs fixés. Ces études font l'objet d'analyses par l'IRSN, qui émet des avis et des recommandations sur les améliorations proposées.

La troisième phase consiste à concevoir les modifications et préparer les dossiers d'intervention pour les réaliser. Celles-ci sont ensuite progressivement implantées sur les réacteurs du palier technique concerné, une part importante des modifications étant réalisée lors des arrêts des réacteurs pour leur visite décennale.

Par ailleurs, certains sujets sont traités indépendamment du cadencement des réexamens de sûreté ; c'est par exemple le cas du dossier « grands chauds », qui vise à tirer les enseignements de la période caniculaire de 2003, ou encore du dossier « inondations » qui tire les enseignements de la tempête de décembre 1999 qui a conduit à une « inondation » de la centrale du Blayais.

Les études relatives à l'extension envisagée par EDF de la durée de fonctionnement des réacteurs et celles tenant compte de l'accident de la centrale japonaise de Fukushima Daiichi, s'inscrivent également dans l'objectif général d'une amélioration continue du niveau de sûreté des installations

#### L'extension envisagée de la durée de fonctionnement des réacteurs du parc en exploitation

EDF a exprimé en 2010 son souhait de prolonger la durée de fonctionnement des réacteurs du parc en exploitation au-delà de 40 ans, en y adossant un programme d'amélioration de leur niveau de sûreté. Les propositions d'EDF ont fait l'objet en 2011 d'un examen détaillé par l'IRSN. L'IRSN, comme l'ASN considère que ce niveau devrait se rapprocher de celui des réacteurs les plus récents, tels qu'EPR. Ce programme d'amélioration doit maintenant être complété par les enseignements et l'application de nouvelles exigences résultant du retour d'expérience de l'accident de Fukushima.

Dans ce cadre, EDF a proposé de retenir comme objectif, en cas d'accident sans fusion du cœur : « l'absence de nécessité de mise en œuvre de mesures de protection des populations lors de la phase dite « court terme » (pas de mise à l'abri, pas d'évacuation et pas d'administration d'iode stable) ». Cet objectif, analogue à celui applicables au réacteur EPR et à celui formulé par l'association WENRA pour les nouveaux réacteurs, s'inscrit totalement dans la démarche d'amélioration de la sûreté.

Créée à l'initiative de l'autorité de sûreté nucléaire française en février 1999, l'association WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) rassemble les responsables des Autorités de sûreté nucléaire des 17 pays européens dotés de réacteurs nucléaires : Allemagne, Belgique, Bulgarie, Espagne, Finlande, France, Hongrie, Italie, Lituanie, Pays-Bas, République Tchèque, Roumanie, Royaume Uni, Slovaquie, Slovénie, Suède, Suisse.

Pour les situations accidentelles conduisant à une fusion du cœur, EDF a proposé d'en améliorer, par la mise en œuvre de modifications, la prévention et la limitation des conséquences, notamment pour les scénarios avec rejets différés.

L'IRSN a considéré que ces propositions répondaient à l'objectif visé d'amélioration de la sûreté des réacteurs existants dans la perspective d'une extension de leur durée de fonctionnement.

A cet effet, EDF a proposé d'augmenter les réserves d'eau et les moyens de fourniture d'électricité pour pouvoir éviter ou gérer au mieux un accident avec fusion du cœur. EDF a également proposé d'étudier une série de modifications en vue de réduire les conséquences d'un accident avec fusion du cœur :

- étude de l'amélioration de l'efficacité du dispositif de filtration qui serait utilisé pour réduire les quantités de produits radioactifs émis lors d'une ouverture volontaire de l'enceinte pour permettre, en cas de nécessité, sa dépressurisation lors d'un accident avec fusion du cœur (dispositif d'éventage-filtration U5) ;
- étude de dispositions pour renforcer l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte ;
- étude de dispositions pour éviter la percée du radier par le corium.

Il convient de souligner que ces propositions de l'exploitant ont été définies avant l'accident de Fukushima survenu en mars 2011. Certaines des modifications examinées dans le cadre des Evaluations Complémentaires de

Sûreté (ECS) menées à la suite de cet accident avaient déjà été envisagées dans le cadre du projet d'extension de la durée de fonctionnement. L'IRSN a considéré que les propositions faites par EDF dans le cadre des ECS et dans le cadre du projet d'extension de la durée de fonctionnement, concernant la prévention et la limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur, devraient permettre des gains très sensibles en termes de sûreté. Ces propositions tendent à rapprocher la sûreté du parc en exploitation des objectifs généraux de sûreté retenus pour les nouveaux réacteurs, notamment pour ce qui concerne les conséquences radiologiques pour les personnes du public et pour l'environnement. L'IRSN a estimé que les modifications devraient être mises en place sur les réacteurs dans des délais raisonnables.

L'IRSN avait également recommandé, dans le cadre de l'extension de la durée de fonctionnement, qu'EDF transmette un programme d'évaluation du comportement des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe dans les situations accidentelles non prises en compte à leur conception mais retenues pour le réacteur EPR. A cet égard, l'IRSN a recommandé qu'EDF applique les règles d'étude des accidents de dimensionnement du parc pour les évaluations correspondantes. L'IRSN a également recommandé qu'EDF présente une évaluation des conséquences de l'allongement à 30 minutes (au lieu de 20) du délai de première intervention d'un opérateur dans les situations accidentelles des réacteurs du parc en exploitation, conformément à la pratique retenue pour la conception du réacteur EPR. Ceci en utilisant les règles des études de dimensionnement, en vue notamment d'identifier celles qui pourraient conduire à un effet « falaise ».

L'effet « falaise » est une altération brutale du comportement d'une installation, provoquée par une légère modification du scénario d'un accident dont les conséquences sont alors fortement aggravées.

Pour ce qui concerne les dispositions de prévention des risques liés aux séismes, l'IRSN a recommandé la réalisation d'une étude de robustesse au séisme pour chacun des réacteurs du parc en exploitation. L'IRSN a également examiné le programme de travail d'EDF visant l'élargissement du domaine de couverture des études probabilistes de sûreté (EPS), notamment par le traitement des incendies et des inondations internes pour un réacteur de référence. L'IRSN a considéré que l'intention d'EDF de prendre en compte certaines agressions dans le périmètre des EPS de niveaux 1 et de niveau 2, constituait une avancée notable.

Les études probabilistes de niveau 1 visent à évaluer les probabilités d'occurrence des séquences accidentelles menant à la fusion du cœur du réacteur.

Les études probabilistes de niveau 2 visent à évaluer la probabilité de relâchement de produits radioactifs hors de l'enceinte de confinement du réacteur lors des séquences accidentelles de fusion du cœur.

Pour ce qui concerne l'amélioration des conditions d'exploitation sur le plan des facteurs organisationnels et humains, l'IRSN a considéré que la réflexion menée sur ces sujets par EDF dans le cadre du projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs, devait s'appuyer sur une vision de l'exploitation future permettant la projection du rôle des hommes et des organisations à dix ans et au-delà.

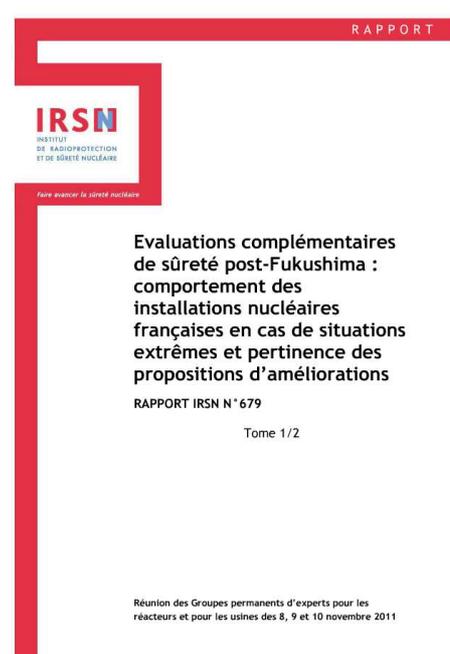
Toujours dans la perspective d'une extension de la durée de fonctionnement des réacteurs du parc en exploitation, EDF a engagé une réflexion sur les évolutions à apporter aux exigences de sûreté appliquées aux piscines de désactivation des combustibles irradiés. Les principales voies d'amélioration identifiées par EDF concernaient l'amélioration de la robustesse des moyens d'appoint d'eau aux piscines et l'amélioration de la gestion des situations accidentelles (mise à l'état sûr du combustible en cours de manutention, instrumentation ...). A ce stade de l'analyse, l'IRSN a estimé que les modifications envisagées par EDF seraient suffisantes pour permettre l'évacuation de la puissance résiduelle du combustible à la suite d'événements

entraînant une perte totale du refroidissement sur une période prolongée. En revanche, l'IRSN a estimé nécessaire qu'EDF étudie le risque de vidange des piscines de désactivation des combustibles irradiés, à la suite d'une brèche dans la paroi d'une piscine ou d'un circuit connecté, et évalue les dispositions à mettre en place pour que le risque de vidange totale puisse être pratiquement éliminé.

Enfin, l'extension envisagée de la durée de fonctionnement des réacteurs nécessite d'examiner le vieillissement des différents composants du réacteur et donc d'anticiper et de maîtriser les effets du vieillissement susceptibles d'affecter la sûreté des installations. EDF a réalisé des études sur ce sujet qui ont fait l'objet d'évaluations par l'IRSN. Un article du présent rapport développe plus particulièrement ce sujet.

### L'accident de Fukushima-Daiichi et les réacteurs du parc électronucléaire français

A la suite de l'accident ayant affecté la centrale japonaise de Fukushima-Daiichi, l'ASN a demandé aux exploitants nucléaires français de réaliser des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) de leurs installations. Ces ECS visaient à prendre en compte les premiers enseignements tirés des événements survenus dans cette centrale, en évaluant la résistance des installations nucléaires françaises à des scénarios extrêmes, allant au-delà des situations retenues pour leur dimensionnement. L'analyse par l'IRSN des ECS réalisées par les exploitants a fait l'objet d'un rapport (voir ci-contre). Les ECS ont conduit à définir une démarche innovante, découplée de la démarche de sûreté habituelle (réexamens de sûreté), visant à compléter les dispositions de sûreté existantes par la définition d'un « noyau dur » destiné à conférer aux installations une meilleure robustesse face à des situations non considérées jusqu'alors dans les référentiels de sûreté, mais susceptibles d'engendrer des effets « falaise ». EDF doit transmettre en 2012 un dossier d'études définissant de manière précise le noyau dur qu'il retient ainsi que les modifications associées. L'IRSN analysera les propositions d'EDF en vue de rendre un avis pour la fin de l'année 2012.



Le [rapport est disponible](http://www.irsn.fr) sur le site [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)

---

# Maîtrise des effets du vieillissement des réacteurs

---

Le vieillissement est une préoccupation de l'exploitant depuis la conception des réacteurs. A ce titre, il réalise des études et met en place des dispositions spécifiques pour l'anticiper et le maîtriser, d'autant plus s'il envisage de prolonger la durée d'exploitation de ses réacteurs. L'IRSN est fortement attentif à examiner les effets du vieillissement sur la sûreté, ainsi que la démarche et les dispositions prévues par EDF pour en tenir compte.

## La démarche de maîtrise du vieillissement

La prise en compte dans les dossiers de sûreté du « vieillissement » des centrales nucléaires a été renforcée au début des années 2000, à la demande de l'Autorité de sûreté lors de la préparation des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (appelées VD3 900). La démarche, développée par EDF dans le cadre de la préparation de ces visites décennales, a eu pour objectif de justifier que les systèmes, structures et composants sensibles à un ou plusieurs mécanismes de vieillissement restent aptes à assurer leurs fonctions de sûreté dans la durée ; cette démarche s'appuie sur les avancées des connaissances dans les domaines concernés. Pour cela, environ 15 000 équipements ont été identifiés et 500 couples « équipement/mode de vieillissement » ont été retenus, chacun d'eux donnant lieu à la création d'une fiche d'analyse du vieillissement précisant la suffisance des dispositions d'exploitation et de maintenance et la difficulté des opérations de réparation ou de remplacement de ces équipements.

Pour certains équipements importants pour la sûreté et sensibles au vieillissement, des dossiers d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (appelés « DAPE composant générique ») ont été créés. Le contenu d'un « DAPE composant générique » précise les éléments dont l'analyse débouche sur le programme proposé pour apporter la démonstration de la maîtrise du vieillissement de l'équipement pour la période décennale suivante.

Enfin, pour chaque réacteur, un « dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation » (appelé « DAPE de tranche ») est élaboré en tenant compte des fiches d'analyse du vieillissement, des DAPE composant génériques les plus récents, des spécificités du réacteur et du site. Il justifie que ce réacteur peut être exploité dans des conditions de sûreté satisfaisantes jusqu'à la visite décennale suivante.

L'IRSN a estimé que la démarche d'EDF était pertinente pour les réacteurs de 900 MWe. De plus, le processus ainsi mis en place est pérennisé grâce à un réexamen annuel des fiches d'analyse du vieillissement, une révision tous les cinq ans des DAPE composant générique, et l'établissement d'un DAPE de tranche lors des troisièmes visites décennales ([voir le rapport IRSN intitulé « Le réexamen de sûreté des réacteurs à eau sous pression de 900 MWe à l'occasion de leurs troisièmes visites décennales »](#)). EDF a annoncé que le même processus serait mis en place pour les réacteurs de 1300 MWe à l'occasion des troisièmes visites décennales, afin de justifier une période décennale

d'exploitation au-delà de 30 ans. Les études fournies dans les fiches d'analyse du vieillissement et les DAPE incluent également des éléments d'information sur les actions de R&D, les actions de maintenance et d'exploitation, visant à justifier une durée de fonctionnement supérieure à 40 ans.

Dans l'éventualité de la poursuite de l'exploitation des réacteurs au-delà de 40 ans, la même démarche serait reconduite. Les DAPE composant générique et les DAPE de tranche seraient mis à jour en tenant compte des évolutions des exigences de sûreté qui s'appliqueraient après les quatrièmes visites décennales des réacteurs concernés.

Maintenir un haut niveau de sûreté des réacteurs tout au long de leur exploitation, qui plus est si leur durée d'exploitation est prolongée, exige des études et des dispositions spécifiques pour anticiper et maîtriser les effets du vieillissement. A cet égard, les sujets présentés ci-après font l'objet d'une attention particulière de l'IRSN.

### Les composants non remplaçables

Parmi les équipements d'un réacteur à eau sous pression, deux sont jugés non remplaçables : la cuve contenant le cœur du réacteur et l'enceinte de confinement.

#### La cuve

L'intégrité de la cuve du réacteur constitue un sujet essentiel pour la démonstration de la sûreté des centrales nucléaires à eau sous pression. EDF met donc périodiquement à jour les études justifiant la tenue en service des cuves, en particulier, le comportement de la zone qui est affectée significativement par le mécanisme de vieillissement sous irradiation. L'irradiation entraîne, en effet, une modification des propriétés mécaniques de l'acier des cuves dont la résistance à la rupture brutale en présence de défauts est amoindrie par le vieillissement et pourrait limiter la durée de fonctionnement des tranches ([voir rapport public 2010](#)). La zone la plus irradiée de la cuve fait donc l'objet de contrôles minutieux lors de chaque visite décennale (inspection télévisuelle de la surface interne, contrôles par ultrasons des soudures des viroles, recherche de défaut sous revêtement).

Afin de justifier la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe pendant la période décennale suivant leur VD3, EDF a transmis un dossier de démonstration de sûreté qui a été analysé par l'IRSN.

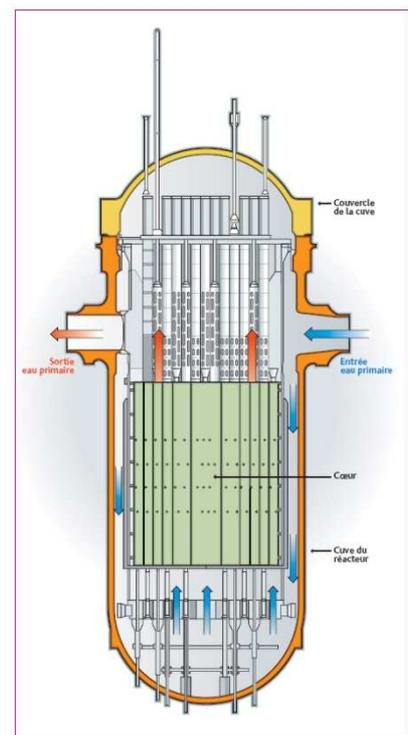


Figure 1 : Coupe de la cuve d'un réacteur de 900 MWe.

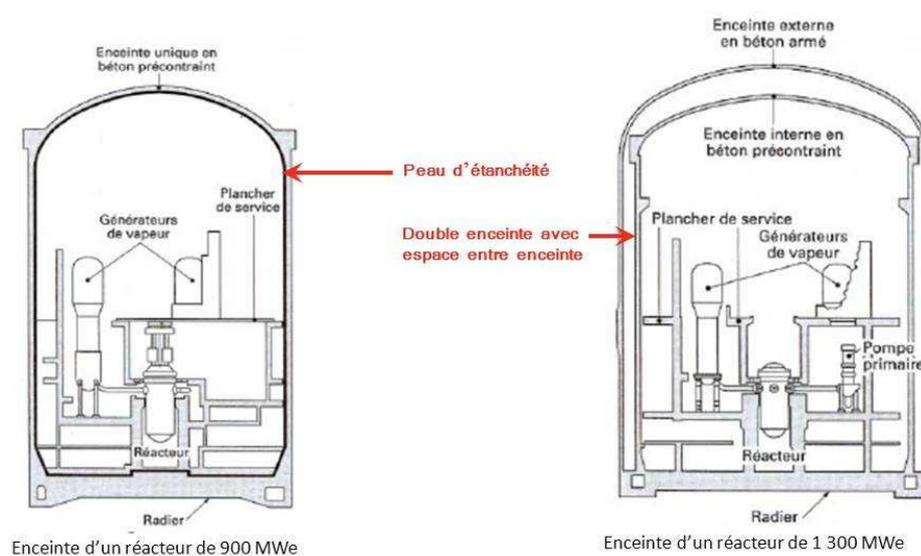
Pour une poursuite éventuelle de l'exploitation des réacteurs au-delà de 40 ans, EDF estime qu'il sera nécessaire pour justifier la tenue mécanique des cuves :

- de faire évoluer les méthodes de démonstration utilisées en restant dans un cadre déterministe,
- de mettre en œuvre, de manière complémentaire, des approches probabilistes tenant compte des incertitudes et de la variabilité des paramètres intervenant dans l'évaluation du risque de rupture brutale.

Pour l'IRSN, l'utilisation de nouvelles méthodes de nature très différentes de celles utilisées jusqu'à présent nécessitera un examen approfondi afin de se prononcer sur leurs apports possibles dans la démonstration de sûreté.

### L'enceinte de confinement

L'enceinte de confinement de chaque réacteur à eau sous pression est conçue pour contenir, avec un taux de fuite maximum spécifié, les radionucléides provenant du réacteur en cas d'accident. La conception de l'enceinte diffère selon le type de réacteur : les réacteurs de 900 MWe sont équipés d'une enceinte en béton précontraint dont la paroi interne est totalement recouverte d'une peau d'étanchéité métallique. L'enceinte d'un réacteur de 1300 MWe ou de 1450 MWe comporte une double paroi : une paroi interne en béton précontraint constituant « l'enceinte interne » et une paroi externe en béton armé constituant « l'enceinte externe » ; l'espace compris entre ces deux parois est maintenu en dépression.



La tenue dans le temps des enceintes des réacteurs de 900 MWe a été examinée par l'IRSN sur la base des dossiers techniques transmis par EDF dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales de ces réacteurs. Au terme de son analyse, l'IRSN a considéré que sur les enceintes des réacteurs de 900 MWe ne présentaient pas d'anomalie de comportement. L'IRSN a également noté la mise en œuvre par EDF de modifications qui permettront d'améliorer l'étanchéité de certains sas et organes de robinetterie d'isolement. Certains compléments d'investigation restent toutefois à réaliser, concernant en particulier le béton des enceintes, l'enrobage des armatures de précontrainte, dans le cadre des contrôles associés à l'élaboration des dossiers d'aptitude à la poursuite d'exploitation ([voir le rapport IRSN « Le réexamen de sûreté des réacteurs à eau sous pression de 900 MWe à l'occasion de leurs troisièmes visites décennales »](#)).

Les enceintes internes des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe sont soumises, tous les 10 ans, à une épreuve d'étanchéité consistant en une mise sous pression en vue notamment de mesurer leur taux de fuite. Pour un nombre limité d'enceintes des paliers 1300 MWe et 1450 MWe, qualifiées de « sensibles », les épreuves ont mis en évidence des taux de fuite élevés, parfois supérieurs au critère fixé dans les règles générales d'exploitation. Toutefois, la mise en place d'un revêtement en matériau composite de certaines zones de la paroi intérieure de l'enceinte interne a permis d'améliorer l'étanchéité et de revenir à une situation satisfaisante.

### Un suivi renforcé de certains équipements

L'IRSN a examiné, dans le cadre de la prolongation de l'exploitation au-delà de 40 ans, les propositions faites par EDF pour certains équipements « remplaçables ».

#### Les câbles électriques

Pour justifier la tenue des câbles qualifiés aux conditions accidentelles, EDF envisage de prélever des tronçons de câbles sur les sites afin de suivre l'évolution des composés chimiques et des propriétés mécaniques des polymères (isolants des câbles) L'IRSN juge satisfaisantes ces dispositions ; en effet, les caractérisations physico chimiques des polymères et les mesures électriques réalisées permettront de mieux apprécier l'état de ces câbles et leur tenue dans le temps en conditions accidentelles.

#### Les pénétrations de fond de cuve

Un certain nombre de zones du circuit primaire sont fabriquées dans un alliage appelé inconel 600 qui s'est avéré être sensible, dans certaines conditions, à la corrosion sous contrainte ; elles font l'objet d'une surveillance par EDF depuis plus de 20 ans. C'est le cas des pénétrations de fond de cuve pour lesquelles a été constatée une fissuration d'une pénétration d'un réacteur de 900 MWe (voir l'article sur ce sujet dans le présent rapport). Selon l'IRSN, l'absence de corrosion sous contrainte de ces pénétrations ne peut pas être garantie dans le temps, surtout si la durée d'exploitation des réacteurs devait être prolongée au-delà de 40 ans. En conséquence, l'IRSN a estimé nécessaire qu'EDF réexamine les paramètres physiques qui conditionnent la corrosion sous contrainte de l'inconel 600 à la lumière du retour d'expérience (importance des contraintes dans le matériau, sensibilité du matériau à l'amorçage de la corrosion,..). De plus, des contrôles systématiques des pénétrations de fond de cuve devront être réalisés et des moyens de réparation pérennes devront être développés dans les meilleurs délais.

#### Les tuyauteries enterrées

La dégradation des tuyauteries enterrées, par nature difficilement accessibles, pourrait entraîner une défaillance de certaines fonctions de sûreté du réacteur. Une bonne connaissance de leur état de vieillissement est donc nécessaire. EDF a engagé un programme de travail sur la base d'analyses de risques portant sur leur importance pour la sûreté, ainsi que sur l'atteinte à l'environnement et à la disponibilité du réacteur en cas d'anomalie, afin de définir un programme d'inspections et le cas échéant, de remises en état. Ces programmes sont encore en cours d'élaboration et l'IRSN se prononcera sur les dispositions que proposera EDF.

### Le maintien dans le temps de la qualification des matériels

L'IRSN s'est également intéressé au maintien dans le temps de la qualification aux conditions accidentelles des matériels, en particulier à la mise en œuvre de la démarche de qualification progressive proposée par EDF dans l'éventualité d'une extension de l'exploitation des réacteurs au-delà de 40 ans. Cette démarche s'appuie sur une ou plusieurs des six méthodes suivantes :

- méthode 1 : analyse des conditions de la qualification initiale pour évaluer les conservatismes éventuels ;
- méthode 2 : comparaison des sollicitations et des conditions d'ambiance (température et irradiation) réellement subies par le matériel en exploitation, avec celles retenues pour la qualification ;

- méthode 3 : suivi de paramètres de fonctionnement du matériel en exploitation dans le cadre des essais périodiques, des contrôles ou des inspections ; il peut s'agir :
  - de mesures périodiques réalisées sur l'équipement ;
  - de l'expertise de matériels, visant à comparer leurs caractéristiques dans leur état vieilli sur site à celles d'un matériel neuf ;
- méthode 4 :
  - protection ou déplacement de l'équipement pour réduire les contraintes en service ;
- méthode 5 : extension de la qualification de l'équipement, en le soumettant à une séquence de qualification par essai supposant une durée de vie allongée. L'essai peut être réalisé :
  - sur un matériel (ou éprouvette) installé en surnombre sur un site,
  - sur un matériel prélevé sur site, présentant de préférence un état de référence connu, de même que les sollicitations qu'il a subies,
  - sur un matériel neuf ;
- méthode 6 : remplacement ou rénovation, à titre de mesure préventive, d'un équipement dans son intégralité ou partiellement, à l'identique ou par des composants moins sensibles au vieillissement.

L'IRSN a examiné la mise en œuvre de cette démarche sur les matériels électriques et mécaniques actifs et a estimé satisfaisante, dans son principe, la démarche envisagée de qualification progressive compte tenu du fait qu'elle s'appuie sur les résultats d'essais et expertises menés sur des matériels prélevés sur site.

#### **La pertinence des critères d'aptitude à la poursuite de l'exploitation**

EDF a présenté un certain nombre de critères d'aptitude à la poursuite de l'exploitation pour chacun des composants ou structures faisant l'objet d'un DAPE composant générique. Ces critères sont nécessaires pour estimer la durée de vie prévisionnelle des composants afin d'élaborer une stratégie pour leur remplacement, la maîtrise de leur obsolescence et le maintien de leur qualification.

L'IRSN a estimé que les critères retenus par EDF ne permettent pas de caractériser complètement les dommages redoutés dans l'éventualité d'une prolongation de la durée d'exploitation au-delà de 40 ans. EDF devra poursuivre et compléter sa réflexion sur les critères d'aptitude à la poursuite de l'exploitation des équipements afin de tenir compte de l'ensemble des paramètres contribuant à l'endommagement de ces équipements. Il devra également préciser les éléments issus de programmes de recherche et développement qui participeront à l'établissement de critères améliorés.

#### **Le processus de maintenance exceptionnelle**

EDF a présenté les différentes étapes de son processus de maintenance exceptionnelle (réparation, rénovation ou remplacement), son application aux principaux composants ainsi que le retour d'expérience international dans ce domaine. L'IRSN a noté l'existence d'un processus d'élaboration et de mise en œuvre de stratégies de maintenance exceptionnelle. Néanmoins, il a estimé que son caractère suffisant n'était pas démontré en l'absence de capacités industrielles prouvées permettant de remplacer certains composants importants pour la sûreté, dans l'éventualité de la prolongation de la durée d'exploitation des tranches au-delà de 40 ans.

### **L'anticipation de l'obsolescence**

EDF a également présenté son traitement de l'obsolescence de certains composants, en particulier, pour des matériels électriques et électroniques dans le cadre d'instances internes dédiées : les observatoires du vieillissement du contrôle-commande et des matériels électriques. Les principales orientations envisagées par EDF concernent la rénovation du contrôle-commande du parc en tirant parti des enseignements apportés par la conception et la réalisation du réacteur EPR, la pérennisation de certains fournisseurs, le dimensionnement des stocks de pièces de rechange pour les équipements actifs, la constitution de stocks stratégiques, ainsi que la fiabilisation des sources électriques. L'IRSN a souligné la nécessité de vérifier périodiquement la suffisance des stocks de composants qualifiés, dont l'approvisionnement doit être pérennisé. Par ailleurs, l'IRSN examinera les projets de rénovation des systèmes de contrôle-commande et des systèmes électriques d'ici les prochaines visites décennales des réacteurs

### **Le renforcement de la politique de surveillance**

L'IRSN a souligné que l'allongement de la durée d'exploitation des réacteurs au-delà de 40 ans pourrait conduire à une majoration du cumul des chargements mécaniques et thermiques pour certains composants ou systèmes importants pour la sûreté. Cela pourrait entraîner une baisse de leurs performances, voire des dégradations (fissurations par exemple). De telles dégradations ont d'ailleurs déjà été rencontrées dans des zones qui n'avaient pas été identifiées a priori comme sensibles. Pour l'IRSN, les programmes de surveillance des matériels devront être renforcés, notamment en étendant les zones à surveiller et en améliorant les méthodes de surveillance. De nouveaux moyens d'examen non destructifs et des moyens de simulations devront être développés pour rechercher ou suivre les dégradations dues au vieillissement. De plus, l'IRSN a souligné certaines difficultés qu'il sera nécessaire de surmonter, comme par exemple le maintien des compétences du personnel dans le domaine des contrôles non destructifs.

---

# Température ambiante élevée pour les pompes d'injection de sécurité

---

Le 31 juillet 2007, EDF a déclaré des écarts de conformité relatifs à la tenue en température des pompes d'injection de sécurité à haute pression des réacteurs de 900 MWe (à l'exception des réacteurs des centrales de Fessenheim et du Bugey). Des modifications ont été effectuées en 2008 et 2009 en vue de la remise en conformité de ces pompes. Toutefois, lors du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, la prise en compte des périodes de fortes chaleurs observées en 2003 et 2006 a conduit EDF à définir une nouvelle modification qui a été analysée par l'IRSN.

## Les écarts de conformité déclarés en 2007

En 2007, EDF a déclaré des écarts de conformité des réacteurs de 900 MWe (à l'exception des réacteurs de 900 MWe de Fessenheim et de Bugey), susceptibles de mettre en cause la tenue en température des pompes d'injection de sécurité à haute pression (pompes ISHP) de ces réacteurs et donc leur disponibilité dans certaines situations accidentelles où elles sont requises. Ces écarts et leurs conséquences possibles en termes de sûreté ont été décrits dans le [rapport public 2007 de l'IRSN](#).

## La remise en conformité des installations engagée par EDF en 2008-2009

Afin de remettre ses installations en conformité, EDF a effectué le remplacement de la vanne thermostatique, située sur le circuit de lubrification de chaque pompe ISHP, par une vanne thermostatique qualifiée à plus haute température, semblable à celles équipant les réacteurs de 1300 MWe (voir la figure 1). Peu de temps après leur mise en place en 2008, des détériorations des commandes de ces nouvelles vannes ont été détectées sur plusieurs pompes. Ces détériorations, attribuées aux fluctuations de pression dans le circuit d'huile liées au type de pompe de prégraissage, ont conduit EDF à procéder en 2009 à un changement de technologie de la pompe ([cf. rapport public 2008 de l'IRSN](#)). Les analyses menées par l'IRSN sur ces remplacements d'équipements (vanne thermostatique et pompe de prégraissage) ont conclu à leur nécessité mais non à leur suffisance pour la tenue en température des pompes. Ceci a conduit EDF à mettre en place des mesures palliatives visant à réduire la température maximale susceptible d'être atteinte dans le local des pompes, dans l'attente d'une solution technique définitive

### Prise en compte en 2010 des évolutions des températures retenues pour l'air extérieur et la source froide

EDF a examiné l'effet des épisodes de canicule de 2003 et de 2006 sur la disponibilité des pompes ISHP. A l'issue de cet examen, EDF a proposé en juillet 2010 une nouvelle modification, dite « définitive » (voir la figure 2), visant à augmenter la tenue en température d'équipements sensibles des pompes ISHP, à renforcer la surveillance des paramètres de fonctionnement des pompes mais également à limiter l'influence de la température de l'air du local des pompes sur la température de l'huile de lubrification des différents composants de la pompe, notamment ceux sensibles aux températures élevées, comme les vannes thermostatiques équipant le circuit de réfrigération. Pour cela, des hydroréfrigérants ont été implantés sur le circuit d'huile ; refroidis par le système de réfrigération intermédiaire RRI, ils assurent le refroidissement de l'huile indépendamment de la température de l'air du local. Un hydroréfrigérant dit « commun » est utilisé en fonctionnement normal ; un hydroréfrigérant de « sauvegarde » assure le refroidissement de l'huile dans les situations accidentelles nécessitant la mise en service de l'injection de sécurité. En outre, en cas de mauvais fonctionnement du système RRI d'un réacteur, l'hydroréfrigérant dit « commun » peut être refroidi par le système RRI de la tranche voisine.

### Analyse de l'IRSN en 2011

En 2011, l'IRSN a analysé la pertinence des hypothèses retenues par EDF pour définir la modification décrite ci-avant, et a examiné si les évolutions matérielles et les procédures de conduite associées, étaient satisfaisantes. En juillet 2011, en conclusion de son analyse, l'IRSN a mis en évidence :

- un risque de défaillance des pompes ISHP par température trop basse de l'huile en période de grand froid, du fait de l'ajout des hydroréfrigérants ;
- des incohérences entre les données retenues par EDF pour définir la modification et les valeurs effectivement constatées et garanties en exploitation ;
- la prise en compte par EDF, pour justifier la modification, de systèmes ne bénéficiant pas du niveau d'exigences requis usuellement au titre de la démonstration de sûreté ;
- des insuffisances de l'instrumentation de surveillance des paramètres de fonctionnement des pompes ;
- un risque élevé d'échec de la mise en œuvre du refroidissement de l'huile par l'hydroréfrigérant dit « commun » dans le délai disponible avant la défaillance d'une pompe ISHP, en cas de mauvais fonctionnement du système RRI de la tranche.

Au regard de l'importance pour la sûreté des pompes d'injection de sécurité à haute pression, l'IRSN a estimé que la mise en place de la modification était opportune. Cette modification rend en effet la température de l'huile de lubrification indépendante de celle du local de la pompe. Toutefois, certains points doivent encore être vérifiés, notamment l'absence de risque de défaillance des pompes du fait d'une température de l'huile qui pourrait être, du fait même de la modification, trop basse dans certaines situations climatiques.

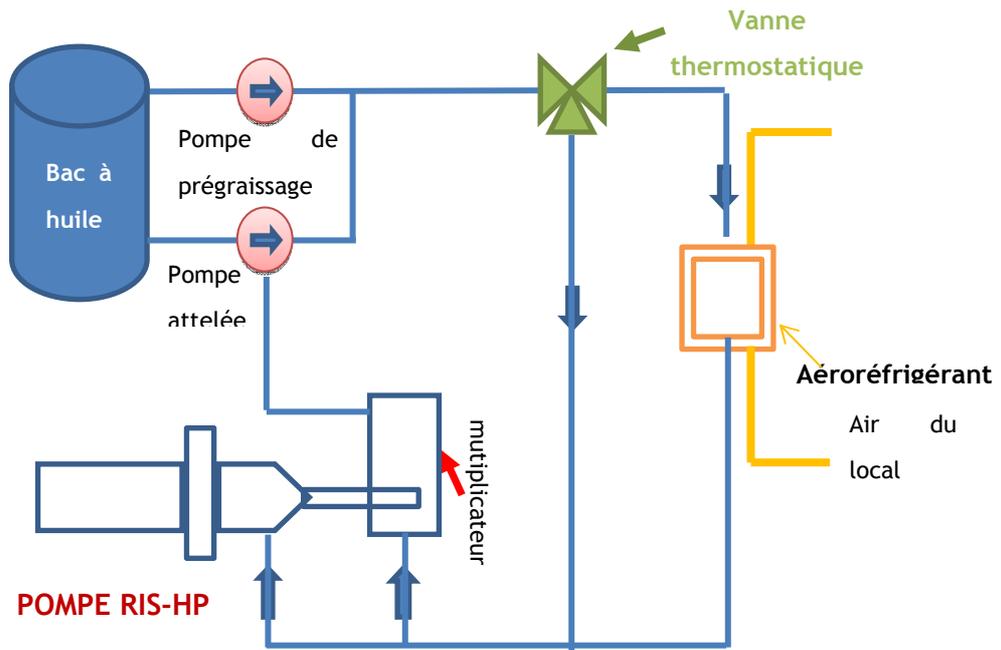


Figure 1. Circuit de lubrification avant modification

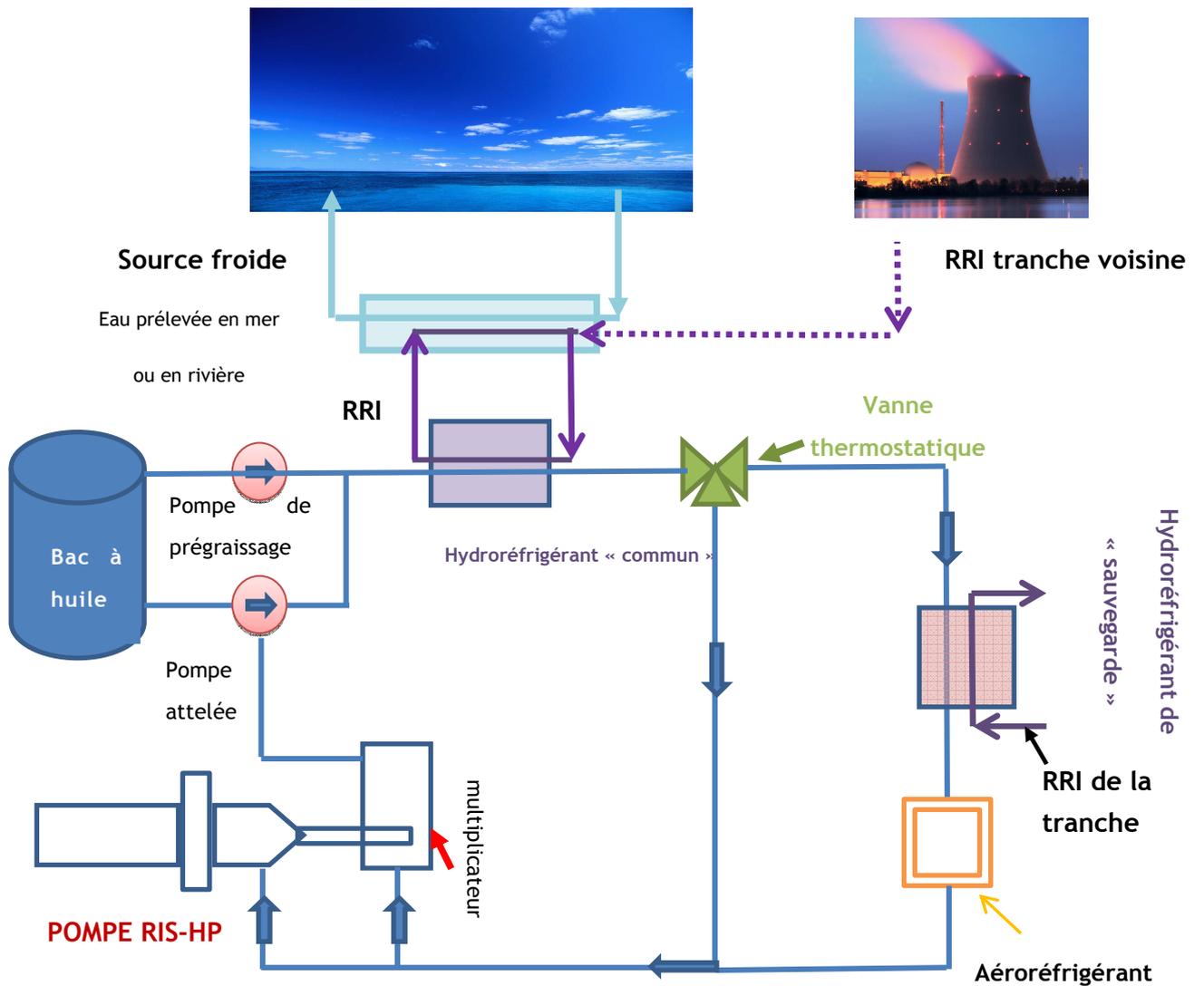


Figure 2. Circuit de lubrification après modification

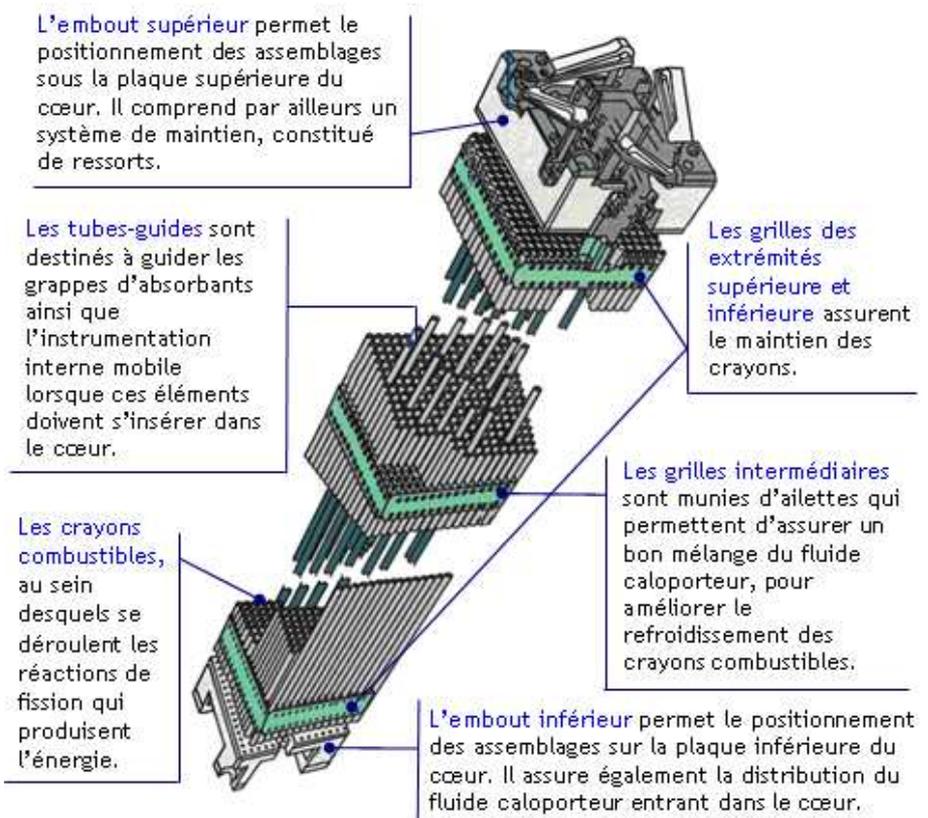
# Les cœurs mixtes

Dans le cadre de l'examen en 2011 du retour d'expérience lié au combustible pour la période 2003-2009, l'IRSN a analysé la méthode adoptée par EDF pour évaluer l'effet de la « mixité » des cœurs dans la démonstration de sûreté. Initialement composés d'assemblages combustibles identiques, la plupart des cœurs des réacteurs à eau sous pression français comprennent maintenant des assemblages présentant, par conception, des résistances hydrauliques différentes : ces cœurs sont dits « mixtes ». Cela peut avoir des incidences sur le maintien vertical des assemblages combustibles, sur l'usure due aux vibrations des crayons combustibles, ainsi que sur le refroidissement de ces derniers et de certains composants internes à la cuve. La « mixité » des cœurs doit donc être prise en compte dans la démonstration de sûreté.

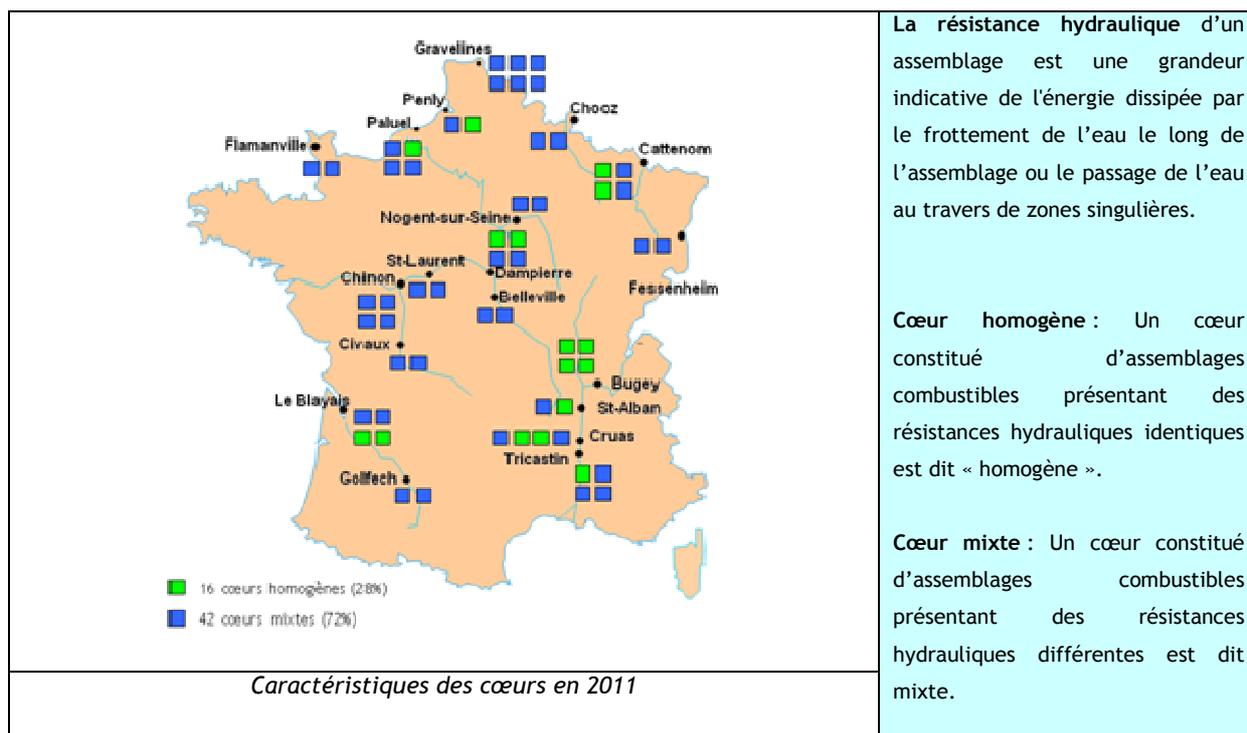
## Du cœur homogène au cœur « mixte » généralisé

Dans un réacteur à eau sous pression (REP), le cœur comprend un ensemble d'assemblages comportant les crayons combustibles (voir l'encadré).

Les assemblages combustibles actuellement utilisés dans les cœurs des REP français comportent 264 crayons combustibles et un squelette. Ce squelette est lui-même composé de 25 tubes-guides, de 6 ou 8 grilles de maintien et de mélange (selon la conception des assemblages) ainsi que de deux embouts d'extrémité (voir la figure ci-contre). Si certaines différences de conception des assemblages sont liées aux matériaux utilisés, d'autres concernent la structure même de l'assemblage et donc sa résistance hydraulique.



L'exploitation du réacteur nécessite des arrêts périodiques pour renouveler le combustible. Dans les réacteurs d'EDF, le renouvellement est effectué par fractions de cœur. Dans les premiers temps de l'exploitation du parc nucléaire français, des assemblages combustibles de conception identique étaient utilisés. Au fur et à mesure de l'exploitation des réacteurs, la conception des assemblages combustibles a évolué, essentiellement sur la base du retour d'expérience (mise en place d'un dispositif anti-débris, renforcement de la structure, amélioration des performances hydrauliques...). Les renouvellements de combustible par fractions ont ainsi conduit à la coexistence dans le cœur d'assemblages de conceptions différentes. Par ailleurs, les orientations stratégiques retenues par EDF l'ont conduit à diversifier son approvisionnement d'assemblages combustibles et donc à se tourner vers de nouveaux fournisseurs, avec de nouvelles conceptions d'assemblages combustibles.



Initialement homogènes, les cœurs des réacteurs français ont donc progressivement évolué pour présenter un caractère « mixte », d'abord de manière transitoire, puis de manière régulière. Ainsi, en 2011, compte tenu de la diversification des approvisionnements, environ 70 % des cœurs étaient « mixtes » (voir la figure ci-dessus).

Or, pour un cœur « mixte », la coexistence d'assemblages combustibles ayant des résistances hydrauliques différentes entraîne une répartition des débits différente de celle d'un cœur homogène.

### Circulation de l'eau dans un cœur de réacteur à eau sous pression

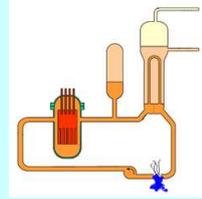
Chaque assemblage combustible est refroidi par de l'eau qui pénètre dans sa partie basse, grâce à des trous percés dans la plaque inférieure du cœur sur laquelle les assemblages combustibles sont posés : l'eau circule préférentiellement de manière ascendante le long des crayons combustibles et extrait ainsi l'énergie dégagée par les réactions de fission nucléaire. Toutefois, elle peut aussi circuler transversalement dans le cœur (débits dits « transverses »). Ces écoulements transverses sont essentiellement dus aux redistributions de débit induites par les écoulements au fond de la cuve et dans les pieds d'assemblage à l'entrée du cœur. La présence des grilles de mélange peut également produire des écoulements transverses.

## Incidence des débits traversant le cœur dans la démonstration de sûreté

### LES ACCIDENTS DE PERTE DE REFRIGÉRANT PRIMAIRE (APRP)

Les Accidents de perte de Réfrigérant Primaire (*APRP*) sont provoqués par des brèches dans l'enveloppe du circuit primaire (par exemple, une rupture de tuyauterie). Ils entraînent une perte de l'inventaire en eau de ce circuit. Il peut en résulter un échauffement des crayons combustibles qui peut mener, à terme, à une perte d'étanchéité de tels crayons.

Pour limiter cet échauffement, l'intervention de l'injection de sécurité peut être nécessaire afin d'éviter un dénoyage prolongé des crayons combustibles. Son efficacité dépend de la résistance hydraulique globale de l'ensemble des assemblages mais aussi de la résistance hydraulique propre à chaque assemblage.



Pour garantir le respect des critères de sûreté relatifs à l'*APRP*, les résistances hydrauliques des assemblages combustibles doivent être inférieures à des valeurs maximales. La différence entre les résistances des assemblages combustibles dans le cœur doit également être inférieure à une valeur maximale.

### LA CRISE D'ÉBULLITION

L'eau s'échauffe au contact des crayons combustibles, sous l'effet du flux thermique généré par ceux-ci. Le refroidissement des crayons combustibles est assuré par la circulation verticale de l'eau.

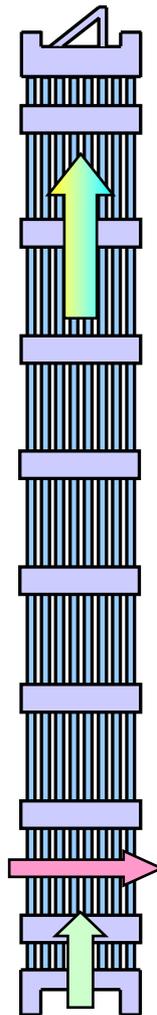


Si le flux thermique dépasse une certaine valeur, un film de vapeur se forme à la surface des crayons. Ce film limite fortement la capacité de l'eau à refroidir les crayons combustibles.

C'est la *crise d'ébullition*, qui conduit à un échauffement des crayons combustibles, lesquels peuvent se déformer et éventuellement perdre leur étanchéité. Ce risque augmente lorsque le débit est faible et lorsque la puissance thermique est élevée.



Pour garantir le respect des critères de sûreté relatifs à la *crise d'ébullition*, le débit axial de l'eau à travers les assemblages combustibles doit être supérieur à une valeur minimale par assemblage.



### LE FRETTING

Les crayons combustibles sont maintenus latéralement dans les grilles par un système de ressorts. Sous irradiation, ces ressorts se relaxent et autorisent des mouvements vibratoires des crayons, qui peuvent s'user par frottement sur les ressorts des grilles et se percer.

L'usure des crayons est appelée « *fretting* ».

La présence d'un fort débit transverse en pied d'assemblage est également susceptible de conduire à des vibrations des crayons combustibles et au phénomène de fretting.



Pour ne pas entraîner de phénomène de fretting, les débits transverses doivent être suffisamment faibles pour ne pas mettre en cause le maintien latéral des crayons combustibles.

### LE MAINTIEN AXIAL DE L'ASSEMBLAGE

Les assemblages combustibles sont posés sur la plaque inférieure du cœur. Non fixés sur cette plaque, ils sont maintenus en place par la force exercée par la plaque supérieure de cœur sur les ressorts du système de maintien de chaque assemblage, qui compense la force d'envol résultant du débit axial du réfrigérant.



Pour respecter les critères de conception relatif au *maintien axial* des assemblages combustibles, le débit axial de l'eau à travers chaque assemblage doit être inférieur à une valeur maximale.

La plus grande partie du débit provenant des boucles du circuit primaire traverse le cœur (cette partie est dénommée « débit cœur »). Cependant, un faible pourcentage du débit (débit de bipasse) contourne le cœur et passe notamment dans divers constituants du cœur du réacteur, tels que les tubes-guides, le dôme, le cloisonnement...

Lorsque la distribution du débit d'eau de refroidissement à l'intérieur d'un cœur est hétérogène, cela peut avoir des incidences sur le maintien des assemblages combustibles, sur l'usure par vibration des crayons combustibles, ainsi que sur le refroidissement de ces derniers et de certains composants internes à la cuve. Ces incidences doivent être prises en compte dans la démonstration de sûreté.

#### **Conséquences de la « mixité » d'un cœur sur le « débit cœur »**

La coexistence d'assemblages combustibles de conceptions différentes dans un cœur accentue, compte tenu des différences de résistance hydraulique, les redistributions de débit entre assemblages. Ainsi, dans un cœur mixte, le débit sera plus fort dans l'assemblage présentant la résistance hydraulique la plus faible que dans son voisin présentant une résistance hydraulique plus forte : le premier sera relativement « suralimenté », tandis que le deuxième sera relativement « sous-alimenté » par rapport au débit moyen passant dans les assemblages.

Pour un cœur « mixte », le débit minimal à considérer dans la démonstration de sûreté peut ainsi être réduit, tandis que les débits transverses et le débit maximal peuvent être augmentés par rapport aux valeurs qui seraient retenues pour un cœur homogène. L'effet de la mixité d'un cœur sur la sûreté doit donc être considéré dans la démonstration de sûreté.

#### **Démarche EDF pour l'évaluation de la sûreté des cœurs mixtes**

Dans le cadre de l'examen en 2011 du retour d'expérience lié au combustible pour la période 2003-2009, l'IRSN a analysé la méthode adoptée par EDF pour évaluer les conséquences de la « mixité » des cœurs pour la démonstration de sûreté. L'examen a montré qu'EDF procédait différemment selon que l'aspect considéré était la crise d'ébullition, l'accident de perte de réfrigérant primaire, le fretting ou le maintien axial des assemblages combustibles. Cette démarche est expliquée dans le schéma de la page suivante.

### CRISE D'EBULLITION

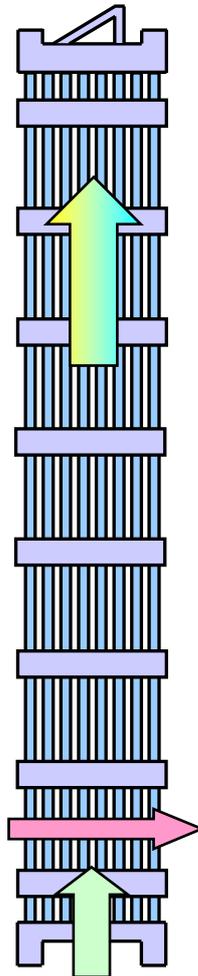
EDF vérifie le respect des critères de sûreté relatifs à la crise d'ébullition à chaque renouvellement de combustible, en tenant compte de la composition exacte du cœur en assemblages combustibles.

Pour cela, EDF exploite les marges dues à la manière dont sont réalisées les études de sûreté, en considérant un cœur homogène. De manière pénalisante, ces études :

- considèrent uniquement le crayon combustible dégageant le plus de puissance ;
- supposent que ce crayon est refroidi par le débit cœur minimal.

Dans un cœur réel, les assemblages combustibles traversés par le débit minimal peuvent comporter des crayons dégageant moins de puissance que le crayon considéré dans le rapport de sûreté.

EDF vérifie, pour chaque assemblage relativement sous-alimenté, que la différence entre la puissance maximale de l'assemblage et celle prise en compte dans le rapport de sûreté permet bien de compenser l'effet de la sous-alimentation.



### ACCIDENT DE PERTE DE REFRIGERANT PRIMAIRE (APRP)

EDF ne tient compte de la mixité des cœurs que pour l'étude de l'accident de perte de réfrigérant primaire résultant d'une grosse brèche ; il l'ignore pour des brèches de taille inférieure.

### FRETTING

EDF montre que l'effet des écarts de résistance hydraulique entre les différentes conceptions existantes d'assemblages combustibles est négligeable devant les effets des jets en provenance de la plaque inférieure du cœur sur laquelle sont posés ces assemblages.

### MAINTIEN AXIAL DES ASSEMBLAGES

EDF établit le bilan des forces s'exerçant sur les assemblages combustibles et vérifie que ce bilan demeure acceptable. Cette évaluation tient compte de la « suralimentation » de certains assemblages combustibles des cœurs mixtes.

Lors de son analyse, l'IRSN a considéré que la démarche d'EDF devait être complétée par une analyse des conséquences de la « mixité » des cœurs pour tous les accidents de perte de réfrigérant primaire.

Par ailleurs, l'IRSN a estimé que les études du rapport de sûreté devaient être représentatives de la réalité des cœurs. La « mixité » des cœurs étant généralisée, l'IRSN a donc recommandé qu'elle soit considérée dans les études génériques du rapport de sûreté relatives à la crise d'ébullition et aux accidents de perte de réfrigérant primaire.

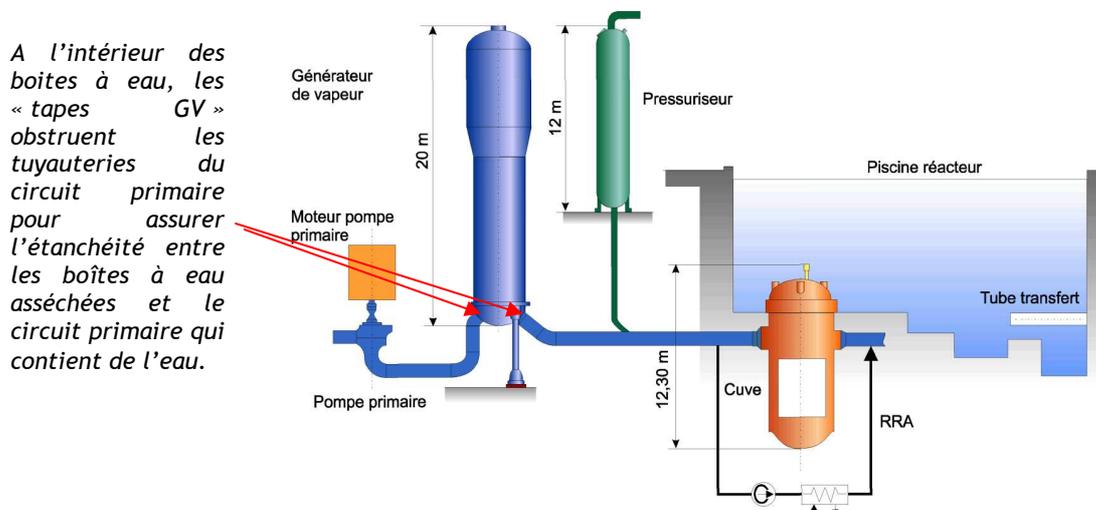
# Nouveaux obturateurs pour intervenir dans les boîtes à eau des générateurs de vapeur

EDF a mis au point une nouvelle génération d'obturateurs des tuyauteries primaires à l'entrée des boîtes à eau des générateurs de vapeur. Ces obturateurs sont utilisés pour pouvoir effectuer des opérations de maintenance des générateurs de vapeur alors que le réacteur est à l'arrêt et le circuit primaire ouvert, cuve chargée de combustible ou non. La nouvelle conception garantit leur étanchéité dans le cas d'une surpression primaire et tient compte d'un examen approfondi et exhaustif des faiblesses et des risques que présentaient les obturateurs d'origine. En 2011, à la lumière des résultats des échanges techniques intervenus entre EDF et l'IRSN, l'ASN a autorisé la mise en œuvre des nouveaux obturateurs.

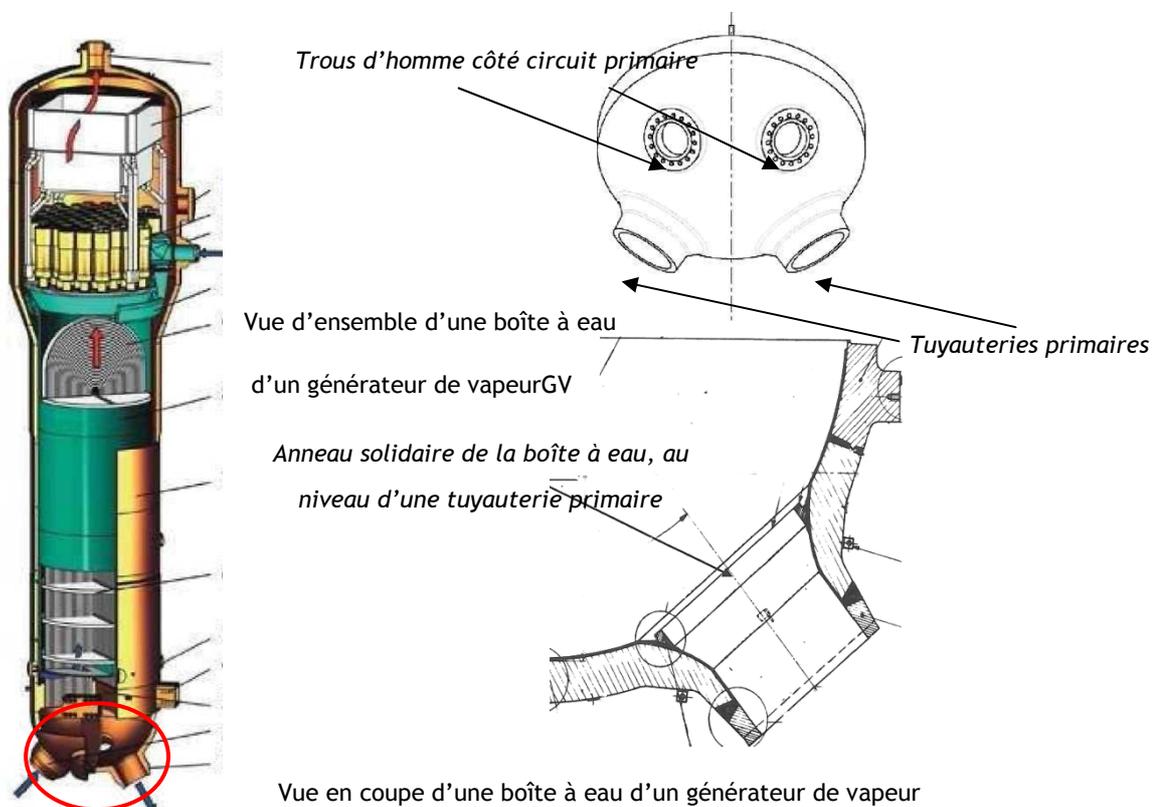
Les « tapes GV » sont des obturateurs qui peuvent être mis en place dans les tuyauteries du circuit primaire à l'entrée des boîtes à eau des générateurs de vapeur. Ces dispositifs sont utilisés pour pouvoir effectuer des opérations de maintenance des générateurs de vapeur alors que le réacteur est à l'arrêt et le circuit primaire ouvert, cuve chargée de combustible ou non. Ils permettent d'assurer l'étanchéité entre les boîtes à eau asséchées et le circuit primaire qui contient de l'eau.



Tape mécano-vissée (TMV)



Après vidange complète de la partie primaire des générateurs de vapeur et ouverture des trous d'homme du côté primaire, des intervenants introduisent, dans les deux boîtes à eau de chaque générateur de vapeur, les éléments constitutifs des tapes par les trous d'homme. Un intervenant entre ensuite dans chaque boîte à eau et vient fixer les éléments sur l'anneau solidaire de la boîte à eau, au niveau de la tuyauterie primaire.



*Vue d'ensemble d'un générateur de vapeur*

Une fois fixées dans les tuyauteries primaires, les « tapes GV » assurent l'étanchéité entre le circuit primaire et l'intérieur de la boîte à eau. Le circuit primaire (hormis les générateurs de vapeur) et la piscine du réacteur peuvent alors être remplis en vue des opérations de déchargement ou rechargement de combustible. Pour permettre ces opérations, dès que la piscine du réacteur est pleine, le tube de transfert qui la relie à la piscine du bâtiment du combustible est ouvert. La défaillance d'une « tape GV » entraînerait alors une vidange partielle, par le trou d'homme concerné, du circuit primaire et des piscines connectées à ce dernier. Le risque majeur pour la sûreté est celui du dénoyage d'un assemblage combustible en cours de manutention.

L'utilisation des « tapes GV » lors des arrêts pour rechargement, pour des manutentions d'assemblages combustibles a été autorisée par le Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN prédécesseur de l'ASN) en 1984 au vu d'études montrant que, lorsque le confinement pour l'enceinte est assuré, les conséquences maximales du dénoyage d'un assemblage combustible manutentionné dans le bâtiment du réacteur ne dépasseraient pas 5 mSv pour l'organisme entier ; le niveau d'irradiation dans le bâtiment du réacteur serait néanmoins très élevé.

## Questions de sûreté soulevées lors du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe associé à leurs troisièmes visites décennales (réexamen VD3-900)

Lors du réexamen VD3-900, les études menées sur les accidents de référence concernant le stockage du combustible en piscine de désactivation ont été réévaluées.

Dès 2002, l'IRSN avait souligné les principales limitations des études réalisées en appui de l'autorisation délivrée par le SCSIN. En particulier, ces études n'abordaient ni l'éventualité d'un dénoyage d'un assemblage combustible dans la piscine de désactivation ni la réaction fortement exothermique d'oxydation à l'air du zircaloy constituant les gaines du combustible.

L'IRSN a montré que, en cas de défaillance d'une « tape GV », la cinétique de vidange de la piscine de désactivation serait rapide et ne laisserait pas aux opérateurs un délai suffisant pour amener en position sûre un assemblage combustible en cours de manutention. Le dénoyage, même partiel, d'un assemblage combustible provoquerait son endommagement et des rejets radioactifs importants dans le bâtiment du combustible qui ne fait pas l'objet d'un confinement statique comme le bâtiment du réacteur. Lors du réexamen de sûreté VD3 900, EDF s'est engagé à prendre des dispositions visant à « pratiquement éliminer » un tel dénoyage.

Dans ce cadre, l'IRSN a considéré qu'EDF devrait vérifier, -sinon améliorer-, les dispositions existantes de conception et d'organisation correspondantes. Notamment, l'IRSN s'est appuyé sur l'analyse du retour d'expérience d'exploitation des réacteurs pour déterminer le scénario enveloppe à retenir pour la conception mécanique des obturateurs ; ce scénario correspond à la décharge d'un accumulateur du système d'injection de sécurité (voir encadré) préalablement pressurisé par de l'azote ou de l'air.

Fin 2008, lors de l'instruction en vue de la clôture du réexamen VD3-900, EDF a proposé un nouveau renforcement des prescriptions d'exploitation afin que les accumulateurs du système d'injection de sécurité soient bien dépressurisés lorsque les tapes sont en place. L'IRSN a considéré que ces dispositions ne permettaient pas « d'éliminer pratiquement » le risque évoqué ci-dessus. En conséquence, pour l'IRSN, il convenait de revoir la conception des tapes, leur qualité de fabrication et les contrôles en exploitation.

A la suite de l'avis de l'IRSN transmis à l'ASN à l'automne 2009, celle-ci a demandé à EDF « *de ne plus utiliser les tapes GV de conception actuelle lorsque le compartiment de stockage de la piscine de désactivation n'est pas isolé du compartiment cuve de la piscine de bâtiment réacteur* ».

La piscine de désactivation, située dans le bâtiment du combustible, est une structure de génie civil doublée d'acier inoxydable qui contient essentiellement des assemblages combustible irradiés mais aussi des assemblages combustible neufs.

Le système d'injection de sécurité est conçu pour refroidir le cœur du réacteur avec un débit suffisant, quelle que soit la taille de brèche du circuit primaire. Une telle brèche dans le circuit primaire provoquerait une chute de pression, dont l'importance serait fonction de la taille de la brèche. Afin d'assurer un débit de refroidissement suffisant pour toutes les conditions de pression, le système comporte trois moyens d'injection :

- des pompes d'injection à haute pression,
- des pompes d'Injection à basse pression,
- des accumulateurs, qui sont des réservoirs d'eau borée sous pression directement connectés au circuit primaire et se déchargeant dans celui-ci dès que la pression primaire descend en-dessous d'un seuil préétabli.

Lorsque le réacteur est volontairement mis à l'arrêt, les vannes qui relient les accumulateurs au circuit primaire sont fermées pour éviter que ceux-ci ne se déchargent dans le circuit primaire qui se trouve alors dépressurisé.

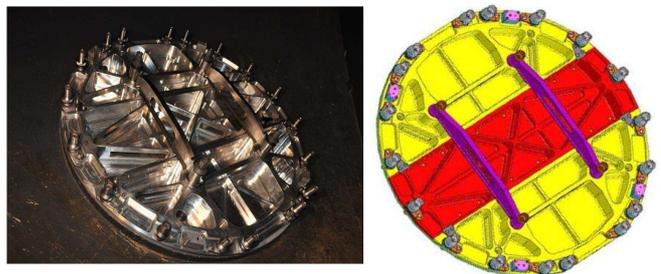
## Le traitement de l'anomalie par EDF : la modification des « tapes GV »

A partir de mi-2006, EDF a étudié de nouvelles conceptions des « tapes GV » en fixant un niveau d'exigences plus élevé que pour les tapes d'origine. Les objectifs visés étaient une résistance accrue<sup>3</sup>, la réduction à un niveau acceptable des sollicitations transmises par les obturateurs aux taraudages des anneaux GV par l'intermédiaire des systèmes de fixation<sup>4</sup> et la garantie du bon positionnement des obturateurs lors de leur mise en place<sup>5</sup>. Les améliorations recherchées concernaient également le mode d'exploitation des tapes (approvisionnement, mise en œuvre, entretien et stockage) et la réduction des durées d'installation de celles-ci dans les générateurs de vapeur, et donc des doses de rayonnements reçues par les opérateurs qui les installent.

Conformément aux recommandations de l'IRSN (appuyées par l'ASN) en amont de la constitution du dossier de modification, EDF a pris en compte, pour la conception des tapes de nouvelle génération, le risque d'accident grave en cas de leur défaillance. Sur cette base, EDF a retenu d'appliquer des exigences et des critères de conception équivalents à ceux des matériels équipant le circuit primaire principal (niveau 1 des Règles de Conception et de Construction des Matériels).

Les nouvelles tapes, qui seront montées dans les générateurs de vapeur à partir de la campagne d'arrêts pour rechargement des réacteurs de 2012, sont équipées d'un joint passif ne nécessitant pas de surveillance particulière après installation. Pour ces tapes, l'étanchéité ne se fait plus au contact de la surface supérieure de l'anneau solidaire de la boîte à eau du générateur de vapeur mais au contact de la périphérie interne de celui-ci. La partie mécanique est rigidifiée de manière à réduire les sollicitations transmises par les obturateurs aux anneaux solidaires des boîtes à eau GV par l'intermédiaire des systèmes de fixation.

Les obturateurs sont fabriqués en alliage d'aluminium et comprennent trois parties différentes (une partie centrale sur laquelle est fixé le joint passif et deux parties latérales). Ces trois parties sont vissées à leur périphérie sur l'anneau solidaire de la boîte à eau GV par l'intermédiaire de 18 vis munies de deux systèmes de contrôle du bon montage (vérification de la qualité du plaquage et du serrage). Le joint passif



*Tape à joint passif (TJP) de nouvelle génération*

comporte une chambre « escamotable » pour permettre son installation dans l'anneau solidaire de la boîte à eau GV et une « lèvre » qui assure un deuxième niveau d'étanchéité.

La chambre escamotable est mise en dépression avant introduction dans la boîte à eau ; l'obtention de l'étanchéité est ensuite réalisée par la mise à la pression atmosphérique de la chambre par expansion intrinsèque du joint.

<sup>3</sup> : Une plus forte rigidité après mise en place et une meilleure répartition des efforts supportés étaient recherchés.

<sup>4</sup> : EDF s'est imposé de respecter un critère de cisaillement maximal pour les taraudages des anneaux solidaires des boîtes à eau du GV.

<sup>5</sup> : Le contrôle de bon montage devrait reposer, sur l'utilisation de deux dispositifs différents.

### Appréciation de la modification

Dans son avis transmis à l'ASN en décembre 2011, l'IRSN a estimé que la conception mécanique des tapes de nouvelle génération permettrait une amélioration de la prévention du risque de défaillance d'une « tape GV » du fait d'une surpression accidentelle résultant de la décharge d'un accumulateur du système d'injection de sécurité, préalablement pressurisé par de l'azote ou de l'air.

Par contre, l'IRSN a considéré que le risque de défaillance d'une « tape GV » ne pouvait pas être pratiquement éliminé. Par exemple, du fait d'erreurs conduisant à ne pas achever une intervention de vissage, une « tape GV » pourrait se trouver en limite de sa résistance mécanique (et donc risque de rupture de vis et perte d'étanchéité) dans la configuration normale d'exploitation, avec la piscine du bâtiment du réacteur pleine, alors que les manutentions du combustible sont en cours.

C'est pourquoi, dans son avis à l'ASN, l'IRSN a considéré que les « tapes GV » de nouvelle génération pouvaient être mises en place sans attendre sous réserve qu'EDF étudie rapidement des lignes de défense complémentaires. Ceci peut être rapproché de la recherche de nouvelles dispositions, dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima, à l'égard du risque de vidange partielle des piscines du bâtiment du combustible et du bâtiment du réacteur (reliées entre elles en cas d'ouverture du tube de transfert), en cas de rupture d'une tuyauterie ou d'une enveloppe connectée à ces piscines.

En effet, même si les événements initiateurs et les hypothèses retenues pour les études sont différents, il s'agit dans les deux cas d'étudier des moyens permettant de limiter les conséquences d'une vidange rapide qui interviendrait pendant les opérations de manutention combustible. La maîtrise de ce type d'accident suppose :

- de pouvoir déposer en position sûre un assemblage en cours de manutention,
- d'isoler ou de limiter la fuite,
- de réaliser rapidement un appoint d'eau dans la piscine dans des conditions d'irradiation très importante dans le bâtiment du combustible et éventuellement, autour du bâtiment du combustible.

Enfin, l'IRSN a souligné que le dispositif de surveillance de l'étanchéité en service des « tapes GV » n'était toujours pas opérationnel sur tous les sites. À la suite de ce constat d'écart, l'ASN a, en février 2012, demandé à EDF d'équiper tous ses réacteurs d'un système capable de détecter une fuite de n'importe quelle tape avec une très bonne fiabilité et qualifié aux conditions d'ambiance.

---

## Risque de boilover au voisinage de la centrale de Gravelines

---

Dans le cadre de la révision des études de dangers des établissements SEVESO, les Appontements Pétroliers des Flandres, filiale du groupe TOTAL, dont les installations sont voisines de la centrale nucléaire de Gravelines, ont actualisé leur étude de dangers en 2007. Cette étude prend en compte un phénomène qui n'avait pas été retenu jusqu'alors, le boilover. Ce phénomène éruptif se caractérise par la formation d'une boule de feu expulsée à grande hauteur. Il peut se produire à la suite d'un incendie de longue durée dans un réservoir de stockage d'hydrocarbure liquide. EDF a analysé l'impact de ces nouvelles données sur la sûreté de ses installations. L'étude d'EDF a montré que, pour un réservoir plein de pétrole brut, ce phénomène pourrait conduire à des défaillances de certains équipements importants pour la sûreté. A la demande de l'ASN et de la Direction générale de la prévention des risques, EDF et TOTAL ont recherché des actions permettant de réduire ce risque. La stratégie retenue comprenait deux étapes. Une étape provisoire correspondant aux phases de vidange du pétrole brut et une seconde étape consistant au remplissage des réservoirs en gazole. L'IRSN a fourni un appui technique à l'ASN sur ce dossier ; il a formulé des recommandations sur les dispositions retenues par EDF.



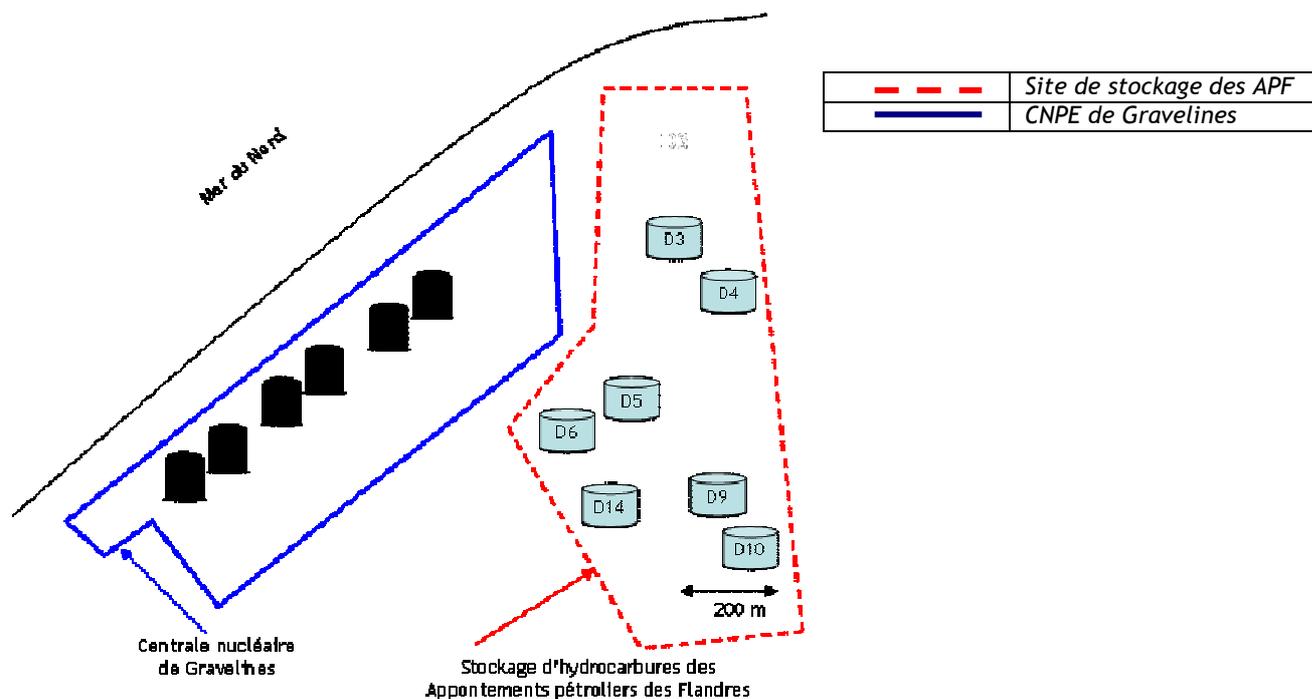


Figure 1 Implantation du site de stockage des APF par rapport à la centrale de Gravelines

### L'environnement industriel de la centrale nucléaire de Gravelines

Les six réacteurs de la centrale nucléaire de Gravelines ont été construits à proximité de la zone de stockage d'hydrocarbures des Appontements Pétroliers des Flandres (APF) (voir la figure 1). Les stockages de pétrole brut comportent 6 cuves de stockage de 90 000 m<sup>3</sup> et la cuve D14 d'une capacité de 110 000 m<sup>3</sup> ; chacune de ces cuves possède un bac de rétention et le niveau de liquide dans chaque cuve est surveillé en continu.

Dès 1982, la « directive SEVESO » a demandé aux entreprises d'identifier les risques associés à certaines activités industrielles. En raison de ses activités, le site des APF est classé établissement SEVESO « seuil haut » pour le risque d'incendie. Parmi les six réacteurs de la centrale de Gravelines, le bâtiment du réacteur n° 1 est le plus proche (700 mètres) de la zone de stockage.

Lors de l'examen de l'autorisation de création de la centrale de Gravelines à la fin des années 1970, le risque majeur d'agression externe identifié était un feu d'hydrocarbure qui se serait déversé dans les bacs de rétention des cuves. Les études réalisées avaient montré que les flux thermiques résultant d'un incendie de toutes les cuves de stockage pouvaient conduire à des températures élevées de certaines façades. La prise en compte de ce risque a conduit EDF à réaliser une butte de 20 mètres de hauteur séparant les deux sites. Cette butte est bordée de chaque côté par un fossé profond de 1 à 2 m. Outre son rôle de protection des bâtiments de la centrale contre les rayonnements thermiques en cas d'incendie d'une nappe d'hydrocarbure dans le dépôt, la butte a également pour fonction d'assurer une rétention du pétrole en cas de rupture d'un réservoir de stockage. En 2007, les APF ont actualisé leur étude de dangers en prenant en compte un phénomène non retenu jusqu'alors, le boilover.

La directive SEVESO distingue deux types d'établissements, selon la quantité totale de matières dangereuses sur site :

- les établissements Seveso « seuil haut »
- les établissements Seveso « seuil bas »

Les mesures de sécurité et les procédures prévues par la directive varient selon le type d'établissements (seuil haut ou seuil bas), afin de considérer une certaine proportionnalité.

## Le phénomène de boilover

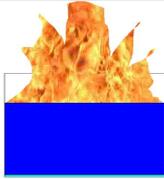
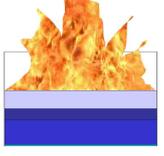
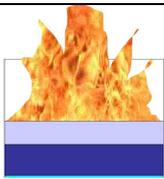
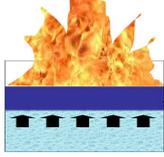
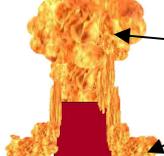
Le boilover est un phénomène éruptif caractérisé par la formation d'une boule de feu expulsée à grande hauteur à la suite d'un incendie de longue durée dans un réservoir de stockage d'hydrocarbure liquide dans lequel une faible quantité d'eau aurait décanté. Le boilover ne peut pas se produire avec tous les hydrocarbures liquides. On distingue le boilover « classique » spécifique aux hydrocarbures particulièrement visqueux, comme le fioul lourd ou le pétrole brut par exemple, et le boilover à « couche mince ». Par la suite le boilover « classique » sera nommé de façon plus simple boilover. Lorsqu'un feu se déclare dans un réservoir de stockage de pétrole

Comme le boilover « classique », le **boilover « en couche mince »** est un phénomène éruptif qui se caractérise par la formation d'une boule de feu à la suite d'un incendie dans un réservoir de stockage d'hydrocarbure liquide. Cependant, le boilover « en couche mince » ne concerne pas les mêmes produits que le boilover « classique » ; il est spécifique aux hydrocarbures peu visqueux, comme le fioul domestique, le gazole ou le Jet-A1 par exemple (l'essence n'est pas suffisamment visqueuse pour pouvoir conduire au boilover « en couche mince » ni boil-over « classique »). La quantité de produit participant à la boule de feu d'un boilover « en couche mince » est beaucoup plus faible que celle participant à la boule de feu d'un boilover « classique » ; l'intensité des effets d'un boilover « en couche mince » est donc beaucoup plus faible que celle d'un boilover « classique ».

brut, au début de l'incendie, le produit occupe tout le volume du réservoir avec une composition quasi homogène. En raison du rayonnement des flammes sur la surface du liquide, ce dernier subit une distillation qui conduit à la séparation des coupes légères et des coupes lourdes. Ces dernières descendent progressivement vers le fond du réservoir sous l'effet de la pesanteur et

forment une onde de chaleur. Ce phénomène perdure jusqu'à ce que les coupes les plus lourdes atteignent le volume d'eau résiduel situé au fond du réservoir. Le contact entre l'onde de chaleur et l'eau provoque l'évaporation brutale de cette dernière. Cette vaporisation conduit à une augmentation importante et très rapide de volume et joue le rôle d'un piston rejetant à l'extérieur du réservoir, le liquide inflammable restant. Une partie du liquide déborde du réservoir et une autre est expulsée, formant une boule de feu dont la durée de vie est de l'ordre de la minute et dont le rayonnement thermique peut affecter les installations de la centrale les plus proches.

La cinétique d'apparition de ce phénomène est lente ; le boilover apparaît plusieurs heures après le début de l'incendie dans le réservoir.

Déroulement d'un phénomène de boilover		
Étape 1 : feu de bac		Produit pur
Étape 2 : distillation		Coupe légère Coupe lourde Produit pur
Étape 3 : descente des coupes lourdes		Coupe légère Coupe lourde
Étape 4 : vaporisation de la couche d'eau		Coupe lourde Vaporisation de l'eau
Étape 5 : mise en suspension du liquide		Boule de feu Débordement par moussage

### Les conséquences d'un boilover sur la sûreté de la centrale nucléaire de Gravelines

Les études menées par EDF montrent que, si un phénomène de boilover survenait dans une cuve de pétrole brut pleine, certains systèmes importants pour la sûreté des réacteurs, tels les alimentations électriques externes, la station de pompage et les systèmes de ventilation, pourraient être atteints par le rayonnement thermique. Les calculs d'EDF ont montré qu'un délai minimum de 60 heures s'écoulerait après le début de l'incendie, avant apparition d'un boilover lorsque les cuves sont initialement pleines. Par ailleurs, plus la quantité de pétrole stockée dans le réservoir est importante, plus le rayonnement thermique reçu par les bâtiments de la centrale sera importante en cas de boilover.

### Les actions menées par EDF et par TOTAL

Au vu de ces éléments et après échanges entre EDF, TOTAL et les autorités compétentes, la société TOTAL a annoncé en 2011 un projet de modification du dépôt des APF. Cette modification consiste à remplacer le pétrole brut des réservoirs de stockage par du gazole, hydrocarbure moins visqueux pour lequel un phénomène de boilover « classique » ne peut pas se produire. Seul un phénomène de type boilover en couche mince pourrait se produire.

Toutefois, dans l'attente de cette reconversion du site, prévue pour 2013, les réservoirs des APF sont vidangés jusqu'à leur niveau minimum technique de vidange depuis la fin de l'année 2011.

Pendant les opérations de reconversion du site des APF, les deux réservoirs les plus éloignés des réacteurs de la centrale pourront, selon les APF, rester transitoirement remplis à un niveau supérieur à ce minimum technique afin de permettre la vidange complète et le nettoyage des autres réservoirs. EDF s'est assuré que l'intensité d'un boilover qui se produirait avec un remplissage des réservoirs à leur minimum technique ou pendant les transferts liés à une vidange ne conduirait pas à la défaillance d'équipements importants pour la sûreté de la centrale nucléaire.

De plus, en cas de détection d'un incendie dans un réservoir, EDF pourrait évacuer ou mettre à l'abri l'ensemble du personnel présent sur son site dans un délai maximum de deux heures. Le personnel resterait alors à l'abri tant que subsisterait le risque d'un phénomène dangereux.

L'analyse de l'IRSN a confirmé qu'un boilover survenant dans un réservoir rempli de pétrole brut à son niveau minimum technique (ou à un niveau supérieur pour les deux réservoirs les plus éloignés) ne conduirait pas à la défaillance d'équipements importants pour la sûreté.

# Définitions et abréviations

1300 MWe : Réacteur nucléaire français de 1300 MWe

900 MWe : Réacteur nucléaire français de 900 MWe

ASN : Autorité de sûreté nucléaire

ANDRA : Agence Nationale pour la gestion des Déchets RadioActifs

BAN : Bâtiment des auxiliaires nucléaires

Becquerel : (Bq) Unité de mesure, légale et internationale, utilisée pour la radioactivité. Un Becquerel correspond à une désintégration par seconde.

Bore : Le bore est un élément chimique de symbole B, son numéro atomique est 5. Il a la propriété d'absorber les neutrons et est utilisé de ce fait pour la maîtrise de la réaction en chaîne.

ASG : Système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur. Ce système a pour rôle l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (GV) chaque fois qu'elle est impossible à réaliser par le poste d'eau. C'est un circuit de sauvegarde qui, lors d'accidents ou d'incidents entraînant l'indisponibilité de l'alimentation normale des GV, assure l'alimentation en eau de ceux-ci, permettant ainsi l'évacuation de la puissance résiduelle.

DVH : Système de ventilation du local des pompes d'injection de sécurité à haute pression

DVN : Système de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires

EAS : Système (de sauvegarde) d'aspersion dans le bâtiment abritant le réacteur

[INES](#) : International Nuclear Event Scale, échelle internationale des événements nucléaires donnant une appréciation de la gravité d'un événement nucléaire

MWe : Le mégawatt électrique est l'unité de la puissance fournie au réseau électrique par une centrale nucléaire

RCV : Système de contrôle chimique et volumétrique du circuit primaire

Réaction en chaîne : Dans le domaine du nucléaire, une réaction en chaîne se produit lorsqu'un neutron cause la fission d'un atome fissile, produisant plusieurs neutrons qui à leur tour produisent d'autres fissions

REP : Réacteur à eau sous pression

Réservoir PTR : Réservoir d'eau borée de grande capacité qui alimente les circuits d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion dans l'enceinte (EAS)

RIS : Système d'injection de sécurité d'eau borée dans le cœur

RRI : Système de réfrigération intermédiaire

Salle des machines : Bâtiment abritant le turbo-alternateur qui produit l'électricité

Sievert : Unité légale de dose efficace qui permet de rendre compte de l'effet biologique produit par une dose absorbée donnée sur un organisme vivant. L'équivalent de dose n'est pas une quantité physique mesurable ; elle est obtenue par calcul. Elle dépend de l'énergie transmise aux tissus, du type de rayonnement et du tissu atteint

SEC : Système d'alimentation en eau brute secouru (assure le refroidissement de l'eau du système RRI)

Taux de combustion : Rapport exprimant le nombre de noyaux fissiles ayant connu une fission sur le nombre initial de ces noyaux

TEG : Système de traitement des effluents gazeux qui recueille les effluents gazeux du circuit primaire résultant de l'exploitation du réacteur

VD3 : 3ème visite décennale d'un réacteur nucléaire

Crédit photo/images

EDF : Pages 35, 37, 42, 43, 44, 51, 59, 72(photo), 73, 75,

IRSN : Pages 6, 8, 9, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 18, 19, 21, 23, 27, 28, 33, 34, 36, 38, 39, 45, 46, 57, 60, 66, 67, 68, 72(croquis), 77, 78, 79.