



4

**ÉVOLUTIONS
SIGNIFICATIVES**



4 ÉVOLUTIONS SIGNIFICATIVES



© Générale BAUMONT/IRSN

Centrale nucléaire de Gravelines.

Les réacteurs nucléaires français font l'objet de modifications ou d'évolutions tout au long de leur exploitation avec notamment un objectif d'amélioration continue de leur niveau de sûreté. Des avancées dans l'état des connaissances scientifiques et techniques, des faiblesses détectées ou des leçons tirées du retour d'expérience, un environnement ou une réglementation qui change, des impératifs économiques..., autant de facteurs à prendre en compte et qui vont faire évoluer une centrale ou les dispositions pour l'exploiter.

Certaines modifications ou évolutions peuvent nécessiter plusieurs années d'études avant leur définition précise et leur mise en place.

Les réexamens de sûreté, réalisés périodiquement tous les 10 ans, sont un des cadres privilégiés pour promouvoir et mettre en œuvre ces évolutions.

Des études à leurs mises en place, les évolutions ou modifications les plus importantes nécessitent plusieurs années, durant lesquelles l'IRSN analyse les dossiers associés aux différentes étapes de leurs mises en œuvre.

+ SURVEILLANCE DES ENCEINTES DE CONFINEMENT DES RÉACTEURS DE 1300 MWE ET DE 1450 MWE

Le confinement des substances radioactives est l'une des fonctions de sûreté des réacteurs nucléaires. L'enceinte de confinement d'un réacteur à eau sous pression constitue une "barrière" visant à limiter le rejet de substances radioactives dans l'environnement à partir du cœur du réacteur. L'étanchéité des enceintes de confinement et le suivi de leur vieillissement sont donc essentiels. Tous les dix ans, EDF réalise un essai pour contrôler l'étanchéité de chaque enceinte et évaluer son comportement mécanique. Le bilan d'EDF de ces actions de surveillance a été examiné par l'IRSN dans le cadre du réexamen de sûreté des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe, associé à leurs visites décennales.

Les enceintes de confinement

Afin de réduire à des valeurs acceptables les rejets radioactifs dans l'environnement, y compris en situation accidentelle, des "barrières" physiques sont interposées entre les substances radioactives d'une part, les personnes du public et l'environnement d'autre part. Les gaines du combustible et l'enveloppe du circuit primaire constituent deux "barrières" physiques. **L'enceinte de confinement** des réacteurs électronucléaires à eau sous pression constitue une autre "barrière". Elle doit résister à des agressions, telles que les séismes, et à des élévations significatives de la pression et de la température internes associées à des situations accidentelles. La maîtrise de l'étanchéité de l'enceinte interne (voir ci-dessous) est essentielle pour qu'elle assure sa fonction de confinement. La conception des enceintes de confinement diffère selon les types de réacteurs : les réacteurs de 900 MWe sont équipés d'une enceinte en **béton précontraint** dont le parement interne est totalement recouvert d'une peau d'étanchéité métallique. Les **enceintes des réacteurs** de 1300 MWe ou de 1450 MWe sont constituées d'une double paroi : une paroi externe en

La précontrainte

Le béton résiste bien à une compression, mais peu à une traction. Pour écarter le risque de fissuration, il faut donc qu'il reste suffisamment comprimé de façon permanente, notamment dans les zones où se développent des efforts de traction. La compression appliquée volontairement au béton est appelée "précontrainte". Pour les enceintes des réacteurs électronucléaires, cette précontrainte est obtenue à l'aide de câbles en acier, noyés dans le béton.



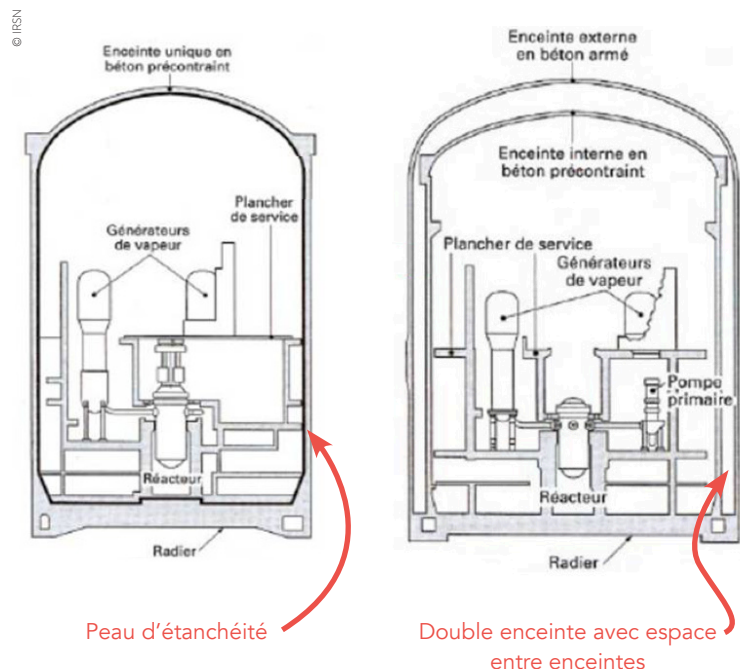
Pose de câbles de précontrainte.

béton armé constituant "l'enceinte externe" et une paroi interne en béton précontraint constituant "l'enceinte interne" (figure 4.1).

La maintenance des enceintes est fondée sur une surveillance périodique programmée visant à garantir la pérennité des ouvrages. Cette surveillance s'exerce pendant le fonctionnement du réacteur, lors des arrêts pour rechargement du cœur et lors des visites décennales. Ce qui suit présente la surveillance des enceintes à double paroi des réacteurs de 1300 et 1450 MWe, effectuée dans le cadre des visites décennales, lors des épreuves d'étanchéité et de résistance.

Enceinte à simple paroi (réacteurs de 900 MWe)

Enceinte à double paroi (réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe)



L'espace entre enceintes est maintenu en dépression par rapport à l'extérieur

Fig. 4.1 / Les enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe.

Critères de taux de fuite

Le décret d'autorisation de création de chaque réacteur de 1300 MWe ou de 1450 MWe stipule que "l'enceinte interne sera en particulier conçue pour supporter sans perte d'intégrité les sollicitations résultant d'un accident consistant en la rupture circonferentielle complète et soudaine d'une tuyauterie du circuit primaire avec séparation totale des extrémités. Dans les conditions de cet accident, le taux de fuite maximal de cette enceinte sera inférieur à 1,5 % par jour de la masse de gaz contenue dans cette enceinte".

Afin de contrôler son taux de fuite, chaque enceinte interne est soumise, tous les dix ans, à un essai qui permet de contrôler son étanchéité et sa résistance à la pression. L'enceinte est "gonflée" pendant trois jours par de l'air à sa **pression de dimensionnement** (~ cinq fois la pression atmosphérique) grâce à une dizaine de compresseurs. Cet essai permet de quantifier le taux de fuite en air, c'est-à-dire la quantité d'air qui s'échappe de l'enceinte. Cette quantification est effectuée en calculant, pour différentes valeurs de pression, l'évolution de la masse d'air sec contenue dans l'enceinte. Cette masse d'air sec est calculée à l'aide de l'équation des gaz parfaits.

La pression de dimensionnement est la pression prise en compte pour concevoir la paroi interne en béton précontraint. Elle est supérieure à la pression maximale de l'accident de référence qui correspond à une rupture du circuit primaire (voir l'article "Pression d'épreuve des enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe" dans » le Rapport public IRSN 2010, page 87*).

(*) http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/Documents/surete/IRSN_rapport_surete_du_parc_2010.pdf.

Le critère de taux de fuite lors des essais d'étanchéité tient compte d'une provision pour vieillissement afin que l'enceinte de confinement respecte en permanence la limite réglementaire de 1,5 % par jour dans les conditions d'accident retenues pendant les dix ans suivant l'essai. Cette provision pour vieillissement permet de tenir compte des effets du vieillissement de la paroi de l'enceinte interne sur son étanchéité.

Bilan de l'étanchéité des enceintes internes

Pour chaque réacteur, l'exploitant réalise un essai d'étanchéité de l'enceinte interne dès la fin de sa construction, puis avant le premier rechargement de combustible, soit environ trois ans plus tard. Les essais d'étanchéité sont ensuite réalisés lors des visites décennales.

Dès les premiers essais des enceintes à double paroi, EDF a mis en évidence la nécessité d'améliorer l'étanchéité de certaines zones à l'intrados des enceintes internes : un revêtement en matériau composite (tissu de fibre de verre imprégné d'une résine époxydique) y a été appliqué. Malgré ces revêtements, certaines enceintes, qualifiées de "sensibles", ont continué de présenter un taux de fuite relativement élevé. Les travaux de revêtement ont donc été poursuivis et ont permis d'obtenir une situation satisfaisante. En effet, à ce jour, le deuxième essai d'étanchéité décennal (VD2) a

été réalisé pour 18 enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe, dont les enceintes "sensibles" ; ces 18 enceintes respectent toutes le critère de taux de fuite, certaines présentant même une amélioration de leur étanchéité depuis leur dernier essai décennal (VD1).

Bilan du comportement mécanique des enceintes internes

Les essais menés permettent également de contrôler le bon comportement mécanique des enceintes internes, notamment la réversibilité des déformations. A cette fin, les enceintes internes sont équipées d'un dispositif de mesure constitué de capteurs (extensomètres et thermocouples) noyés dans la paroi et d'instruments (pendules et fils invar) placés en applique sur leur parement externe. Ce dispositif permet de mesurer les déformations et les déplacements de l'enceinte pendant les essais d'étanchéité, mais aussi durant toute la vie de l'ouvrage. La mesure des déformations différées⁵ permet de suivre les phénomènes de retrait⁶ et de fluage⁷ du béton, ainsi que, de manière indirecte, la perte de tension des câbles de précontrainte.

L'IRSN a extrapolé les déformations mesurées depuis la construction des enceintes internes. L'extrapolation de ces mesures permet d'évaluer les déformations différées des enceintes internes à 60 ans. Certaines de ces enceintes présentent des déformations mesurées plus élevées et des déformations attendues plus importantes. Toutefois, selon les premières estimations de l'IRSN, les déformations entre 30 ans et 60 ans seraient faibles comparativement aux déformations déjà atteintes ou prévisibles à 30 ans. EDF s'est engagé à présenter sa propre appréciation des déformations différées du béton des enceintes internes.

Au vu des déformations différées, mesurées ou extrapolées, et de la réversibilité des déformations lors des essais décennaux, l'IRSN estime que les enceintes des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe sont robustes et aptes à remplir leur fonction de confinement.

Les pathologies du béton

Le diagnostic de l'état physique des enceintes de confinement constitue un volet important de l'analyse de sûreté des réacteurs. L'état physique de ces enceintes est vérifié par EDF dans le cadre d'une surveillance périodique programmée. Certaines pathologies, de par leur caractère néfaste pour les ouvrages, font l'objet d'un suivi particulier. De son côté, l'IRSN a engagé des actions de recherche⁸ sur la cinétique de dégradation des bétons susceptibles de développer

(5) Déformations différées : déformations mesurées depuis la fin de la construction de l'enceinte.

(6) Retrait : Diminution de volume d'un matériau ou d'un sol, due à sa dessiccation.

(7) Fluage : Augmentation irréversible de la déformation initiale instantanée d'un matériau sous une sollicitation constante de longue durée.

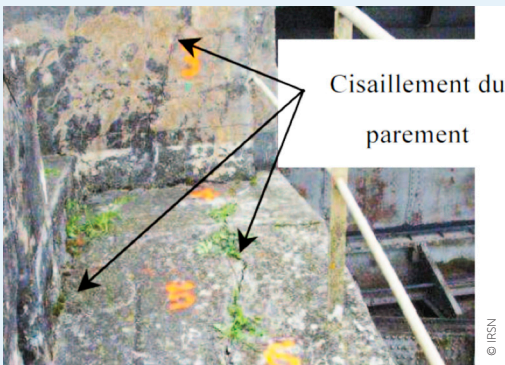
(8) Nuclear Engineering and Design – ISSN 0029-5493 – Volume 266 – January 2014 – "Coupling between mechanical and transfer properties and expansion due to delayed ettringite formation in a concrete of a nuclear power plant".

des pathologies de gonflement de type "alcali réaction" ou "réaction sulfatique interne".

Ces actions ont d'ores et déjà montré que la présence d'eau favorise beaucoup l'apparition de ces pathologies qui se manifestent par des fissures à la surface des ouvrages et une perte de résistance. L'IRSN a donc recommandé qu'EDF analyse le risque d'infiltration d'eaux de pluie dans les radiers et les enceintes internes des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe et présente, le cas échéant, des dispositions pour limiter ces risques.

L'"alcali réaction"

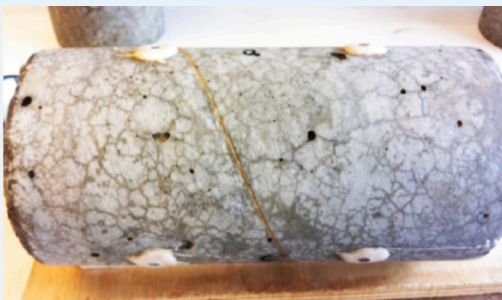
L'alcali réaction désigne l'ensemble des phénomènes chimiques intervenant entre le ciment et les granulats réactifs du béton après sa prise. Cette réaction conduit à un gonflement du béton de la structure par formation de gels silico-alcalins.



Fissuration due à l'alcali réaction.

La "réaction sulfatique interne"

La réaction sulfatique interne est une réaction chimique provoquant la formation de cristaux d'ettringite au cœur du béton. L'ettringite est un sel qui se forme au cours de la prise du ciment ou à plus long terme en présence du sulfate de calcium présent dans le ciment et de la pyrite oxydée contenue dans les granulats. Au microscope, ces cristaux se présentent sous forme de fines baguettes hexagonales enchevêtrées ou en oursins. Ces cristaux sont susceptibles de provoquer un gonflement du béton, qui peut se traduire par des fissures apparentes à la surface des ouvrages. Les pièces massives sont particulièrement sujettes à cette pathologie.



Fissuration due à la réaction sulfatique interne.

Conclusion

Les revêtements mis en place sur les enceintes internes des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe pour améliorer leur étanchéité ont permis d'obtenir de bons résultats lors des derniers essais décennaux d'étanchéité.

L'IRSN considère dès lors que les enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe sont actuellement dans un état satisfaisant. Toutefois, à la suite de l'analyse de l'IRSN et en complément de ses programmes de suivi et des travaux de revêtement, EDF s'est engagé à :

- › présenter sa propre analyse des déformations différées du béton des enceintes internes ;
- › poursuivre le développement de nouvelles techniques opérationnelles d'amélioration de l'étanchéité des enceintes, qui pourraient être mises en œuvre, en complément de celles déjà existantes, à l'occasion des prochaines visites décennales ;
- › réaliser, lorsqu'une pathologie de gonflement du béton est avérée, une analyse détaillée de l'environnement de l'ouvrage concerné afin de montrer que la dégradation reste limitée.

Enfin, EDF va mettre en œuvre un important programme d'essais visant à quantifier les fuites dans des situations au-delà de la pression de dimensionnement, à l'aide d'une maquette représentative des enceintes internes des réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe du parc électronucléaire d'EDF.



Fig. 4.2 / Une enceinte de confinement vue de l'extérieur.

+ PRISE EN COMPTE DES AGRESSIONS À L'OCCASION DU RÉEXAMEN DE SÛRETÉ ASSOCIÉ AUX TROISIÈMES VISITES DÉCENNALES DES RÉACTEURS DE 1300 MWE

Les risques liés aux agressions ont été examinés dès la conception des centrales nucléaires. Cependant, compte tenu des évolutions des connaissances, dont certaines associées au retour d'expérience, la liste des agressions et leurs niveaux sont notamment réévalués à l'occasion des réexamens de sûreté décennaux.

Sont décrites ci-après les avancées notables qui ont été introduites à l'occasion du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe, en particulier la prise en compte d'agressions non considérées jusqu'alors.

Agressions "internes" et agressions "externes"

Plusieurs types d'agressions pourraient venir endommager des équipements et affecter la sûreté des centrales nucléaires. Selon leur origine, on distingue :

- › les agressions "internes" : la source de l'agression se trouve alors à l'intérieur de l'installation ; il s'agit par exemple d'un incendie qui se déclare dans un local, d'une inondation résultant de la rupture d'un réservoir ;
- › les agressions "externes" d'origine naturelle : c'est le cas de températures très élevées (canicule), de vents très forts... ;
- › les agressions "externes" associées à des activités extérieures aux installations, comme une explosion accidentelle à proximité d'une installation.

Les équipements participant aux fonctions de sûreté doivent rester opérationnels lorsque survient une agression. À cette fin, ils sont :

- › soit protégés par des dispositions qui empêchent l'agression de les affecter ;

- › soit conçus pour rester opérationnels même s'ils sont soumis à l'agression.

Dans la démonstration de sûreté, l'analyse des risques liés aux agressions comprend deux phases : la détermination des caractéristiques des agressions susceptibles de se produire sur chaque site, puis la vérification que les dispositions existantes sont suffisantes pour limiter leurs conséquences à des valeurs acceptables ; le cas échéant, de nouvelles dispositions sont définies et mises en œuvre.

Compte tenu des évolutions des connaissances, dont certaines associées au retour d'expérience, la liste des agressions et leurs niveaux (comme les vitesses maximales pour les vents) sont revus à l'occasion du réexamen de sûreté associé aux visites décennales. Bien entendu, lors de la survenue d'événements notables (tempête de 1999 sur la France, canicule de 2003 en France, catastrophe de Fukushima en 2011), les risques associés sont réexaminés sans attendre le **réexamen de sûreté décennal** suivant (cf. les pages 56, 64 et 67 du » rapport public REP 2012).

(*) http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/surete/Pages/surete-radioprotection-parc-electronucleaire-2012.aspx

En quoi consiste un réexamen de sûreté décennal ?

Le code de l'environnement (article L593-18) impose aux exploitants français de réaliser, tous les dix ans, un réexamen de la sûreté de leur(s) installation(s). Pour les réacteurs électronucléaires, ce réexamen associé à la "visite décennale (VD)" comporte plusieurs volets :

- › un examen de conformité de l'état de l'installation au référentiel de sûreté et à la réglementation en vigueur,
- › une réévaluation de sûreté dont l'objectif est de rapprocher, autant que faire se peut, le niveau de sûreté des réacteurs les plus anciens de celui des réacteurs les plus récents,
- › le déploiement des améliorations résultant de la réévaluation de sûreté.

A l'issue du réexamen de sûreté associé à la visite décennale effectuée sur chaque réacteur, l'exploitant transmet à l'ASN un rapport de conclusions de réexamen du réacteur.

Lors du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe, appelées "VD3-1300", EDF a réévalué les risques induits par les agressions présentées dans le tableau ci-après.

De plus, pour les cas d'agression ou de cumul d'agressions d'origine naturelle qui affecteraient simultanément l'ensemble des réacteurs d'un site, EDF a examiné

Agressions internes

- › Explosions internes
- › Inondations internes (rupture de réservoirs ou de tuyauteries à l'intérieur de l'installation)
- › Incendies internes

Agressions externes

d'origine naturelle

- › Tornades
- › Projectiles générés par le vent
- › Faible niveau d'eau au droit de la station de pompage
- › Frasil
- › Inondations externes
- › Grands chauds (dont canicule)
- › Séismes

d'origine humaine

- › Agressions dues à l'environnement industriel
- › Agressions dues aux voies de communication
- › Chutes d'avions
- › Dérides d'une nappe d'hydrocarbure

- › Les centrales nucléaires sont reliées au réseau de transport d'électricité par deux lignes. Lorsque ces deux lignes ne sont plus fonctionnelles, on dit que la centrale subit une perte des alimentations électriques externes. Dans ce cas, les équipements nécessaires à la sûreté de l'installation sont alors alimentés au moyen de deux groupes électrogènes.
- › Les centrales ont également besoin d'une source d'eau (dite "source froide") pour le refroidissement du réacteur ; il s'agit soit d'un cours d'eau, soit de la mer, soit de bassins. On parle de perte totale de la source froide quand cette source d'eau est rendue indisponible.

la capacité des centrales à gérer les situations induites de **perte totale de la source froide** ou de **perte des alimentations électriques externes**, ainsi que le cumul de ces deux situations. La gestion de ces situations repose principalement sur des moyens matériels (pompes, groupes électrogènes...) ainsi que sur la disponibilité de réserves sur les sites (eau disponible pour le refroidissement des circuits, fioul des groupes électrogènes...). D'une manière générale, l'IRSN a estimé que les évolutions proposées par EDF pour maîtriser les conséquences de telles situations constituent des avancées en termes de sûreté. Toutefois, des compléments doivent encore être transmis par EDF, notamment sur la prise en compte de certaines agressions non considérées jusqu'à présent comme susceptibles de provoquer une perte totale de la source froide ou une perte des alimentations électriques externes.

Les dossiers d'EDF relatifs aux agressions s'inscrivent pour la plupart dans la continuité de ceux présentés dans le cadre des réexamens de sûreté réalisés récemment pour des réacteurs de puissance différente. Toutefois, le réexamen de sûreté associé aux VD3-1300 a été marqué par l'examen, pour la première fois, des démarches retenues par EDF à l'égard du frasil, des projectiles générés par le vent, des tornades, des dérivés de nappes d'hydrocarbures, ainsi que du nouveau "référentiel explosions". Trois de ces sujets sont détaillés ci-après.

Le frasil (figure 4.3)

Le frasil, agression externe climatique d'origine naturelle, correspond à la formation de cristaux de glace dans l'eau, qui survient dans des conditions météorologiques particulières (température de l'eau inférieure à son point de fusion...). Ces cristaux de glace peuvent adhérer (on parle alors de frasil actif) à tout élément présent dans l'eau (végétaux, grilles, filtres...) ou constituer des plaques de glace qui recouvrent tout ou partie de la surface de l'eau (frasil passif). Le frasil peut ainsi bloquer, par colmatage, la prise d'eau d'une centrale nucléaire, nécessaire au refroidissement des réacteurs, et entraîner en conséquence une perte de la source froide.

A l'occasion du réexamen de sûreté associé aux VD3-1300, EDF a analysé la capacité des centrales de 1300 MWe à faire face au phénomène de frasil. Il a évalué

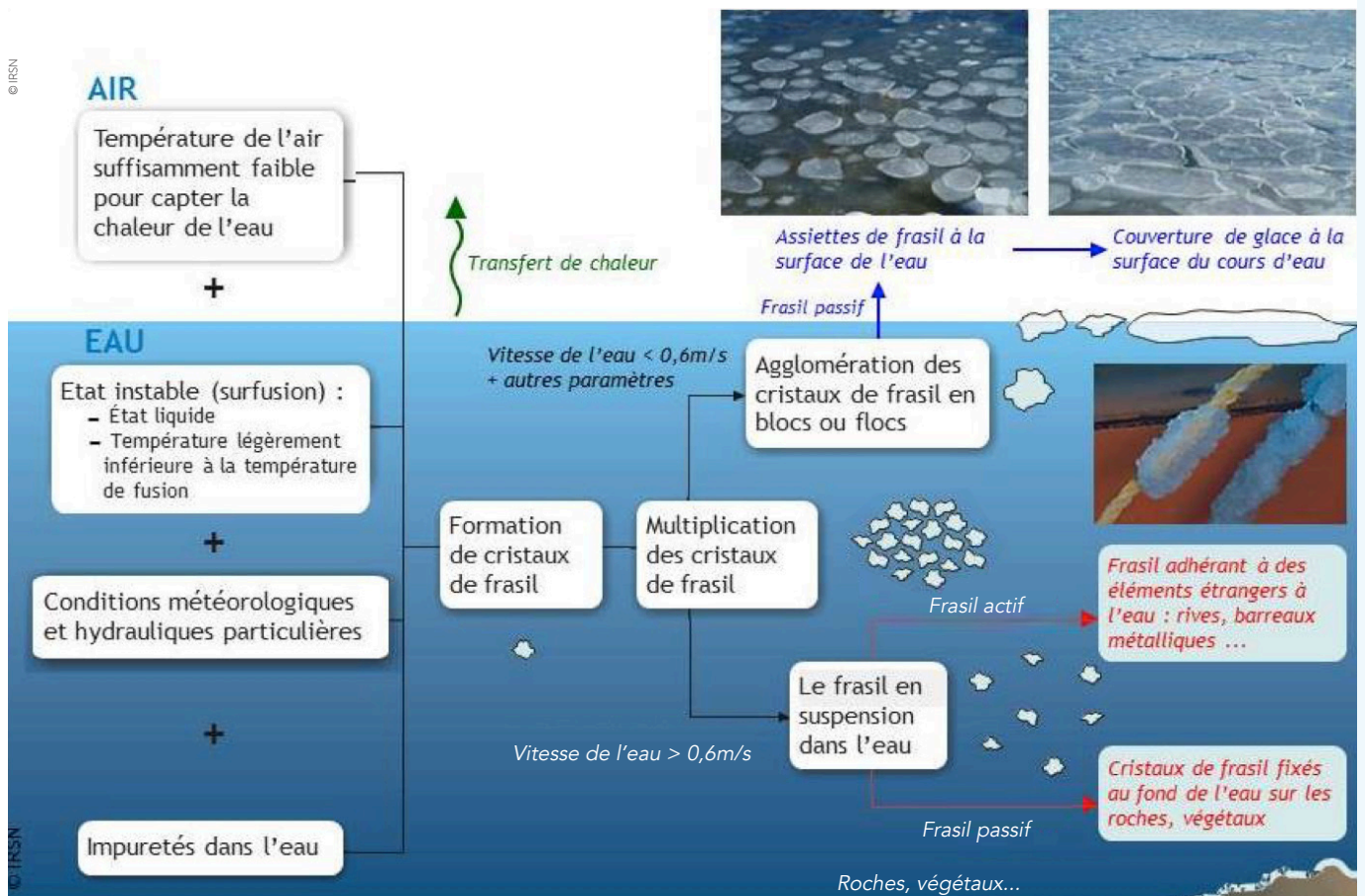


Fig. 4.3 / Formation et évolution du frasil dans un cours d'eau.

les dispositions qui existent dans les centrales, qui reposent sur certains matériels (circulation d'eau chaude à l'entrée de la station de pompage) et sur des dispositions organisationnelles (alerte permettant la mise en place de protections avant la survenue du phénomène). EDF a estimé que les sites en bord de mer ne sont pas concernés par le phénomène de frasil. L'IRSN a considéré, compte tenu des risques de perte de la source froide, qu'EDF devait poursuivre des investigations historiques et statistiques avant de conclure à l'absence de formation de frasil pour ces sites. Pour les sites en bord de rivière susceptibles d'être atteints par du frasil, les dispositions de protection existantes ou prévues par EDF dans le cadre du réexamen de sûreté concourent de façon générale à la sûreté des centrales. Toutefois, l'IRSN estime important que les dispositions prévues soient opérationnelles bien avant que la température de l'eau n'atteigne son point de fusion. Ceci impose notamment d'améliorer les moyens de surveillance afin de garantir une détection suffisamment précoce du phénomène et permettre la mise en œuvre à temps des dispositions prévues pour éviter la prise en glace de la prise d'eau. De plus, pour les sites pour lesquels EDF ne prévoit pas de mettre en place une circulation d'eau chaude, l'IRSN a indiqué que les dispositions prévues n'étaient pas suffisantes et qu'EDF devait donc définir des dispositions de protection complémentaires (pour en savoir plus sur le frasil, [cliquez ici*](#)).

(*) <http://www.irsn.fr/FR/expertise/avis/avis-reacteurs/Pages/Avis-IRSN-2013-00252-EDF.aspx>

effets associés aux projectiles générés par des vents "forts" n'ont pas été examinés. Or, les équipements importants pour la sûreté du réacteur situés à l'extérieur des bâtiments peuvent subir des endommagements du fait de ces **projectiles**. EDF a proposé une méthode pour en tenir compte et a déployé des dispositifs adaptés pour protéger les équipements identifiés comme sensibles aux effets des projectiles. L'IRSN estime que l'utilisation de cette méthode constitue une avancée notable ; toutefois, la caractérisation des vitesses des vents forts (fonction de la localisation géographique du site, d'éventuels "effets couloir" liés à la présence de bâtiments, de la hauteur par rapport au sol...) mérite des études complémentaires. De même, l'IRSN a estimé nécessaire qu'EDF poursuive des études relatives à la sélection des projectiles susceptibles d'endommager les équipements importants pour la sûreté du réacteur (en étudiant notamment les effets de petits projectiles), ainsi que des études relatives à la résistance de ces équipements aux projectiles générés par les vents "forts". Par contre, lors de la conception des centrales nucléaires en exploitation, **les tornades** n'avaient pas été considérées comme une source plausible d'agression à retenir. Après l'observation de tornades d'intensités

Une tornade est un phénomène violent très localisé. En plus d'effets similaires aux vents violents, les tornades provoquent une dépression qui entraîne des effets de succion. Son intensité est évaluée à l'aide de l'échelle Fujita servant à classer, a posteriori, la tornade en fonction des dégâts qu'elle a occasionnés.

Projectiles générés par les vents et tornades (figure 4.4)

Lors de la conception des centrales nucléaires en exploitation, les effets de pression des **vents "forts"** ont été pris en compte pour le dimensionnement des bâtiments selon les normes en vigueur. En revanche, les

élevées en France, l'IRSN a estimé que ce phénomène devait être traité dans la démonstration de sûreté des centrales nucléaires françaises. EDF a récemment proposé une "tornade de référence" nationale et une méthode permettant de définir les dispositions appropriées pour s'en protéger. L'IRSN considère que

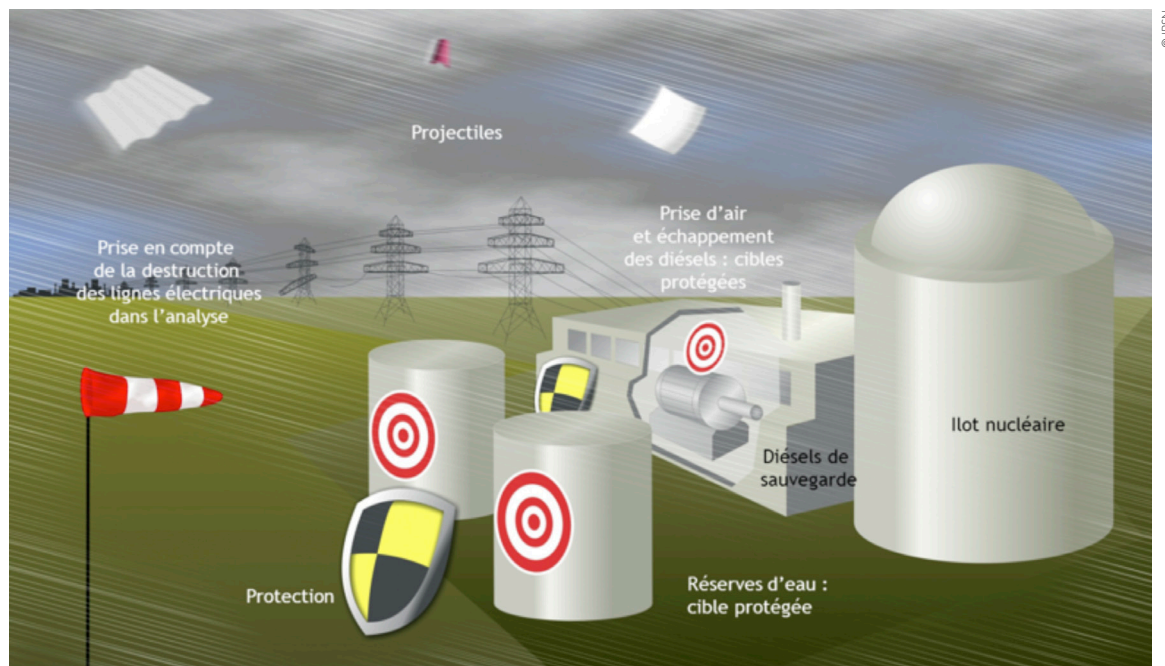


Fig. 4.4 / Vents forts et projectiles.

ces éléments permettent une avancée significative en matière de sûreté.

EDF doit maintenant évaluer, pour chaque centrale, les effets de la "tornade de référence" et définir, si besoin, les dispositions de protection adaptées.

Explosions internes au site et externes à l'îlot nucléaire

À l'occasion du réexamen de sûreté associé aux VD3-1300, EDF a appliqué son "référentiel des exigences de sûreté de protection contre le risque d'explosion interne aux CNPE hors palier EPR". Conformément à ce référentiel, EDF a réalisé des analyses de risques qui couvrent les risques d'explosion liés, d'une part aux tuyauteries d'hydrogène internes au site mais externes à l'îlot nucléaire, d'autre part au **procédé d'électro-chloration** des stations de pompage des sites de bord de mer.

L'électro-chloration de l'eau de mer est un procédé chimique qui permet d'éliminer le risque de prolifération des organismes et des micro-organismes qui y sont présents. Ce procédé prévient ainsi la formation de dépôts organiques dans les circuits de refroidissement ; il entraîne un dégagement d'hydrogène dû à la décomposition chimique de l'eau.

À l'issue de ces analyses, EDF a prévu de renforcer les tuyauteries d'hydrogène cheminant à l'extérieur de l'îlot nucléaire afin d'assurer leur tenue aux séismes majorés de sécurité et d'éviter leur agression par des **tuyauteries à haute énergie** proches, du fait de leur rupture. En conséquence, EDF a considéré que le risque de formation d'une atmosphère explosive peut

Une tuyauterie à haute énergie appartient à un circuit qui, dans les conditions normales de fonctionnement du réacteur, est maintenu :

› sous une pression supérieure à 20 bars effectifs

ou

› à une température supérieure à 100 °C.

être exclu dans les galeries techniques et les caniveaux ; pour sa part, l'IRSN a estimé nécessaire qu'EDF examine l'intérêt de disposer d'un système permettant de détecter au plus tôt les dégagements anormaux d'hydrogène à partir des tuyauteries et de limiter les conséquences de ces situations. Cette recommandation de l'IRSN a été reprise par l'ASN dans sa lettre de demandes auprès d'EDF.

Par ailleurs, l'IRSN a identifié d'autres scénarios d'explosion qu'EDF devra étudier ; il s'agit, par exemple, de l'explosion d'une nappe d'hydrogène, venant de l'alternateur ou d'une fuite sur un autre circuit, susceptible de se former sous le plafond de la salle des machines.

Pour ce qui concerne le procédé d'électro-chloration, l'IRSN a estimé nécessaire qu'EDF démontre l'absence de risque d'explosion d'hydrogène dans l'installation en cas de défaillances concomitantes du système de ventilation du procédé, prévu pour diluer l'hydrogène

dégagé, et du système d'arrêt automatique du procédé en cas d'agression par un incendie ou par la foudre. EDF prévoit également d'entreprendre de nombreuses modifications des parcs à gaz où sont stockés les gaz sous pression nécessaires aux besoins du réacteur, notamment l'hydrogène. Un réaménagement important de ces parcs sera réalisé afin d'augmenter leur résistance aux agressions externes, avec le renforcement des casemates, la mise en place de protections métalliques contre les projectiles, la mise en place de murets coupe-feu... L'IRSN souligne l'ampleur des modifications prévues par EDF ; toutefois la démonstration de l'absence de conséquences notables d'une explosion prenant naissance au niveau des parcs à gaz sur les bâtiments classés de sûreté du site doit encore être complétée, notamment pour ce qui concerne le comportement mécanique des structures des bâtiments soumis à ces explosions.

Pour en savoir plus sur l'explosion interne, » [cliquer ici](#).

(*) <http://www.irsn.fr/FR/expertise/avis/avis-reacteurs/Pages/Avis-IRSN-2013-00377-RS-VD3-risque-explosion-1300MWe.aspx>

Conclusion

D'une façon générale, des avancées importantes dans l'analyse des risques liés aux agressions ont été réalisées à l'occasion du réexamen associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe. Elles portent sur l'étude des phénomènes et l'évaluation des vulnérabilités des installations mais aussi sur la mise en place de dispositions de surveillance et de protection. Néanmoins, des compléments devront être fournis par EDF, en réponse aux questions soulevées par l'IRSN à l'issue de l'instruction qu'il a menée.

FATIGUE THERMIQUE DES ZONES DE MÉLANGE

En 1998, est survenue une fuite du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur n° 1 de la centrale de Civaux. Cette fuite provenait d'une fissuration due à un phénomène de fatigue thermique dans un coude en acier inoxydable. EDF a alors lancé un important programme d'expertises, d'études et de recherches afin de comprendre le phénomène à l'origine de l'incident. Au terme de ce programme mené sur plus de dix ans, l'IRSN a examiné les conclusions d'EDF et donné son analyse en 2013. D'une part, l'Institut a souligné que les études et recherches d'EDF ont permis d'approfondir la compréhension du phénomène, d'autre part, il a estimé que les durées de fonctionnement à fort écart de température des circuits sensibles à la fatigue thermique devaient être comptabilisées de manière précise, pour mettre en place des contrôles adaptés.

Les actions menées à la suite de l'incident de Civaux de 1998

Le 12 mai 1998, le réacteur n° 1 de la centrale de Civaux était en arrêt normal quand une fuite de 30 m³/heure du circuit de Refroidissement du Réacteur à l'Arrêt (RRA) est apparue ; ce circuit permet d'évacuer la puissance résiduelle du cœur du réacteur. Cette fuite importante a été provoquée par une fissuration traversante de 180 mm de longueur au niveau d'un coude situé immédiatement en aval d'un té de mélange assurant la liaison entre une tuyauterie (ou "ligne") dans laquelle circule l'eau chaude de contournement de l'échangeur et une tuyauterie dans laquelle circule de l'eau froide sortant de l'échangeur (figure 4.5). Dans la zone de

mélange, le fluide chaud était à une température maximale de 180 °C, alors que le fluide froid était à une température voisine de 20 °C.

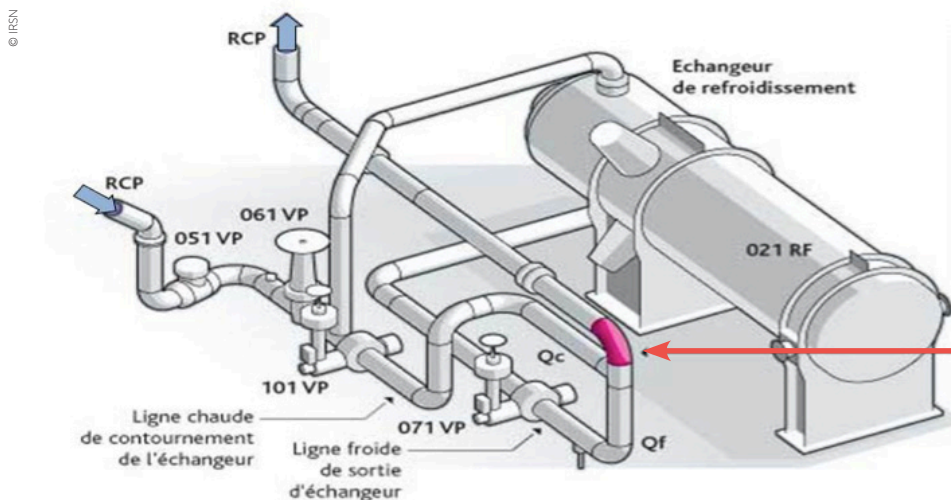
Des examens ont été menés sur les autres réacteurs de 1450 MWe (Civaux 2, Chooz B1 et B2) puis sur l'ensemble des réacteurs et ont été étendus à l'ensemble des zones de mélange des circuits RRA des réacteurs du parc. Ils ont mis en évidence que l'anomalie était générique : **les contrôles réalisés par ultrasons** ont montré que toutes les zones contrôlées présentaient

Le contrôle par ultrasons est une méthode de contrôle non destructif qui, au moyen d'ultrasons émis par un palpeur placé sur la surface du matériau à contrôler, permet de détecter la présence éventuelle de défauts situés à l'intérieur du matériau grâce aux échos renvoyés vers le palpeur.

des dégradations, ce qui a conduit EDF à remplacer en trois ans les zones concernées des circuits RRA de tous les réacteurs du parc.

Les expertises des circuits RRA déposés ont mis en évidence un phénomène de **fatigue thermique** non pris en compte à la conception. Ce phénomène se traduit par des fissurations, multiples et limitées en profon-

- › **Fatigue** : endommagement qui se produit par application et retrait répétés un très grand nombre de fois d'un effort, même inférieur à la limite d'élasticité du matériau, susceptibles d'entraîner des dégradations importantes, jusqu'à une rupture.
- › **Fatigue thermique** : fatigue ayant pour origine des variations répétées de température qui conduisent à des variations dimensionnelles ; si le matériau n'est pas libre de se dilater ou de se contracter, ces variations dimensionnelles produisent des contraintes cycliques génératrices de fatigue.



De diamètre 250 mm et d'épaisseur 9,3 mm, le coude était constitué de deux demi-coquilles soudées longitudinalement. L'ensemble était en acier inoxydable. La fissure traversante a été amorcée dans la surface interne du coude, au niveau de la soudure longitudinale à l'extrados des deux demi-coquilles.

Fig. 4.5 / Zone d'apparition de la fuite.

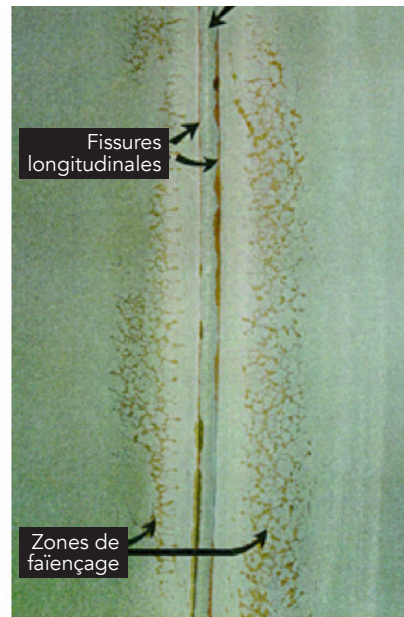
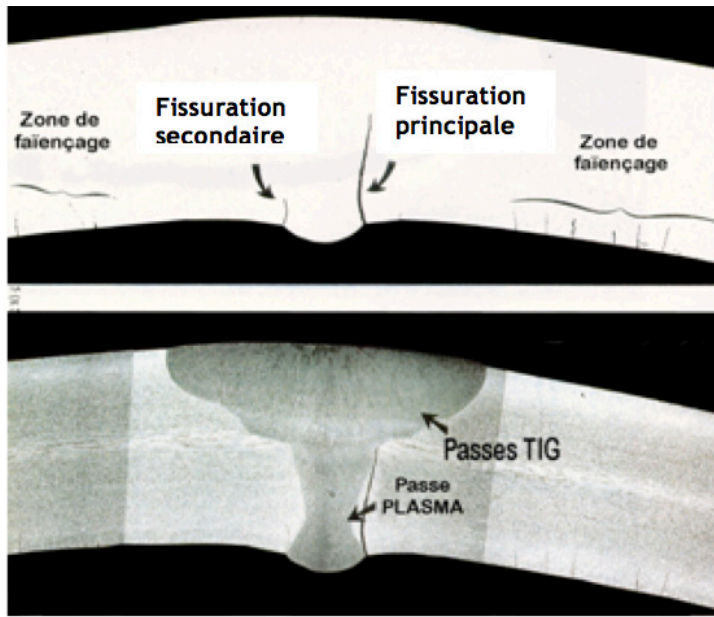


Fig. 4.6 / Coupe (ci-dessus) et vue interne (à droite) de la soudure à l'extrados du coude RRA fissuré du réacteur n° 1 de la centrale de Civaux.

deur, du faïençage (craquelures), ou des fissures isolées amorcées dans la racine d'un cordon de soudure (figure 4.6). Dès 2000 et suite à la recommandation de l'IRSN, EDF a mis en place une politique de contrôle des tronçons RRA remplacés avec une périodicité de 450 heures de fonctionnement à fort écart de température. Les 450 heures sont liées aux premières fissures qui avaient été observées sur les circuits RRA déposés du réacteur n° 2 de la centrale de Civaux.

Les premières analyses de l'exploitant n'ont pas permis d'expliquer complètement la localisation et l'ampleur des dégradations observées. De plus, la méthode traditionnelle d'analyse de la fatigue (mécanique) ne permettait ni de prévoir, ni d'expliquer les endommagements observés. Selon les bilans des nombreuses expertises réalisées depuis lors, la fatigue thermique dans les zones de mélange des circuits RRA est un phénomène dépendant de nombreux paramètres : les durées de fonctionnement à fort écart de température, la configuration thermohydraulique (vitesse et température du fluide), les états de surface et les contraintes mécaniques au sein des différents composants. Ce nombre important de paramètres rend la compréhension de ce type de fatigue particulièrement complexe.

- › dans un premier temps, les zones de mélange à risque ont été définies et recensées. Ainsi une zone en acier inoxydable est considérée "à risque" si la différence de température entre le fluide chaud et le fluide froid est supérieure à 80 °C ;
- › dans un deuxième temps, le risque de fissuration de ces zones a été évalué. Le choix d'EDF s'est porté sur un indicateur couramment utilisé dans le domaine de la fatigue, le facteur d'usage. Celui-ci est défini comme le rapport entre le nombre de sollicitations appliquées à un composant donné et le nombre de sollicitations maximal indiqué par la courbe de fatigue mécanique du matériau du composant. Les zones de mélange qui présentent un facteur d'usage supérieur à 1 ont été considérées comme "sensibles à la fatigue thermique".

Cette méthode a été appliquée à tous les circuits comportant des zones de mélange, notamment certaines lignes connectées au circuit primaire, dans le but de mettre en place une surveillance adaptée aux zones sensibles ainsi identifiées.

Sensibilité à la fatigue thermique des zones de mélange

Lors de la conception initiale des réacteurs du parc électronucléaire français, la fatigue thermique n'a pas été prise en compte pour le dimensionnement des zones de mélange. L'incident de Civaux a conduit EDF à mettre en place une méthode d'évaluation des risques de fatigue thermique des zones de mélange pour les tuyauteries :

Recherche et développement sur la fatigue thermique

Dès la fin de l'année 1999, EDF et AREVA ont engagé un important programme de recherche et de développement. L'objectif de ce programme était d'améliorer la compréhension et l'analyse des phénomènes de fatigue thermique, en particulier dans les zones de mélange, et de mieux cerner les conditions d'apparition du mode de dégradation observé, en vue d'un recensement exhaustif des zones "sensibles".

En parallèle, pour appuyer sa propre expertise, l'IRSN a également mené des études. En partenariat avec le

CEA, l'IRSN a notamment réalisé une étude visant à apprécier les particularités des sollicitations de fatigue thermique par rapport aux sollicitations couramment considérées pour la fatigue mécanique. Cette étude a été réalisée sur un **dispositif expérimental dénommé FAT3D** (figure 4.7), où une tuyauterie a été soumise à des sollicitations thermiques : un réseau de fissures a été rapidement amorcé et s'est propagé et certaines sont devenues traversantes. Il a notamment été établi que le nombre de cycles pour amorcer une fissuration dans les éprouvettes testées est toujours inférieur à celui prédit par un calcul réalisé selon les méthodes usuelles d'analyse de la fatigue mécanique.

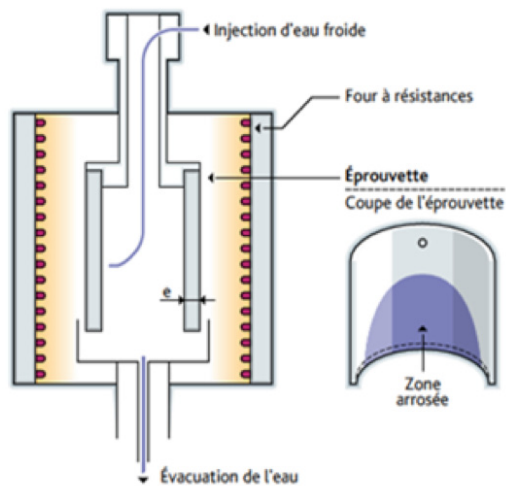


Fig. 4.7 / Dispositif des essais de fatigue thermique FAT3D.

Essais réalisés sur des maquettes représentatives d'une zone de mélange

EDF disposait de quelques résultats d'essais réalisés depuis 1976 sur des maquettes reproduisant la géométrie de zones de mélange et les caractéristiques des écoulements dans ces zones de mélange. Ces essais sur maquettes étaient essentiellement destinés à fournir les chargements (champs de température moyens, coefficients d'échange) pour les études de comportement mécanique relatives aux transitoires de fonctionnement. Après l'apparition du phénomène de fatigue thermique à Civaux, EDF a complété sa base de données en réalisant des essais qui n'ont pas été limités au circuit RRA, mais ont également concerné d'autres zones de mélange, en particulier dans **la ligne de charge du circuit primaire** (figure 4.8).

Ces derniers essais ont permis, pour différentes zones de mélange :

- › d'évaluer les champs de température et les coefficients d'échange de chaleur entre le fluide et la paroi interne de la tuyauterie ;
- › d'apporter des informations sur les lieux de fluctuations thermiques du mélange de fluide chaud et de fluide froid en fonction des géométries et des rapports des vitesses d'écoulement des deux fluides.

La ligne de charge, d'un diamètre intérieur d'environ 87 mm, sert à effectuer des ajouts et des retraits d'eau dans le circuit primaire, d'un diamètre intérieur d'environ 700 mm, dans lequel circule l'eau de refroidissement du réacteur.

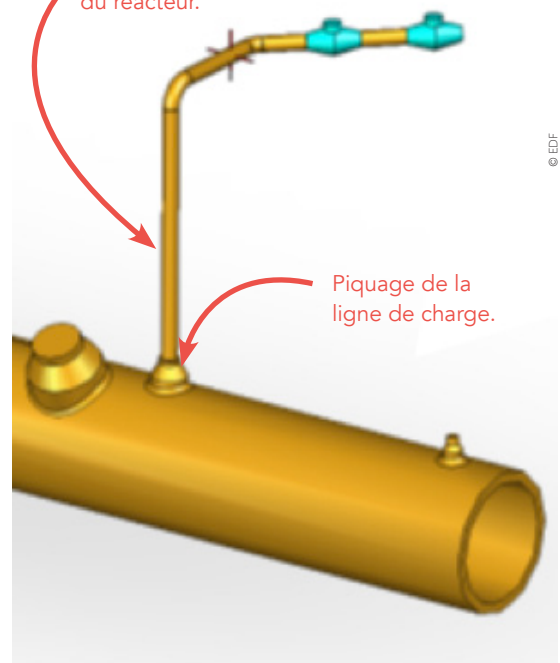


Fig. 4.8 / Schéma de la ligne de charge connectée au circuit primaire.

Les essais sur maquettes et les modèles de calcul associés ont permis d'obtenir une appréciation réaliste des chargements thermiques induits sur les tuyauteries dans les zones de mélange.

Tenant compte des résultats de recherche et développement et des essais sur maquettes, la méthode de recensement des zones de mélange "sensibles à la fatigue thermique", déployée à partir des années 2000, a été associée à la programmation de contrôles périodiques des zones recensées, le plus souvent lors des visites décennales.

Evolution de la méthode de recensement des zones de mélange

Depuis 2008, EDF considère que sa méthode et les moyens de surveillance mis en place apportent une réponse au problème de la fatigue thermique dans les zones de mélange. À cet effet, EDF a adopté une modélisation plus représentative des transitoires thermiques à partir des résultats des essais sur maquettes et a remplacé les valeurs conventionnelles des coefficients d'échange par des valeurs réalistes tenant compte des conditions thermohydrauliques effectivement rencontrées dans les zones de mélange. Cependant, les résultats de recherche n'ont pas permis de

faire évoluer le modèle thermomécanique utilisé pour l'estimation des contraintes mécaniques.

Enfin, les recherches ont conduit à retenir un seuil de sensibilité à la fatigue thermique des aciers inoxydables plus faible que précédemment : les zones de mélange pour lesquelles l'écart de température des fluides est de 50 °C ou plus (et non 80 °C ou plus) sont maintenant considérées comme pouvant être "sensibles". Cette évolution a conduit EDF à réexaminer la liste des zones de mélange pouvant être "sensibles à la fatigue thermique".

Représentativité du facteur d'usage des zones de mélange

Entre 1999 et 2002, EDF a expertisé les tronçons des circuits RRA déposés après l'incident de Civaux. Les facteurs d'usage de ces tronçons ont également été calculés à la date de la dépose ; les facteurs d'usage sont supérieurs à 1. Ceci confirme leur sensibilité à la fatigue thermique. Toutefois, aucune corrélation n'a pu être établie entre les valeurs des facteurs d'usage et les dimensions des fissures.

En 2001, EDF a décidé d'examiner l'existence éventuelle de défauts dans une zone de mélange réputée "sensible" à la fatigue thermique : le piquage de la ligne de charge du circuit primaire (figure 4.8).

À des fins d'expertise, EDF a profité du changement des générateurs de vapeur du réacteur n° 1 de la centrale de Fessenheim, après 24 ans d'exploitation, pour déposer le tronçon de tuyauterie primaire comprenant le piquage de la ligne de charge. L'expertise de ce piquage, dont le facteur d'usage calculé était supérieur à 1, n'a montré aucun amorçage de fissuration par la fatigue. Par ailleurs, les contrôles par ultrasons du piquage de la ligne de charge effectués depuis 2004 sur une vingtaine de réacteurs n'ont pas mis en évidence d'indications de fatigue thermique.

En 2013, l'IRSN a examiné le retour d'expérience d'une dizaine d'années de contrôles de zones de mélange, dont les tronçons du circuit RRA et les piquages de la ligne de charge. L'IRSN a considéré que le facteur d'usage est un indicateur du risque d'amorçage d'une fissuration, mais qu'il n'est pas pertinent pour évaluer les endommagements qui peuvent résulter de la fatigue thermique. Il importe donc que, en complément des visites décennales, les périodicités des contrôles de toutes les zones de mélange qui présentent un facteur d'usage supérieur à 1 soient déterminées sur la base des durées de fonctionnement à fort écart de température. Ceci avait d'ailleurs été mis en œuvre par EDF pour le té de mélange du circuit RRA.

Comptabilisation des durées de fonctionnement à fort écart de température

En 2008, EDF avait mis en place une comptabilisation, au jour le jour, des durées de fonctionnement à fort écart de température pour toutes les zones de mélange "sensibles à la fatigue thermique" et avait défini des seuils. Cependant, ce n'est qu'en 2013 qu'EDF

a précisé les actions à réaliser lorsque les seuils sont atteints. Pour une zone de mélange, si la durée de fonctionnement à fort écart de température est supérieure à celle attendue, EDF prévoit, soit d'anticiper les contrôles de la zone normalement programmés lors des visites décennales, soit de justifier le maintien en l'état par des calculs.

Pour l'IRSN, le dépassement d'un seuil de durée de fonctionnement à fort écart de température doit conduire EDF à réaliser un contrôle de la zone de mélange concernée sans attendre.

En conclusion...

Après l'incident qui a affecté le circuit RRA du réacteur n° 1 de la centrale de Civaux en 1998, l'IRSN a analysé le travail conséquent accompli par EDF pour apprécier les risques associés à la fatigue thermique pour les réacteurs du parc. Une meilleure connaissance des phénomènes thermohydrauliques locaux, grâce à de nombreux essais sur maquettes et à des modélisations numériques, a permis d'améliorer la méthode de recensement des zones de mélange "sensibles à la fatigue thermique".

Cependant, l'IRSN reste réservé sur une évaluation du risque d'endommagement des tronçons des zones de mélange fondée sur le seul calcul du facteur d'usage. Pour l'IRSN, il convient de privilégier des contrôles de ces tronçons en fonction des durées de fonctionnement à fort écart de température. L'IRSN a fait part de son analyse à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), qui précisera les modalités de suivi en service.

MANAGEMENT DE LA SÛRETÉ ET DE LA RADIOPROTECTION LORS DES ARRÊTS DE RÉACTEUR

Depuis quelques années, EDF a mis en œuvre plusieurs évolutions significatives concernant les organisations en charge de la préparation et du suivi des interventions de maintenance exécutées lors des arrêts programmés de réacteur. A la demande de l'ASN, l'IRSN a mené des entretiens et des observations approfondies des activités réalisées lors de trois arrêts de réacteur en 2012 afin d'évaluer l'efficacité des dispositions de management de la sûreté et de la radioprotection.

Selon l'IRSN, dans la perspective d'arrêts plus importants liés à une éventuelle prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs, la réduction des tensions dans le déroulement des arrêts de réacteur et l'équilibre de la charge des travaux de maintenance avec les ressources sont essentiels pour améliorer la maîtrise des risques. De plus, les multiples évolutions d'organisation décidées ont une incidence notable sur le travail des agents ce qui rend nécessaire que la stratégie globale de conduite du changement d'EDF prenne mieux en compte les connaissances des intervenants et les difficultés réelles qu'ils rencontrent sur le terrain.

Comment est organisé un arrêt programmé de réacteur ?

Les arrêts de réacteur sont programmés pour renouveler une partie du combustible nucléaire et pour réaliser

des milliers d'interventions de maintenance préventive et curative des équipements. Leur exécution est assurée par plusieurs centaines d'agents d'EDF et d'entreprises sous-traitantes. La préparation, la planification, la réalisation ainsi que le retour d'expérience sont coordonnés par plusieurs dizaines d'agents EDF intégrés, pendant plusieurs mois, au sein d'une "équipe de projet d'arrêt". Pour diriger cette équipe de projet d'arrêt, plusieurs personnes formant une équipe de pilotage sont chargées de coordonner la préparation, la réalisation de l'arrêt et le retour d'expérience. **Un arrêt programmé comprend plusieurs phases**, comme indiqué sur la figure 4.9.

Quels sont les risques lors des phases d'arrêt d'un réacteur ?

Le combustible nucléaire doit continuer à être refroidi lorsque le réacteur est à l'arrêt. Durant les phases d'arrêt, les interventions de maintenance se déroulent selon le planning établi par la cellule de planification du projet d'arrêt. Or, lors des interventions de maintenance, certains matériels contribuant à la sûreté peuvent être rendus temporairement indisponibles, ce qui nécessite éventuellement la mise en œuvre de mesures compensatoires. Ces différentes activités peuvent être source d'erreurs malgré les mesures de prévention et de fiabilisation des interventions. De telles erreurs peuvent déstabiliser les fonctions de sûreté et générer des "défauts latents", détectables lors des essais de requalification ou lors d'une sollicitation des équipements correspondants en phase d'exploitation ou seulement lors d'un arrêt suivant.

Près de la moitié des événements significatifs pour la sûreté sont déclarés lors des phases d'arrêt des réacteurs. Par ailleurs, les interventions de maintenance réalisées au cours de ces phases d'arrêt peuvent conduire à une exposition significative des interve-

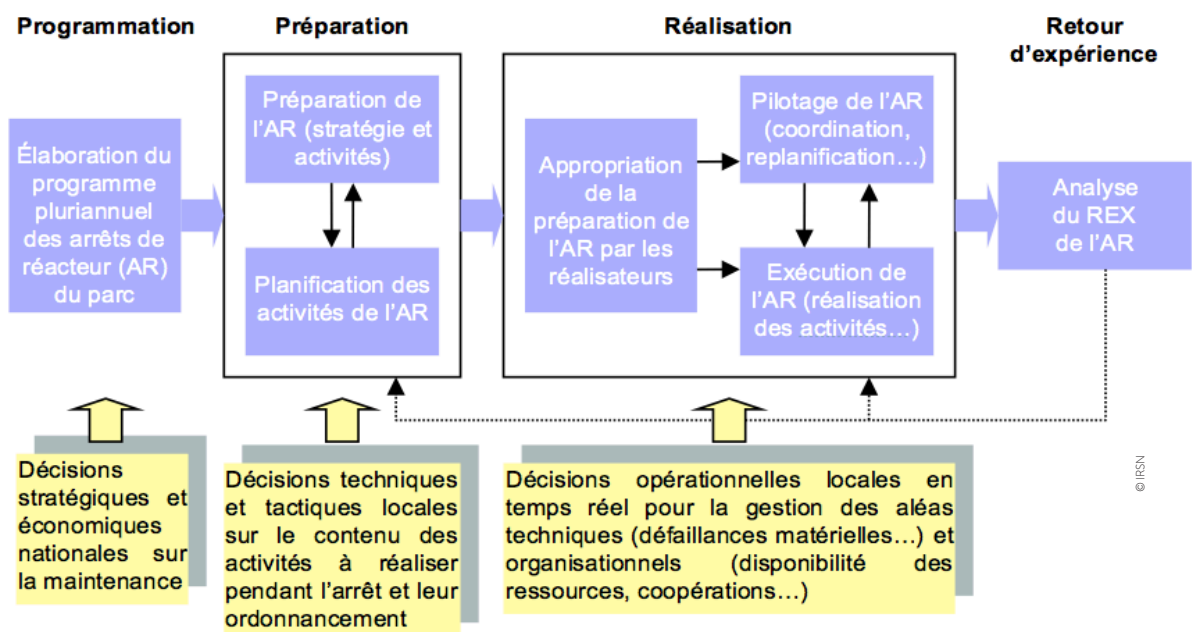


Fig. 4.9 / Les différentes phases d'un arrêt de réacteur (AR) et les niveaux de décision.

nants aux rayonnements ionisants (environ 80 % de la dose collective reçue annuellement). La maîtrise des risques dépend de décisions opérationnelles prises en temps réel, mais aussi de décisions prises en amont sur les conditions d'organisation des interventions de maintenance (figure 4.9).

Un changement d'organisation sous contraintes

Depuis plusieurs années, EDF met progressivement en place une nouvelle organisation pour assurer un meilleur pilotage des arrêts de réacteur. Une évolution notable consiste à augmenter la plage horaire de disponibilité de l'équipe de pilotage du projet d'arrêt par un roulement journalier assuré par deux équipes successives. La relève est effectuée par des agents en provenance des autres équipes de projet d'arrêt qui doivent alors suspendre leur activité de préparation des arrêts prévus sur les autres réacteurs du site, ce qui a pour effet de confier la responsabilité du pilotage à des agents qui n'ont pas préparé l'arrêt en cours et ne maîtrisent donc pas tous les aspects des décisions prises au cours de la préparation.

Cette nouvelle organisation a fait l'objet d'un examen spécifique de l'IRSN en 2012 en raison, d'une part des risques particuliers importants présentés par les phases d'arrêt d'un réacteur, d'autre part des risques induits par le changement d'organisation. En effet, les changements organisationnels déstabilisent temporairement une organisation en place, ce qui peut la rendre plus vulnérable : de tels changements ont d'ailleurs contribué à la survenue d'accidents industriels comme la désintégration de la navette spatiale Columbia lors de son vol de retour sur Terre en 2003.

De fait, après la réunion du groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires dédiée au management de la sûreté dans un contexte de compétitivité du 24 avril 2008, EDF a développé une démarche nationale de conception et de conduite du changement comprenant une analyse des risques organisationnels, qui a été déclinée localement sur les sites. L'IRSN a constaté en 2012 que cette démarche a favorisé l'appropriation du nouveau référentiel d'organisation du pilotage des arrêts par les agents des Centres Nucléaires de Production d'Electricité (CNPE). A cet égard, les services centraux d'EDF se sont dotés de nouvelles capacités d'accompagnement du changement en termes de conseil et de partage de bonnes pratiques, ce qui constitue une évolution positive à pérenniser. Cependant, compte-tenu de l'ensemble des contraintes pesant sur les CNPE, ces derniers n'ont pas pu déployer tous les éléments du nouveau référentiel d'organisation du pilotage des arrêts et sont restés dans une logique prudente et pragmatique : la conséquence est que la nécessaire adaptation aux contraintes locales entretient une variabilité importante des modes d'organisation des arrêts qu'EDF devra maîtriser afin de stabiliser l'exercice des rôles et des responsabilités.

La préparation des arrêts de réacteur : une phase dont les ressources doivent être protégées

La planification sur dix ans des travaux de maintenance préventive, effectuée par les services centraux d'EDF en relation avec les CNPE, vise à assurer un équilibre entre la charge de travail et les ressources disponibles. Pour chaque arrêt, le programme des interventions de maintenance est ensuite figé par l'équipe de projet d'arrêt en accord avec les services centraux, plusieurs mois avant le début de l'arrêt, afin que les milliers d'interventions à réaliser puissent être préparées et planifiées dans de bonnes conditions.

Une équipe de projet d'arrêt rassemble des représentants des différents services "métiers" du CNPE (exploitation, maintenance, sûreté, radioprotection) qui expriment les exigences liées à leur métier, fonction ou réglementaires. Des réunions de travail permettent de tenir compte des différentes exigences et un suivi périodique de l'avancement de la préparation est assuré au sein de l'équipe de projet d'arrêt. Une partie du retour d'expérience des interventions antérieures est intégrée à ce stade (figure 4.9).

Pour l'IRSN, l'ensemble de ces dispositions est de nature à permettre de mieux assurer le respect des exigences de sûreté et de radioprotection. Cependant, l'IRSN a pu constater, lors des observations et des entretiens qu'il a menés en 2012 sur trois arrêts de réacteur, que les conditions de préparation des arrêts peuvent être dégradées. Ces dégradations résultent de l'alourdissement des programmes des travaux de maintenance préventive (dû au vieillissement des équipements et au renforcement des exigences associées...), des effets sur les ressources des retards accumulés lors des campagnes d'arrêts des années précédentes, mais aussi de la disponibilité demandée aux services "métiers" qui doivent répondre par ailleurs aux activités d'exploitation des autres réacteurs du CNPE.

Le pilotage des arrêts : anticipation, coordination, centralisation et réactivité face aux aléas

EDF a organisé le pilotage des arrêts en mode projet pour favoriser la coopération entre les différents métiers, notamment pour gérer les aléas organisationnels (par exemple, l'indisponibilité d'intervenants compétents ou l'indisponibilité de pièces de rechange) et matériels (par exemple, une vanne qui ne peut plus être inspectée car elle est bloquée) qui surviennent au cours des interventions de maintenance.

Les observations que l'IRSN a faites sur le terrain ont montré que les pilotes du projet d'arrêt étaient fortement mobilisés par la résolution des aléas en temps réel, parfois au détriment de l'anticipation des activités à réaliser dans les jours qui suivent. Elles ont également mis en évidence que l'intégration de représentants des services "métiers" et de personnes

disposant de compétences reconnues en sûreté et en radioprotection au sein de l'équipe de pilotage d'un arrêt améliore la prise en compte des exigences relevant de ces domaines lors des arbitrages à réaliser au cours de l'arrêt.

Cependant, dans certaines situations spécifiques, l'exercice des responsabilités ou le statut des personnes portant ces compétences peut conduire à des confrontations inadaptées (**inversion de la charge de la preuve**), pouvant créer des risques qui méritent d'être analysés et maîtrisés. De même, EDF doit améliorer la prise en compte des exigences de radioprotection lors de la modification de scénarios d'intervention.

et les équipes d'intervention, la coordination pourrait être améliorée, d'une part entre l'équipe de pilotage et les intervenants sur le terrain, d'autre part entre les différents "métiers". Par ailleurs, des difficultés ont été constatées en matière de surveillance des prestataires, malgré les actions qu'EDF a engagées depuis plus de dix ans. La maîtrise par EDF des activités sous-traitées est en cours d'évaluation par l'IRSN en 2014.

L'inversion de la charge de la preuve

Il s'agit d'un phénomène qui a été mis en évidence lors des débats préalables à des prises de décision critique précédant des accidents des navettes spatiales de la NASA. Cette dérive consiste à exiger en cas de doute, lors des débats, des preuves que la situation n'est pas sûre. A contrario, une démonstration de sûreté correcte suppose que l'exploitant apporte les éléments de justification prouvant que des dispositions assurent la sûreté. En d'autres termes, le doute doit bénéficier à la sûreté.

L'exécution des interventions lors d'un arrêt de réacteur

Les interventions de maintenance d'un arrêt de réacteur sont exécutées par plusieurs centaines d'intervenants. En dépit de l'élaboration du planning d'arrêt destiné à organiser les actions des différents acteurs et malgré la mise en place de relais entre l'équipe de pilotage

Une organisation et des hommes face à de multiples changements et évolutions

L'évolution de l'organisation des arrêts de réacteur n'est pas la seule évolution mise en œuvre par EDF en vue d'améliorer ses performances industrielles. D'autres changements d'organisation ou de méthodes de travail ont été entrepris et ont une incidence sur le travail des agents EDF lors des arrêts des réacteurs (figure 4.10). Si, lors de ses entretiens, l'IRSN a pu constater que les cumuls de changements ont été étalés dans le temps par les services centraux et les responsables de CNPE, les équipes de terrain font face à des conditions de travail qui restent tendues. En effet, les effets conjoints de certaines interactions entre changements sur l'organisation du travail ou sur le périmètre de travail de certains acteurs n'ont pas été totalement anticipés.

Enfin, le contexte d'exploitation et de maintenance des réacteurs est aussi sensiblement en évolution : il doit tenir compte des évolutions réglementaires et du vieillissement des installations dans un contexte peu

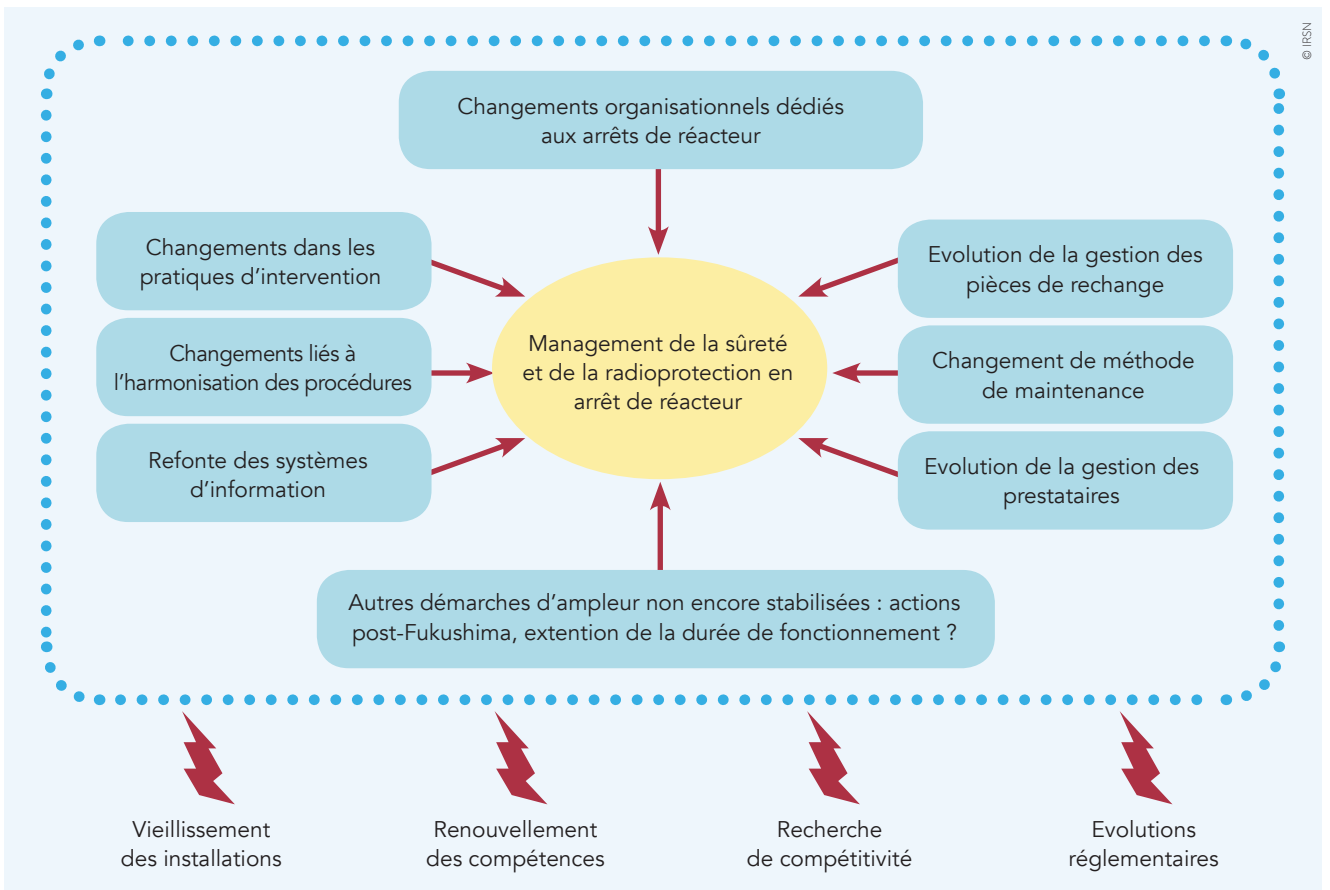


Fig. 4.10 / Le management de la sûreté et de la radioprotection en arrêt de réacteur à la croisée des changements.

favorable compte tenu du renouvellement du personnel, tout en recherchant la compétitivité. En particulier, du fait de la conjonction d'un nombre élevé de départs en retraite, de retards pris dans les recrutements et des délais nécessaires à la professionnalisation des personnels, il existe à ce jour un déficit de compétences tant individuelles que collectives. A cet égard, l'IRSN a noté qu'EDF met en place un projet dénommé "Génération 2020", notamment pour faire face à ces difficultés. Par ailleurs, les multiples changements et évolutions organisationnels décidés ont une incidence sur le travail des agents ce qui rend nécessaire que la stratégie globale de conduite du changement d'EDF prenne mieux en compte les compétences des acteurs et les difficultés réelles qu'ils rencontrent sur le terrain.

En conclusion...

Les arrêts de réacteur de 2012 et de 2013 ont été plus longs que prévu, induisant des désorganisations susceptibles d'affecter la sûreté et la radioprotection. Dans la perspective retenue par EDF d'une prolongation de la durée d'exploitation des centrales au-delà de 40 ans, qui entraînerait certainement une augmentation des volumes des travaux de maintenance, l'IRSN considère qu'EDF doit retrouver un équilibre entre la charge de travail et les ressources compétentes dont il peut disposer, avec des marges suffisantes. EDF a établi un plan d'actions en vue d'obtenir de premières améliorations dès les arrêts de réacteur de 2014 ; d'autres dispositions seront déployées dans les années ultérieures.

Pour approfondir, consulter les éléments du dossier sur le management de la sûreté et de la radioprotection en arrêt de tranche en [» cliquant ici](#).

(*) http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_gp/gp-reacteurs/Pages/Synthese-Rapport-IRSN-Management-Surete-Radioprotection-Arret-Tranche.aspx

+ CORROSION DU GAINAGE EN ZIRCALOY 4 DES ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES

Les gaines des crayons des assemblages combustibles des réacteurs constituent la première "barrière" de confinement des produits de fission. Au cours de leur séjour dans le réacteur, ces gaines, au contact de l'eau du circuit primaire, se corrodent et se fragilisent. Pour les réacteurs utilisant des gaines en zircaloy 4, qui sont particulièrement sensibles à ces phénomènes, l'IRSN a estimé nécessaire qu'EDF restreigne leurs conditions d'exploitation ou modifie les matériaux de gainage des crayons.

La corrosion des gaines des crayons des assemblages combustibles

Les gaines des crayons des assemblages combustibles des réacteurs constituent la première "barrière" de confinement des produits de fission. Durant leur séjour dans le réacteur, qui dure de l'ordre de quatre à cinq ans, les gaines des crayons se corrodent au contact de l'eau du circuit primaire. Cette corrosion des gaines correspond à :

- › la formation d'une couche d'oxyde de zirconium (zircone) sur la surface des gaines suivant la réaction d'oxydation : $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$; à partir d'une certaine épaisseur d'oxyde formée, un décollement localisé, appelé **desquamation**, peut survenir (figure 4.11) ;

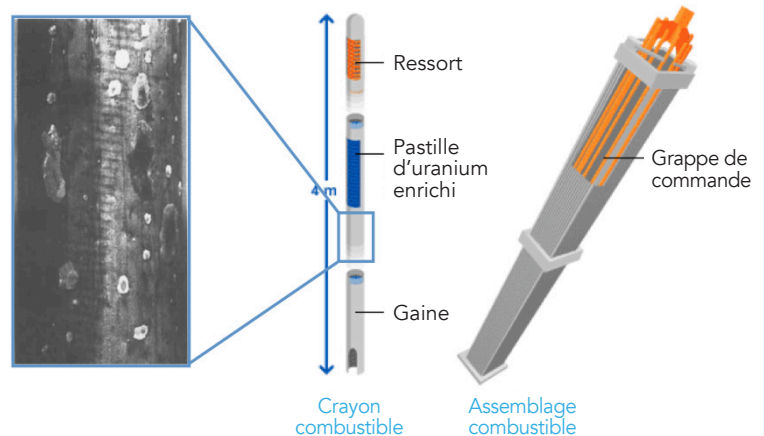


Fig. 4.11 / Zones desquamées d'une gaine d'un crayon combustible.

- › l'absorption dans les gaines d'une partie de l'hydrogène libéré lors de la réaction d'oxydation ; l'hydrogène présent dans les gaines migre vers les zones desquamées et précipite sous forme d'accumulations d'hydrures qui fragilisent localement les gaines.

Les gaines des crayons des assemblages combustibles ont depuis de nombreuses années été fabriquées en zircaloy 4, un alliage métallique à base de zirconium contenant de l'étain et d'autres éléments d'addition. Cet alliage est très sensible au phénomène de corrosion. Au fil du temps, EDF a augmenté la durée de séjour des assemblages combustibles dans les réacteurs, ce qui a conduit à une augmentation de l'épaisseur de la couche de zircone des gaines des crayons et a donc accru le risque de desquamation de ces gaines. C'est pourquoi EDF a introduit, depuis plusieurs années, de nouveaux alliages résistant davantage à la corrosion. Toutefois, des crayons avec des gaines en zircaloy 4 restent présents dans des réacteurs du parc en exploitation (plus de 80 % du parc français). De ce fait, les effets d'une desquamation doivent être traités dans les études de sûreté, notamment pour le cas de l'accident d'éjection d'une grappe de commande.

L'accident d'éjection d'une grappe de commande

Par leur insertion partielle ou totale dans le cœur, les grappes de commande permettent de piloter le réacteur et d'arrêter rapidement la réaction nucléaire. Un accident d'éjection de grappe peut survenir sous l'effet de la différence de pression entre le circuit primaire (155 fois la pression atmosphérique, en fonctionnement normal) et l'atmosphère à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur (à la pression atmosphérique). Cette éjection conduit à un emballement localisé, temporaire et rapide de la réaction nucléaire ; la température des assemblages combustibles proches de la grappe éjectée augmente et la dilatation thermique des pastilles contenues dans les gaines conduit à des contraintes importantes sur celles-ci. L'étude de sûreté vise à démontrer l'absence de rupture de gaine des crayons dans cette situation.

Enseignements tirés du programme expérimental mené dans le réacteur CABRI

Le programme expérimental mené dans les années 1990 jusqu'en 2003 par l'IRSN avec plusieurs partenaires dans le réacteur CABRI du CEA, a permis d'étudier le comportement de crayons de combustible en cas d'accident d'éjection de grappe : plusieurs alliages ont été testés, dont le zircaloy 4.

Les essais réalisés ont notamment montré que la fragilisation due à la desquamation pouvait entraîner une rupture prématurée des gaines desquamées lors d'un tel accident (figure 4.12) en comparaison à des gaines ne présentant pas de desquamation. Toutefois, le ni-

veau de fragilisation induit par une desquamation ne peut pas être estimé et le risque de rupture de gaine ne peut donc pas être évalué.

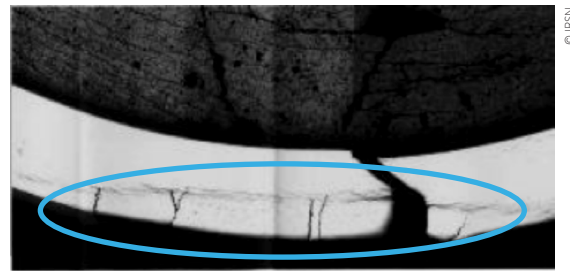


Fig. 4.12 / Rupture de gaine observée lors d'un essai en réacteur expérimental au niveau d'une accumulation d'hydrures.

De ce fait, l'IRSN a considéré qu'EDF devait se prémunir du risque de desquamation. C'est pourquoi, en 1999, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé à EDF de s'assurer qu'en réacteur, les gaines des crayons de combustible ne présentent pas de desquamation.

Desquamation du zircaloy 4 sur les réacteurs français

Dans les années 2000, EDF a envisagé le remplacement des assemblages combustibles à gainage en zircaloy 4 par des assemblages combustibles à gainage en alliage M5 (alliage développé par Areva). C'est pourquoi, EDF n'a pas effectué d'inspections poussées de l'état des gaines des crayons de combustible en zircaloy 4. Cependant, des problèmes de fabrication (cf. » page 44 du rapport public REP 2008) ont reporté l'utilisation de l'alliage M5 comme matériau de gainage des crayons de combustible.

Parallèlement, de nombreux échanges techniques ont eu lieu entre EDF et l'IRSN concernant l'épaisseur de zircone à partir de laquelle la desquamation des crayons de combustible est susceptible de se produire dans un réacteur.

Sur la base d'examen de crayons de combustible à gainage en zircaloy 4 irradiés dans les réacteurs, EDF est arrivé à la conclusion en 2013 que, dans certains cas, des indices de desquamation de gaines peuvent être observés à partir d'épaisseurs de zircone supérieures à 80 µm.

Aussi, il est apparu qu'un certain nombre de crayons de combustible présents dans les réacteurs EDF pourraient présenter une desquamation de gaine.

(*) http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/surete/Pages/surete-radioprotection-parc-electronucleaire-2008.aspx

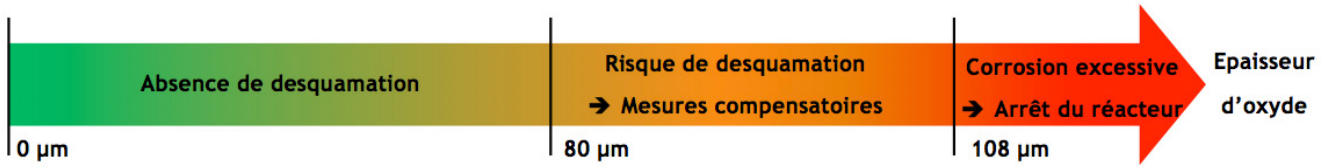


Fig. 4.13 / Risque de desquamation des crayons de combustible en fonction de l'épaisseur d'oxyde.

Conclusion

L'IRSN a considéré que des restrictions d'exploitation des réacteurs concernés devaient être mises en œuvre afin de :

- › limiter les épaisseurs de zirconium des gaines en zircaloy 4 (par exemple, par une réduction du temps de séjour des crayons de combustible dans les réacteurs) ;
- › réduire les conséquences d'un accident d'éjection de grappe en privilégiant un fonctionnement des réacteurs concernés avec les grappes de commande maintenues dans leur position la plus haute possible dans le cœur ; en effet, la température atteinte dans le combustible en cas d'accident d'éjection de grappe augmente avec la profondeur d'insertion dans le cœur de la grappe supposée éjectée.

À la demande de l'ASN, EDF a mis en œuvre des mesures compensatoires pour les réacteurs utilisant du combustible à gainage en zircaloy 4. Ces dispositions sont appliquées depuis le mois de juillet 2014. (Pour en savoir plus sur l'avis de l'IRSN, [» cliquer ici*](#)).

De plus, EDF prévoit de remplacer aussi rapidement que possible les assemblages combustibles à gainage en zircaloy 4 par des assemblages combustibles utilisant des alliages moins sensibles à la corrosion. La durée de séjour en réacteur des assemblages combustibles étant de l'ordre de quatre ans à cinq ans, leur remplacement par des assemblages combustibles utilisant de nouveaux alliages pour le gainage des crayons de combustible devrait être achevé à l'horizon 2020 pour l'ensemble du parc d'EDF.

(*) <http://www.irsn.fr/FR/expertise/avis/avis-reacteurs/Pages/Avis-IRSN-2014-00032-EDF-1300MW-e-Corrosion-Zircaloy-4.aspx>