

The logo for IRSN (Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire) features the acronym 'IRSN' in a bold, sans-serif font. The letters 'I', 'R', and 'S' are red, while the 'N' is blue.

INSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

LE POINT DE VUE DE L'IRSN SUR LA SURETE ET LA RADIOPROTECTION DU PARC ELECTRONUCLEAIRE FRANÇAIS EN 2008

RAPPORT DSR N° 316

DIRECTION DE LA SURETE DES REACTEURS

SOMMAIRE

INTRODUCTION ET SYNTHÈSE	2
EVALUATION GLOBALE DE LA SÛRETÉ DU PARC EN EXPLOITATION	4
LES TENDANCES DE 2008 SOULIGNÉES PAR L'IRSN	5
ÉVÉNEMENTS ET INCIDENTS	13
DÉLICATE OPÉRATION DE DÉCHARGEMENT DE COMBUSTIBLE À LA CENTRALE DU TRICASTIN	14
INDISPONIBILITÉ PARTIELLE D'UNE FONCTION DE SAUVEGARDE	18
LES ÉVÉNEMENTS CONCERNANT LA RADIOPROTECTION	21
ENVASEMENT DU RU D'EAU ARRIÈRE DE LA STATION DE POMPAGE DE LA CENTRALE DE FESSENHEIM ..	25
ANOMALIES GÉNÉRIQUES CONCERNANT LE PARC.....	29
FISSURATION PAR FATIGUE DES TUBES DE GÉNÉRATEURS DE VAPEUR.....	30
CORROSION DES MATÉRIELS SITUÉS EN BORD DE MER ; LES GROUPES ÉLECTROGÈNES DE SECOURS ..	36
LES RISQUES LIÉS À L'UTILISATION DE L'HYDROGÈNE	40
INTRODUCTION D'UN NOUVEAU MATÉRIAU DE GAINAGE DU COMBUSTIBLE.....	44
TEMPÉRATURE AMBIANTE ÉLEVÉE POUR LES POMPES D'INJECTION DE SÛRETÉ.....	48
DÉGRADATIONS DES SUPPORTS DE CERTAINES CANALISATIONS IMPORTANTES POUR LA SÛRETÉ.....	51
LES ÉVOLUTIONS SIGNIFICATIVES.....	54
L'INCIDENCE DES PÉRIODES DE CANICULE SUR LA SÛRETÉ DES CENTRALES.....	55
LA POLITIQUE DE MAINTENANCE D'EDF	58
LE MANAGEMENT DE LA SÛRETÉ DANS UN CONTEXTE DE COMPÉTITIVITÉ.....	61
MODIFICATIONS DES LOGICIELS DU SYSTÈME DE PROTECTION DU RÉACTEUR.....	65
DÉFINITIONS ET ABRÉVIATIONS	69
CRÉDIT PHOTO	70

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

Les liens qui renvoient au rapport annuel de l'IRSN « Le point de vue de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2007 » sont activés par le terme « [rapport IRSN](#) » dans le texte.

EVENEMENTS ET INCIDENTS

L'analyse des événements et incidents constitue une activité essentielle de l'IRSN dans le cadre du suivi de l'exploitation des centrales. Analyser un événement ou un incident exige tout d'abord une bonne connaissance des faits et du contexte dans lequel il s'est produit ; un préalable pour analyser les causes profondes, évaluer l'incidence réelle et potentielle sur la sûreté de l'installation et le cas échéant sur les populations et l'environnement, évaluer la pertinence des actions correctives engagées pour éviter qu'il ne se reproduise.

Les origines des événements peuvent être diverses : défaillances humaines ou organisationnelles, pannes matérielles, erreurs de conception. Les origines peuvent aussi être extérieures aux centrales, comme par exemple les agressions climatiques. Ce chapitre présente une sélection d'événements qui ont fortement mobilisé l'IRSN parmi ceux qui ont marqué l'année 2008.

Décharger et recharger le combustible d'un réacteur sont des opérations normales d'exploitation. Mais parfois les choses se compliquent. Ce fut le cas sur un réacteur de la centrale du Tricastin, où deux assemblages de combustible sont restés accrochés aux équipements internes supérieurs lors des opérations d'enlèvement de ces équipements.

Un bouchage partiel des lignes d'injection de sécurité par du bore cristallisé a été découvert sur un réacteur de la centrale de Blayais. Les investigations de l'exploitant montrent que ce phénomène de cristallisation, qui rendait un système de sauvegarde partiellement indisponible, remontait à une intervention sur une vanne du circuit d'injection de sécurité réalisée cinq mois plus tôt.

En matière de radioprotection, l'IRSN constate une situation similaire à celle de 2007. Bien qu'aucun événement n'ait eu de conséquence pour le personnel ou l'environnement, des efforts doivent être poursuivis concernant l'organisation des accès et les conditions d'intervention en zone contrôlée. L'évacuation en juillet du personnel intervenant dans le bâtiment réacteur n°4 de la centrale du Tricastin à la suite d'une contamination de l'atmosphère de ce bâtiment montre aussi des défaillances organisationnelles et matérielles dans le confinement radiologique des chantiers menés lors des arrêts.

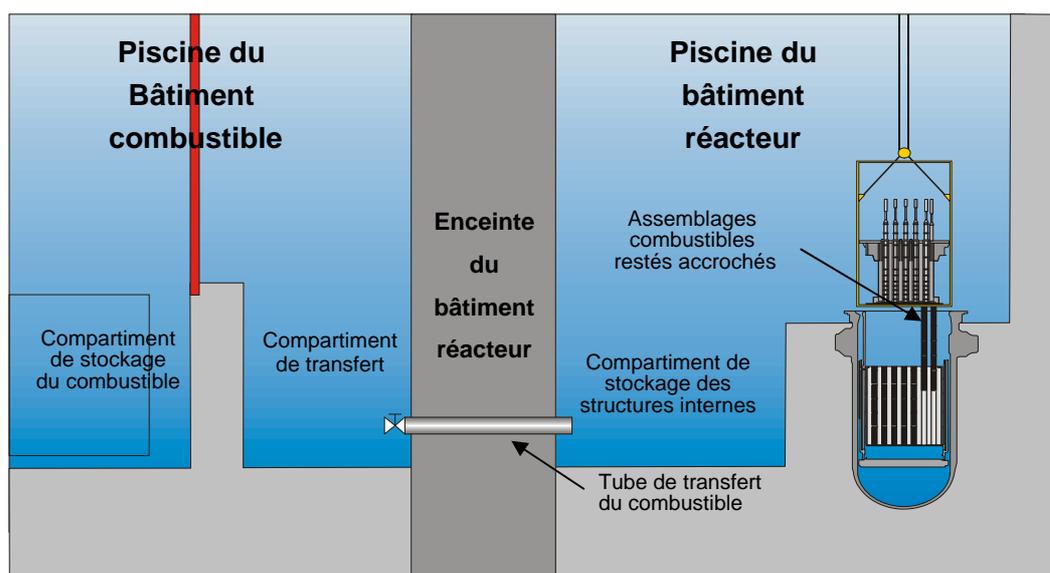
En juillet, l'exploitant de la centrale de Fessenheim a découvert un engorgement du ru d'eau alimentant l'échangeur de chaleur d'un système de sauvegarde du réacteur n°2, mettant en cause la disponibilité de ce système. Une mobilisation importante de l'exploitant a permis de remettre rapidement en conformité l'installation.

Délicate opération de déchargement de combustible à la centrale du Tricastin

Le 8 septembre 2008 les opérations de déchargement du combustible du réacteur n° 2 de la centrale du Tricastin sont engagées. Préalablement au déchargement du combustible de la cuve, le couvercle de la cuve du réacteur et certains composants internes disposés au-dessus du combustible doivent être enlevés. Deux assemblages combustibles restent accrochés à ces composants par coincement et restent suspendus au-dessus du cœur, créant un risque de relâchement de produits de fission dans l'enceinte de confinement en cas de décrochage de ces assemblages et de chute sur les autres assemblages.

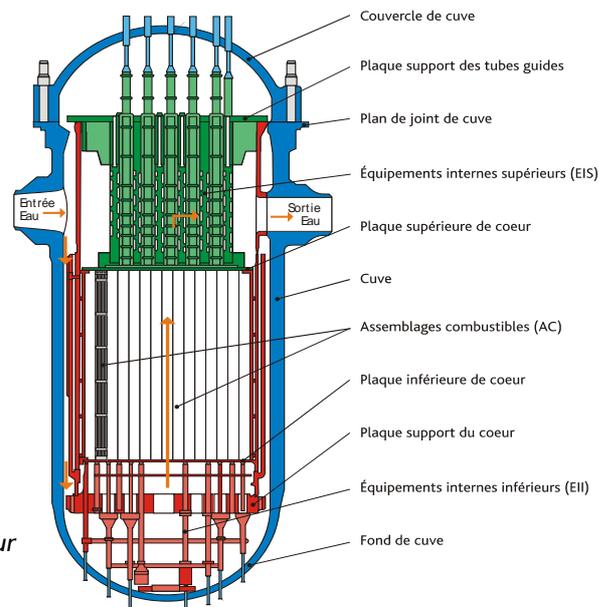
Comment décharge-t-on le combustible du réacteur ?

Après l'épuisement du combustible durant les périodes de production d'énergie, le réacteur est arrêté pour renouveler le combustible. Le couvercle de la cuve est enlevé sous eau. Les opérations de déchargement du combustible qui suivent consistent à transférer tous les assemblages de combustible du cœur du réacteur (au nombre de 157 sur le type de réacteur en fonctionnement au Tricastin) dans la piscine de désactivation située dans le bâtiment du combustible. Ces opérations impliquent d'extraire au préalable de la cuve une structure constituant les « équipements internes supérieurs » (EIS) placés sur les assemblages combustibles (voir le schéma de la cuve du réacteur ci-après). Ces équipements ôtés, chaque assemblage combustible est ensuite extrait de la cuve pour être déposé dans la piscine de désactivation du combustible. L'opération de déchargement est réalisée avec les assemblages maintenus sous eau.



Déchargement du combustible

La partie inférieure des équipements internes supérieurs est constituée d'une « plaque supérieure de cœur » (PSC) équipée de pions qui entrent dans les têtes des assemblages de combustible afin de les positionner correctement. Les assemblages reposent sur la « plaque inférieure de cœur » (PIC) qui est la partie haute des « équipements internes inférieurs ». De la même façon que pour la PSC, la PIC est équipée de pions de centrage des assemblages de combustible. Une fois bien positionnés à l'aide de ces pions de centrage, l'ensemble des 157 assemblages forme le cœur du réacteur.



La cuve d'un réacteur

Que s'est-il passé ?

Le 8 septembre 2008, la levée des EIS du réacteur 2 de la centrale du Tricastin à l'aide du pont polaire est en cours de réalisation. Le haut du cœur du réacteur est recouvert de plus d'une dizaine de mètres d'eau pendant l'opération. La levée est stoppée lorsque la plaque supérieure du cœur se trouve environ 30 cm au dessus du plan de joint de la cuve, conformément aux procédures en vigueur qui demandent qu'une inspection télévisuelle soit réalisée avant la levée complète des équipements internes supérieurs. Cette inspection est effectuée pour vérifier l'absence d'accrochage de grappes de contrôle ou d'assemblage de combustible.

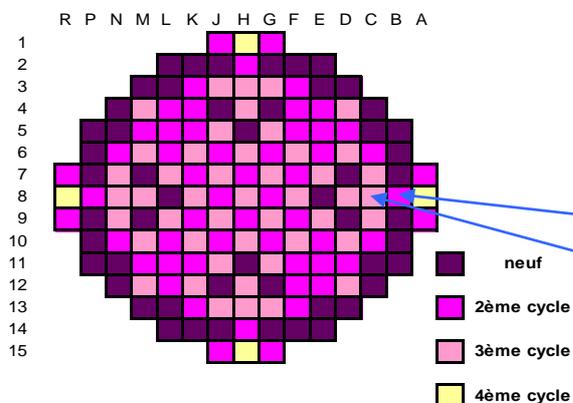
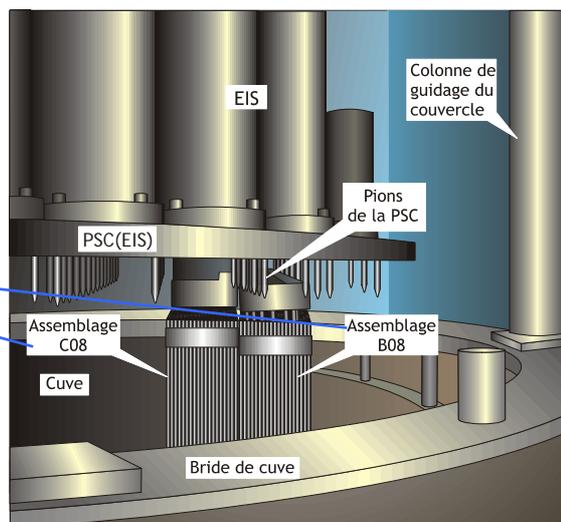


Schéma plan des assemblages



Assemblages combustibles accrochés aux EIS

L'inspection montre que deux assemblages adjacents, situés à la périphérie du cœur dans les positions B08 et C08, sont restés accrochés (voir schéma ci-dessus). La partie inférieure des deux assemblages, qui ont une longueur d'environ quatre mètres, est restée insérée dans le « massif » des assemblages restants sur une hauteur d'environ 50 cm. L'assemblage C08 est dans une position plus haute de 14 mm que l'assemblage B08. À la suite de ce constat, l'exploitant interrompt la manœuvre de levée des EIS ; le bâtiment du réacteur est évacué et les quelques ouvertures vers l'extérieur du bâtiment du réacteur qui restaient autorisées pendant la phase de manutention du combustible sont refermées à titre préventif, en particulier l'un des deux sas d'entrée du personnel dans le bâtiment réacteur. À ce stade, la charge constituée par les EIS et les deux assemblages, d'une masse totale de 55 tonnes environ, reste suspendue au crochet de manutention du pont polaire au-dessus du cœur du réacteur. Le refroidissement du cœur est assuré de manière normale par les circuits de refroidissement à

l'arrêt. L'étanchéité du combustible n'est pas dégradée, l'incident n'a entraîné aucun rejet, que ce soit à l'intérieur ou à l'extérieur du bâtiment du réacteur.

Quels risques pour la sûreté et l'environnement ?

Cette position anormale des deux assemblages entraîne néanmoins un risque en cas de chute de l'un ou des deux assemblages sur le cœur. Il est possible d'imaginer qu'un décrochement soudain conduit à la perte d'étanchéité d'assemblages combustibles irradiés (les assemblages initialement suspendus et les assemblages heurtés lors de leur chute). Celle-ci entraînerait alors le relâchement de produits de fission dans l'eau de la piscine, puis dans le bâtiment du réacteur. Une fraction de la radioactivité pourrait ensuite être rejetée dans l'environnement. L'IRSN a réalisé une évaluation de cette radioactivité en considérant la chute des deux assemblages et leur rupture, qui entraînerait le relâchement de la totalité des produits de fission qu'ils contiennent. Selon cette hypothèse très pessimiste en regard de la résistance mécanique des assemblages - et en considérant des fuites "normales" de l'enceinte du bâtiment du réacteur, cette étude a montré que les conséquences radiologiques à l'extérieur du site seraient extrêmement faibles et ne nécessiteraient pas d'actions particulières de protection de la population et de l'environnement. Les résultats de l'étude réalisée par EDF se sont révélés comparables à ceux de l'étude réalisée par l'IRSN.

Des moyens importants développés par EDF pour revenir à une situation normale

Afin de ramener l'installation dans ses conditions normales d'exploitation, l'exploitant a été amené à mettre en œuvre des outillages spécifiques développés à cette occasion. La solution retenue a consisté à sécuriser dans un premier temps la position des deux assemblages pour éviter leur chute, puis à les désolidariser des EIS. Ensuite, les EIS ont été transférés sur leur stand situé dans l'autre compartiment de la piscine du bâtiment réacteur ; les deux assemblages ont ensuite été évacués, l'un après l'autre, jusqu'à la piscine du bâtiment du combustible. EDF a chargé un de ses fournisseurs habituels de développer les outillages nécessaires et d'effectuer l'intervention sur site.

Des outillages sur mesure

L'outillage de sécurisation des assemblages développé par le prestataire d'EDF est constitué de deux poutres métalliques prévues pour reposer au fond de la piscine, sur le plan de joint de la cuve. Les poutres sont munies de platines de verrouillage prévues pour s'insérer sous les têtes des deux assemblages. Ces poutres, reliées entre elles à leurs extrémités par l'intermédiaire de deux cavaliers, assurent l'immobilisation et la sécurisation de l'ensemble pour la suite de l'intervention.

L'outil permettant la désolidarisation des deux assemblages des EIS est constitué d'un bras écarteur piloté par un vérin hydraulique alimenté par une pompe manuelle. L'extrémité de ce bras, placé entre la face inférieure des EIS et le dessus de la tête des assemblages, permet de réaliser l'écartement de la tête d'assemblage du dessous de la plaque supérieure du cœur et la désolidarisation par l'effet de pression assuré par le vérin.

L'outillage confectionné, des essais à blanc de l'intervention de décrochage des assemblages ont été réalisés au Centre d'expérimentation des techniques d'intervention sur chaudière nucléaire à eau sous pression (CETIC). Ces essais, effectués en présence de l'ASN et de l'IRSN, ont permis de qualifier l'outillage et le procédé prévu, d'opérer les derniers réglages et d'entraîner le personnel pour cette intervention délicate. L'intervention a eu lieu le 23 octobre 2008. Les deux assemblages ont été transférés dans la piscine de désactivation et EDF a ensuite poursuivi les opérations de déchargement du reste des assemblages du cœur en respectant les procédures habituelles.

Les raisons du coincement des assemblages

Une fois le déchargement terminé, EDF a engagé les investigations nécessaires pour comprendre ce qui s'était passé. L'origine de l'incident remonte au précédent arrêt pour rechargement en 2007. L'examen approfondi des enregistrements vidéo, réalisés à la fin du rechargement lors de l'arrêt 2007 afin d'établir la cartographie des assemblages dans le cœur, a mis en évidence un jeu mécanique important, hors du critère, entre les têtes des assemblages A08 et B08, ainsi qu'une absence de jeu entre les assemblages B08 et C08. Selon EDF, ce mauvais positionnement des têtes des assemblages résulte de la présence d'un corps étranger coincé entre le pied de l'assemblage B08 et la plaque inférieure du cœur, inclinant cet assemblage contre l'assemblage voisin C08. Lors de la mise en place des EIS à la fin du rechargement de l'arrêt 2007, les pions de la plaque supérieure de cœur seraient entrés en force dans les trous correspondants des têtes des assemblages B08 et C08. Cette entrée en force des pions, accompagnée d'un grippage dû à un arrachement de matière, aurait empêché le dégagement des pions lors de la levée des EIS au début de l'arrêt de 2008.

Le corps étranger retrouvé sur la plaque inférieure du cœur après le déchargement du cœur est une bille d'un diamètre de 4,7 mm. Elle provient d'un roulement à billes équipant la machine de chargement. Une dégradation de ce roulement a provoqué la chute de billes dans le circuit primaire lors des essais de requalification de la machine de chargement avant le rechargement de l'arrêt de 2007. En fait, deux billes ont chuté sur la plaque inférieure du cœur, dont une s'est retrouvée coincée sous le pied de l'assemblage. Une troisième bille a été retrouvée dans le fond de la cuve du réacteur. Un renforcement de la maintenance et des contrôles des composants des machines de chargement est depuis mis en œuvre par EDF sur le parc.

L'IRSN fortement mobilisé

Dans un premier temps, dès la survenue de l'incident, [l'IRSN a évalué les risques](#) que la situation dégradée présentait pour le personnel et l'environnement, en supposant la chute éventuelle des deux assemblages suspendus. Compte tenu de cette éventualité, l'IRSN a formulé des recommandations destinées à renforcer le confinement du bâtiment du réacteur afin d'éviter les rejets dans l'environnement. Par la suite, dans le cadre de la préparation de l'intervention de sécurisation et d'extraction des deux assemblages, l'IRSN a été sollicité pour analyser et donner un avis sur l'outillage prévu et sur les risques liés à l'intervention. A cet effet, des représentants de l'IRSN ont assisté aux tests préliminaires réalisés au CETIC, ce qui leur a permis de compléter leur analyse grâce à une phase d'observation dans une situation proche de l'intervention réelle. Sur le plan de la radioprotection, l'IRSN a alors recommandé que des dispositions complémentaires soient prises pendant l'opération de sécurisation, afin d'éviter une contamination des opérateurs lors de la manipulation d'outillages contaminés.

L'IRSN souligne qu'un incident similaire a affecté en 1998 le réacteur n°1 de la centrale de Nogent-sur-Seine. Des mesures correctives avaient alors été mises en œuvre sur le parc et notamment le contrôle, lors de la mise en place du combustible dans la cuve, des jeux séparant les assemblages les uns des autres, ceci afin de s'assurer du bon ajustement des pions de la plaque supérieure de cœur dans les trous des têtes d'assemblages. Il s'avère que ce contrôle n'a pas été réalisé avec suffisamment de rigueur lors du chargement de combustible dans le réacteur n° 2 de la centrale du Tricastin.

Indisponibilité partielle d'une fonction de sauvegarde

En août 2008, EDF a découvert pendant l'arrêt pour rechargement du réacteur n° 3 de la centrale de Blayais, un bouchage partiel du circuit d'injection de sécurité par du bore cristallisé. Le phénomène de cristallisation a commencé cinq mois plus tôt, après une intervention sur une vanne de ce circuit. Le non respect d'une consigne d'exploitation et l'absence de perception du risque associé par l'exploitant sont à l'origine de cette anomalie. L'IRSN mène une analyse approfondie de cet événement, classé au niveau 1 de l'échelle de gravité [INES](#).

L'injection de sécurité : de l'eau et du bore

En fonctionnement normal, le combustible nucléaire est refroidi par de l'eau plus ou moins borée véhiculée par le circuit primaire. En cas de brèche de ce circuit ou en cas de brèche du circuit secondaire, le système de « protection du réacteur » déclenche l'arrêt du réacteur et le démarrage du système d'injection de sécurité. Le rôle de ce système de sauvegarde est :

- d'injecter de l'eau fortement borée dans le circuit primaire afin de maintenir la sous-criticité,
- d'éviter le dénoyage du combustible nucléaire en compensant l'eau vaporisée qui sort par la brèche,
- d'évacuer la puissance résiduelle qui continue de se dégager du combustible après l'arrêt du réacteur.

Le système d'injection de sécurité des réacteurs de 900 MWe est équipé d'un réservoir d'eau fortement concentrée en acide borique (21 000 ppm d'acide borique). Dès le début de l'injection, le contenu de ce réservoir est injecté dans le circuit primaire, évitant ainsi tout retour à un état critique. Afin d'éviter la cristallisation du bore, l'acide borique contenu dans le réservoir est chauffé et maintenu en permanence en circulation par des pompes. Le système de chauffage de ce circuit permet de maintenir l'acide à une température de 80°C, une alarme étant activée si cette température descend en dessous de 60°C. Le schéma de la page suivante montre les parties chauffées du circuit (signalées en rouge).

Toutefois, un risque de cristallisation pouvant conduire à un bouchage de tuyauteries peut être rencontré en cas de :

- défaillance du dispositif de réchauffage ;
- présence d'une solution d'acide borique concentrée à 21 000 ppm dans une portion de circuit non maintenue à une température suffisante (c'est le cas du présent incident) ;
- solution d'acide borique trop concentrée dans le réservoir d'injection de bore.

Le bore est l'élément de numéro atomique 5. Il présente la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire. Dans le réacteur le bore est utilisé sous forme d'acide borique (qui se présente sous la forme d'une poudre blanche soluble dans l'eau). Une solution d'acide borique peut se cristalliser, en fonction de la concentration du bore, quand la température décroît.

Que s'est-il passé à la centrale de Blayais ?

Le 9 août 2008, le réacteur n°3 de la centrale du Blayais est en cours de mise à l'arrêt pour rechargement de combustible. En application des procédures, l'injection de la solution d'acide borique à 21 000 ppm de bore dans le circuit primaire est réalisée. Cette injection, prévue lors de chaque arrêt pour rechargement, permet de vérifier la disponibilité de la fonction.

L'exploitant mesure un débit d'injection de 60 m³/h au lieu des 100 m³/h attendus. Les investigations menées sur les composants du circuit susceptibles de réduire le débit, révèlent la présence de bore cristallisé au niveau de deux des trois vannes disposées sur les lignes d'injection de sécurité dans les branches froides du circuit primaire (vannes A de la figure ci-contre). Du bore cristallisé obstrue partiellement ces lignes, ce qui explique le manque de débit observé. L'origine de ce phénomène remonte en fait à mars 2008 ; elle est liée à la réparation d'une vanne motorisée située juste en amont du réservoir d'acide borique à 21 000 ppm (vanne B). Pour les besoins de la réparation, cette vanne est restée ouverte pendant plus d'une heure. Ainsi, le réservoir d'acide borique et la portion de circuit attenante jusqu'aux vannes d'isolement en aval (vannes C) ont été soumis durant cette période à la pression exercée par les pompes d'injection à haute pression, soit environ 170 bar. Il s'est alors produit, du fait du taux de fuite admis pour ces vannes, une montée en pression des lignes situées en aval, dans la portion de circuit située entre ces vannes et les vannes d'isolement des branches froides (vannes A). La pression du

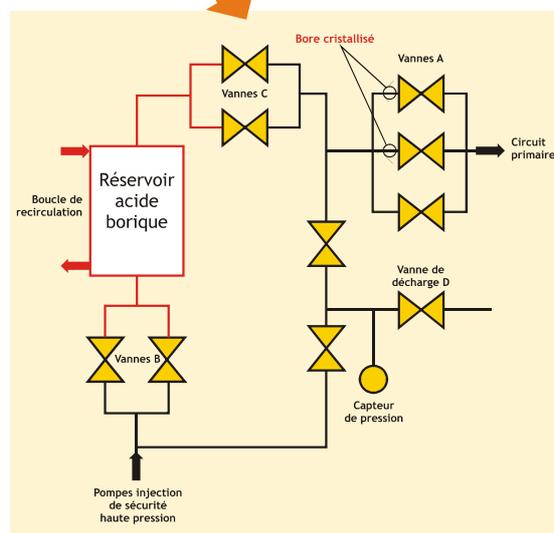
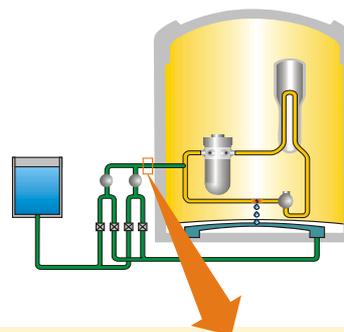


Schéma simplifié du circuit

circuit est surveillée pour détecter d'éventuelles fuites et, en cas de nécessité, la pression peut être réduite en ouvrant une vanne de décharge (vanne D) prévue à cet effet. Pour dépressuriser la ligne, l'exploitant a donc manœuvré cette vanne ; toutefois la consigne de conduite précisait que l'ouverture de cette vanne devait être brève et sa durée limitée au strict nécessaire à la dépressurisation. En maintenant cette vanne ouverte durant une heure, l'exploitant n'a pas suivi la consigne, favorisant ainsi le transfert d'acide borique à 21 000 ppm dans la portion de circuit comprise entre les vannes C et les vannes A. Celle-ci n'étant pas maintenue en température, des cristaux de bore s'y sont formés et, lors de l'injection du bore à 21 000 ppm cinq mois plus tard, le 9 août 2008, ces cristaux ont été poussés dans les lignes d'injection et se sont accumulés au niveau des vannes A dont la section de passage est significativement plus faible que celle du reste du circuit. L'une des trois vannes s'est débouchée sous l'effet de la pression, conduisant à l'établissement d'un débit de 60 m³/h ; les deux autres vannes sont restées obstruées.

Quelles étaient les conséquences possibles pour la sûreté du réacteur ?

En cas de brèche du circuit primaire, l'obturation de deux lignes d'injection de sécurité sur trois due à la présence d'acide borique cristallisé aurait conduit à un débit d'injection inférieur à celui requis. Le refroidissement du combustible aurait donc été moins efficace et peut être même insuffisant. Par ailleurs, la quantité d'acide borique à 21 000 ppm aurait été injectée dans le circuit primaire en un temps plus long, d'où une perte d'efficacité dans l'apport d'antiréactivité.

La remise en conformité

L'exploitant a procédé au nettoyage des vannes afin de retirer toute trace de bore et a réalisé un essai complet du circuit d'injection de sécurité. Cet essai a permis de vérifier que le circuit était à nouveau opérationnel.

La cristallisation du bore, un risque qui n'est pas nouveau

Des cristallisations de bore ont déjà affecté les tranches de 900 MWe. La fréquence de ces cristallisations et leurs conséquences pour la sûreté (qui peuvent être importantes) avaient conduit l'IRSN à mener, en 2003, une analyse des causes possibles de cristallisation de bore dans différentes parties de circuits. Sur la base de l'analyse que l'IRSN lui avait transmise, et des questions que cette analyse soulevait, l'ASN avait alors demandé que, face à chaque risque identifié par l'IRSN, EDF précise les dispositions prises dans les centrales. Ces dispositions reposent principalement sur des consignes d'exploitation (surveillance du circuit, vérification de l'absence de bouchage, rinçage de tuyauterie si nécessaire, guide d'exploitation...). Il s'avère que l'incident survenu à la centrale de Blayais, résultant du non respect d'une consigne d'exploitation, et aussi de l'absence de perception du risque de cristallisation par l'exploitant, a montré les limites de ces préconisations.

Après l'incident, EDF a mis en œuvre de nouvelles dispositions, à savoir un renforcement des consignes d'exploitation, qu'accompagnent des actions de sensibilisation des opérateurs au risque de cristallisation du bore, ainsi qu'un nouveau critère plus exigeant en termes de fuite admissible des vannes en aval du réservoir d'acide borique. L'IRSN considère que cet incident constitue un événement précurseur. Il fait en effet apparaître qu'en dépit des contrôles et des essais périodiques réalisés pour démontrer la disponibilité des systèmes de sauvegarde, certains défauts latents peuvent échapper à la vigilance exercée par les opérateurs. La suppression de la cartouche d'acide borique à 21 000 ppm avait fait l'objet d'une étude de la part d'EDF à la fin des années 1980 ; cette étude n'a pas débouché sur une réalisation concrète car parallèlement, EDF a voulu améliorer les performances du combustible et a, de ce fait réduit les marges disponibles, dont celles associées au risque de crise d'ébullition, rendant par ailleurs indémontrable la possibilité d'un fonctionnement sans cartouche d'acide borique à 21 000 ppm.

Les événements concernant la radioprotection

Les événements significatifs en matière de radioprotection ayant affecté le parc des réacteurs d'EDF en 2008 sont aussi nombreux qu'en 2007. L'analyse par l'IRSN de ces événements conduit aux mêmes constats de prépondérance de certains écarts dans la maîtrise des situations à risques comme les accès en zone contrôlée « orange » et la réalisation des tirs gammagraphiques. Les efforts d'EDF relatifs à la prise en compte du retour d'expérience en matière de radioprotection doivent donc être poursuivis.

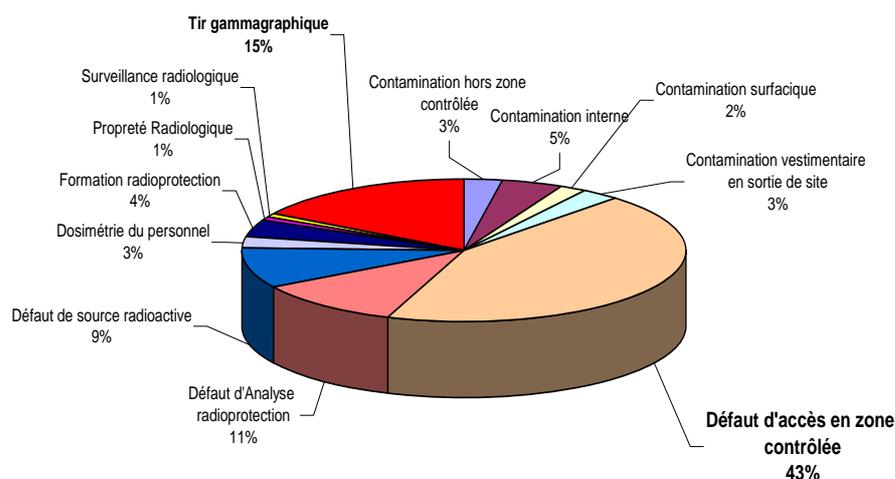
Répartition des déclarations d'événements concernant la radioprotection

La réglementation relative à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants impose aux exploitants des installations nucléaires de déclarer à l'ASN les écarts appelés « événements significatifs en matière de radioprotection » (ESR). Ces écarts répondent à des critères préalablement définis par l'ASN.

<u>Les 10 critères de déclaration pour les événements significatifs pour la radioprotection (ESR)</u>	
ESR 1	Dépassement d'une limite de dose individuelle annuelle réglementaire ou situation imprévue qui aurait pu entraîner, dans des conditions représentatives et vraisemblables, le dépassement d'une limite de dose individuelle annuelle réglementaire, quel que soit le type d'exposition (ce critère inclut les cas de contamination corporelle).
ESR 2	Situation imprévue ayant entraîné le dépassement du quart d'une limite de dose individuelle annuelle réglementaire, quel que soit le type d'exposition (ce critère inclut les cas de contamination corporelle).
ESR 3	Tout écart significatif concernant la propreté radiologique, notamment les sources de contamination hors zone contrôlée supérieures à 1 MBq et une contamination vestimentaire supérieure à 10 kBq détectée au portique C3 ou lors d'une anthropogammamétrie.
ESR 4	Toute activité (opération, travail, modification, contrôle...) notable, comportant un risque radiologique, réalisée sans une analyse de radioprotection (justification, optimisation, limitation) ou sans prise en compte exhaustive de cette analyse.
ESR 5	Action ou tentative d'action de malveillance susceptible d'affecter la protection des travailleurs ou des personnes du public contre les rayonnements ionisants
ESR 6	Situation anormale affectant une source scellée ou non scellée d'activité supérieure aux seuils d'exemption
ESR 7	Défaut de signalisation ou non-respect des conditions techniques d'accès ou de séjour dans une zone spécialement réglementée ou interdite (zones orange, rouge et zones des tirs radio).
	7a Défauts de balisage et de signalétique
	7 b Autres écarts
ESR 8	Défaillance non compensée des systèmes de surveillance radiologique assurant la protection collective des personnels présents.
ESR 9	Dépassement de plus d'un mois de la périodicité de contrôle d'un appareil de surveillance radiologique, s'il s'agit d'un appareil de surveillance collective permanente (périodicité réglementaire de 1 mois), de plus de trois mois s'il s'agit d'un autre type d'appareil (lorsque la périodicité de vérification prévue dans les RGE est comprise entre 12 et 18 mois).
ESR 10	Tout autre écart significatif pour l'ASN ou l'exploitant.

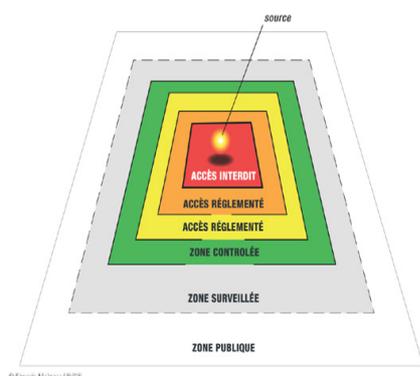
Pour chacun de ces événements, EDF analyse les circonstances et les causes de l'événement, ses conséquences radiologiques réelles et celles qu'il aurait pu avoir, et met en place des actions correctives pour éviter leur renouvellement. Ces analyses permettent à l'IRSN d'établir des tendances pour l'ensemble du parc et d'évaluer les actions correctives engagées par EDF.

En 2008, 110 événements significatifs concernant la radioprotection ont été déclarés par le parc de centrales nucléaires d'EDF, tous de niveau 0 sur l'échelle INES « radioprotection ». La répartition des événements de radioprotection déclarés en fonction du type d'écart détecté est très inégale. Une catégorie est toutefois prépondérante : les écarts aux conditions techniques d'accès en zone contrôlée



Répartition des événements de radioprotection déclarés en fonction du type d'écart détecté

Accès réglementé pour les travailleurs dans une centrale nucléaire



Conformément aux prescriptions réglementaires relatives au zonage des installations, le service de radioprotection effectue un balisage des lieux, à l'aide de panneaux de couleurs (trisecteurs normalisés) correspondant aux différents types de zone afin d'informer le personnel des risques présents dans chaque zone.

Les accès non autorisés en zone orange représentent la majorité des écarts détectés. Ils sont en augmentation : 43 ESR de ce type en 2008 contre 35 en 2007 (défauts de balisage, non-respects des dispositions organisationnelles et techniques, non prise en compte de l'augmentation du débit de dose ambiant). Les doses individuelles qui ont été reçues par les intervenants en une année n'ont jamais dépassé 20 mSv et 14 intervenants seulement ont reçu entre 16 et 20 mSv ; toutefois ce type d'anomalie pourrait conduire à des doses plus conséquentes.

Un autre type d'écart pourrait être évité si les intervenants exerçaient une plus grande vigilance au cours de leurs interventions en zone contrôlée. L'exposition aux rayonnements ionisants doit être vérifiée au cours de ces interventions, notamment grâce aux dosimètres opérationnels qui permettent d'afficher des valeurs de dose et de débit de dose en temps réel et donc permettent aux opérateurs de prendre des mesures d'autoprotection adéquates.



*Exemple de dosimètre opérationnel
- mesure et affichage numérique
- Alarme et préalarme
De l'équivalent de dose intégré et du
débit d'équivalent de dose γ et X en
temps réel*

Ces dosimètres sont munis d'une préalarme et d'une alarme sonore et visuelle (en dose et en débit de dose) qui prévient l'agent de sa présence dans un champ de rayonnements dépassant certains seuils. Même si les doses effectivement reçues par les agents sont restées très faibles, l'analyse des événements déclarés montre que, malheureusement, cette surveillance ne fonctionne pas systématiquement. Ainsi, la majorité de ces événements auraient pu être évités par une préparation des interventions plus approfondie, un autocontrôle plus vigilant et un respect plus strict des règles de radioprotection (cas des franchissements volontaires des balisages, des déposes inappropriées du balisage). EDF a donc entrepris de compléter ses actions d'amélioration, lancées en 2007, en matière de respect de la réglementation, en renforçant notamment les pratiques de balisage des zones pour les rendre plus robustes et plus fiables.

Les tirs gammagraphiques

Les tirs gammagraphiques (ou radiographiques), qui correspondent à une méthode de contrôle non destructif des tuyauteries très utilisée dans l'industrie, présentent un des risques majeurs de surexposition des travailleurs. Le nombre d'écarts lors de ces interventions représente une part non négligeable des ESR (une vingtaine), mais ce nombre, stable au cours des dernières années, est néanmoins faible en regard du nombre total des tirs réalisés sur le parc (environ 20 000 par an).

Les défauts de balisage sont majoritairement responsables des ESR relatifs aux tirs gammagraphiques. L'analyse des événements montre qu'ils n'ont pas eu de conséquence réelle en termes de doses. En effet, il faut à la fois un franchissement d'un balisage à proximité de la source et une source en fonctionnement au moment de ce franchissement pour entraîner des possibilités de surexposition. Par contre, ces surexpositions pourraient être très graves pour le personnel, et de plus ne pas être détectées lorsque les tirs ont lieu hors des zones contrôlées, dans des locaux où peuvent circuler des travailleurs non munis de dosimètres.



Les tirs gammagraphiques sont effectués à l'aide d'appareils mobiles auto protégés (plombés) contenant une source radioactive scellée émettant des rayonnements gamma (généralement de l'Iridium 192 ou du césium 137) qui, une fois en position d'utilisation, expose un film radiographique d'une manière analogue à une radiographie médicale à l'aide de rayons X. Cette technique constitue un moyen performant et très fréquemment utilisé de contrôle non destructif sur les sites. Elle est d'ailleurs également fréquemment mise en œuvre dans l'industrie classique pour vérifier, par exemple, la qualité des soudures ou détecter un manque de matière dans des tuyauteries.

EDF a engagé en 2008 différentes actions visant à améliorer la maîtrise des tirs gammagraphiques et à réduire les risques radiologiques encourus par le personnel lors de ces tirs gammagraphiques. Néanmoins, à ce jour, les effets de ces actions ne sont pas encore visibles. Les efforts d'EDF doivent donc être poursuivis afin d'obtenir une diminution sensible des risques d'exposition aux tirs gammagraphiques.

Un évènement marquant en 2008 : l'évacuation du bâtiment du réacteur n°4 de la centrale du Tricastin



Le 23 juillet 2008, alors que le réacteur n°4 du Tricastin était arrêté pour son rechargement annuel en combustible., le déclenchement simultané de plusieurs détecteurs assurant la surveillance de la contamination atmosphérique du bâtiment du réacteur a conduit l'exploitant à faire évacuer les 97 personnes présentes à ce moment là dans le bâtiment. Le contrôle anthropogammamétrique de l'ensemble

du personnel concerné (présent avant l'évènement ou lors de celui-ci) a montré une exposition interne pour 117 intervenants. Compte tenu des faibles niveaux de contamination mesurés, cet évènement a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

L'analyse menée par l'exploitant a montré que la dispersion de contamination a eu pour origines un défaut d'analyse des risques associés au balayage d'un circuit contaminé par de l'air ainsi que des défauts de confinement des chantiers dans les générateurs de vapeur. De plus, le déboîtement de la gaine du dispositif de mise en dépression du circuit primaire a favorisé la dissémination de la contamination dans l'enceinte du bâtiment du réacteur.

Les évacuations du bâtiment du réacteur sont relativement fréquentes lors des arrêts pour rechargement des réacteurs nucléaires. Une grande majorité de ces évacuations relève d'alarmes intempestives liées à des dysfonctionnements des balises de mesures de la radioactivité. Ces évacuations non justifiées par une contamination réelle et l'évènement du Tricastin ont conduit EDF à renforcer ses prescriptions nationales de surveillance de la contamination atmosphérique dans le bâtiment du réacteur.

Chaque année, l'IRSN publie sur son site internet www.irsn.fr un [bilan de la surveillance des travailleurs](#) exposés aux rayonnements ionisants en France. L'ensemble des données relatives aux expositions des travailleurs sont enregistrées dans une base de données nationale, dénommée SISERI, gérée par l'IRSN et accessible en ligne aux médecins du travail et aux personnes compétentes en radioprotection.

Envasement du ru d'eau arrière de la station de pompage de la centrale de Fessenheim

En juillet 2008, EDF a découvert une dégradation des performances du système d'aspersion dans l'enceinte du réacteur n°2 de la centrale de Fessenheim. Ce système, prévu pour les situations accidentelles, est refroidi via des échangeurs par l'eau du grand canal d'Alsace qui jouxte la centrale. Les investigations menées par l'exploitant ont mis en évidence un état avancé d'envasement du ru d'eau arrière de la station de pompage, qui alimente les échangeurs de refroidissement.

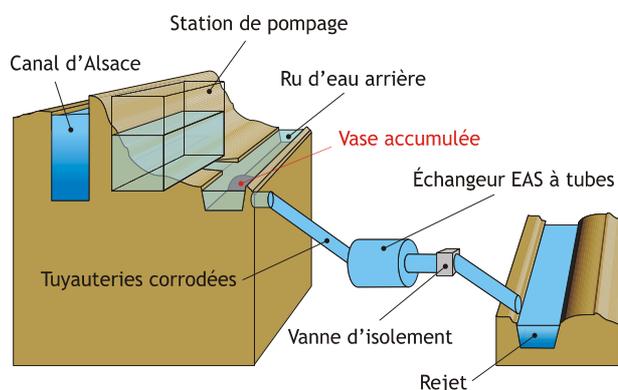
Le refroidissement du système d'aspersion dans l'enceinte des réacteurs de la centrale de Fessenheim

Le grand canal d'Alsace participe au refroidissement des réacteurs de la centrale de Fessenheim. A la station de pompage de chaque réacteur, de l'eau en provenance du canal est, après filtration, envoyée vers le condenseur du turboalternateur, qui assure la production d'énergie électrique.

Une partie de l'eau filtrée est prélevée de façon gravitaire pour les besoins du système d'alimentation en eau brute assurant la réfrigération de systèmes importants pour la sûreté. Ce prélèvement est réalisé dans un collecteur parallélépipédique de distribution (2 m de large, 3 m de haut, d'un volume total de 400 m³) nommé « ru d'eau arrière de la station de pompage ».

Ce collecteur assure notamment l'alimentation des réfrigérants du système d'aspersion dans l'enceinte de confinement (EAS). Ce système participe à l'évacuation de la puissance dégagée par le cœur dans l'enceinte en situation accidentelle de brèche primaire ou de perte de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur. Il est composé de deux voies redondantes (voies A et B), chacune munie, entre autres, d'un échangeur à tubes permettant de refroidir l'eau du système EAS. Chaque échangeur est refroidi par une des deux voies dédiées du système d'eau brute, qui sont disposées l'une à côté de l'autre, à l'extrémité du ru d'eau arrière.

Lors de la conception des réacteurs de la centrale de Fessenheim, la solution retenue (alimentation gravitaire des échangeurs) pour le refroidissement du système d'aspersion dans l'enceinte, unique sur le parc, avait comme principal but d'assurer une très bonne disponibilité de ce système de sauvegarde. Ainsi, la circulation gravitaire de l'eau brute a permis de réduire de façon importante le nombre de composants actifs dont le bon fonctionnement est nécessaire en situation accidentelle.



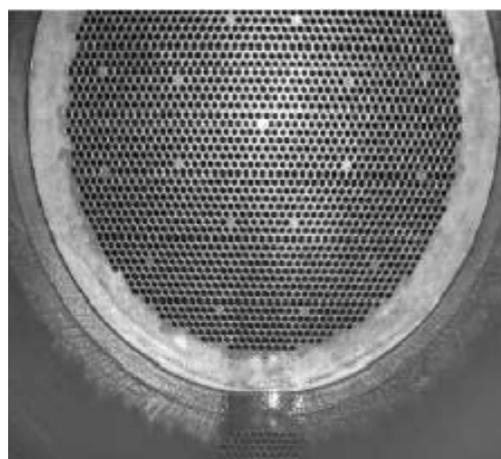
ALIMENTATION DES ÉCHANGEURS EAS
SCHÉMA DE PRINCIPE

Néanmoins, des actions de contrôle et de maintenance préventive sont nécessaires pour garantir la propreté des circuits et le maintien dans le temps des caractéristiques attendues, notamment leur capacité d'échange thermique et leur débit de refroidissement.

Aussi, l'exploitant doit vérifier périodiquement que les débits d'eau brute sont suffisants (chaque mois, une voie est testée). Pour cela, il fait circuler de l'eau dans l'échangeur et mesure le débit traversant l'échangeur. En dehors des périodes d'essais, l'échangeur est rempli d'eau déminéralisée. Cette disposition permet d'éviter un encrassement des tubes de l'échangeur par l'eau brute du canal, encrassement susceptible d'affecter le coefficient thermique d'échange.

Que s'est-il passé à Fessenheim ?

En novembre et décembre 2007, lors des essais de redémarrage après l'arrêt pour rechargement du réacteur n° 2, les débits d'eau brute traversant les deux échangeurs du système d'aspersion dans l'enceinte se sont avérés inférieurs aux valeurs spécifiées. Le débit requis avait néanmoins été retrouvé grâce à un rinçage des échangeurs. Par la suite, un nouvel écart de débit a été constaté lors d'un essai périodique, mais corrigé rapidement par un rinçage des échangeurs. Compte tenu de ces écarts répétés, l'IRSN a recommandé, début juin 2008, que l'exploitant procède, dès le premier arrêt programmé de chaque réacteur de la centrale de Fessenheim, au nettoyage du ru d'eau arrière de la station de pompage, ainsi que des échangeurs du système d'aspersion dans l'enceinte et des canalisations d'eau brute les alimentant. Il est à noter que la nécessité d'assurer l'alimentation en eau brute des systèmes ayant des fonctions de sûreté rend préférable la réalisation de ces travaux lorsque le réacteur est complètement déchargé.



Face avant de l'échangeur à tubes

Après un nouvel écart de débit constaté sur la voie A fin juin 2008, l'exploitant a défini un nouveau mode opératoire pour les essais périodiques bimensuels, qui prévoyait de laisser couler un certain temps l'eau brute à travers l'échangeur en essai avant de procéder à la mesure du débit, cet écoulement préliminaire permettant d'évacuer les éventuels dépôts en amont de l'échangeur. Le premier essai périodique réalisé dans ces conditions a été effectué le 4 juillet 2008 sur la voie B alors que le réacteur était en arrêt à chaud, dans le cadre d'un arrêt court, programmé sans déchargement du combustible.

Malgré ce nouveau mode opératoire, l'exploitant a constaté, une fois de plus, une valeur insuffisante du débit d'eau brute. De surcroît, les relevés de débit effectués les jours suivants n'ont pas permis de conclure à la disponibilité de l'échangeur. Le réacteur a donc été replié dans l'état d'arrêt à froid et dépressurisé. Les essais réalisés sur la voie A ont donné des résultats semblables à ceux obtenus pour la voie B.

L'exploitant a donc décidé la réalisation de contrôles du ru d'eau arrière et des canalisations d'amenée de l'eau brute dans les échangeurs.

Il est à noter qu'il n'existe pas de contrôle systématique et périodique de l'état des rus d'eau et des tuyauteries du circuit d'alimentation des échangeurs. Cette situation peut s'expliquer par la difficulté d'accéder à ces installations ; par contre, elle montre des faiblesses dans les contrôles d'un ouvrage pourtant nécessaire au bon fonctionnement d'une fonction de sauvegarde et classé à ce titre important pour la sûreté. Le ru d'eau arrière de la station de pompage avait toutefois été désensasé lors de la première visite décennale en 1990. Conscient du problème, et aussi en réponse à une demande de l'ASN, l'exploitant a mené, à partir de 2000, plusieurs études de faisabilité du suivi du niveau de la vase déposée, ainsi que de méthodes de désensasement, dans l'objectif de procéder à ce désensasement, au plus tard, lors de la troisième visite décennale prévue en 2010. En effet, compte tenu de son retour d'expérience, l'exploitant était confiant quant à la propreté du ru d'eau arrière.

Où l'on découvre la présence de vase bouchant partiellement le ru d'eau.

L'inspection du ru d'eau arrière de la station de pompage a mis en évidence un dépôt de boue, sur une longueur d'environ 13 m et une hauteur atteignant 2,5 m, situé du côté des tuyauteries alimentant les échangeurs du système d'aspersion dans l'enceinte. L'IRSN a alors estimé qu'en cas de sollicitation réelle du système d'aspersion dans l'enceinte, une partie de la boue présente dans le ru d'eau aurait pu être entraînée dans les échangeurs. Des transitoires hydrauliques, par exemple provoqués par l'arrêt des pompes de refroidissement du condenseur, auraient pu favoriser ce phénomène. De ce fait, il existait un risque non négligeable que les échangeurs ne puissent pas remplir leur mission en situation accidentelle. Leur défaillance aurait été provoquée par le bouchage des tubes des échangeurs, mais aussi par la perte de leur efficacité d'échange thermique du fait de dépôts de boue dans les tubes.



Corrosion sur les parois internes des tuyauteries d'eau brute

En conséquence, le réacteur a été maintenu à l'arrêt et des travaux de nettoyage du ru ont été réalisés avec aspiration des boues. Ces travaux ont été complétés par la visite des tuyauteries d'eau brute en amont des échangeurs. Par ailleurs, un nettoyage de 15 % des tubes des échangeurs a été effectué. Ces travaux ne se sont pas révélés suffisamment efficaces pour rétablir un débit suffisant dans les échangeurs. Une hypothèse alors avancée par l'exploitant était l'état de corrosion des parois internes des tuyauteries en amont des échangeurs, constaté lors des travaux précités. Selon l'exploitant, l'augmentation sensible de la rugosité de la paroi interne des tuyauteries provoquée par la corrosion pouvait expliquer la baisse de débit due aux pertes de charge.

Sans écarter cette hypothèse, qui contribue certainement à réduire le débit, l'IRSN a toutefois considéré que le faible débit constaté pouvait aussi résulter d'un bouchage partiel des échangeurs. En effet, ces derniers ont été conçus pour être conditionnés avec de l'eau déminéralisée ; or, lors des essais réalisés en juin 2008, un écoulement d'eau brute chargée de particules a été maintenu à travers ces échangeurs pendant une quinzaine de jours. L'IRSN a donc estimé que la propreté des échangeurs ne pouvait pas être démontrée, tant qu'ils n'auraient pas été nettoyés dans leur intégralité.

Une deuxième phase de travaux a donc été lancée, à l'issue de laquelle les débits traversant les échangeurs sont redevenus corrects. Le réacteur a été redémarré au début d'août 2008, après que l'exploitant s'est engagé à remplacer les tuyauteries corrodées lors du prochain arrêt pour rechargement de chaque réacteur.

Par ailleurs, l'exploitant s'est engagé à poursuivre son analyse, en vue d'identifier l'ensemble des causes qui entraînent des réductions de débit, et d'engager les actions correctives les plus appropriées.

Des travaux de nettoyage ont également été effectués sur le réacteur n° 1 lors de l'arrêt pour rechargement qui a débuté en août 2008. L'envasement de son ru d'eau arrière s'est révélé moins important que celui du ru d'eau du réacteur n°2.

Des mesures pour éviter que la situation ne se renouvelle

Le phénomène d'envasement du ru d'eau arrière découvert en 2008 a été présenté lors de la réunion du Groupe Permanent pour les réacteurs nucléaires, dédiée à la clôture du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion de leurs troisièmes visites décennales. A cette occasion, l'IRSN a noté que le suivi périodique de l'état d'envasement de la prise d'eau jusqu'au ru d'eau arrière serait désormais formalisé par EDF et mentionné dans le rapport de sûreté des tranches de la centrale de Fessenheim.

Par ailleurs, fin 2008, l'exploitant de la centrale de Fessenheim a transmis les résultats de la revue technique engagée après les constats du mois de juillet. Outre le remplacement des tuyauteries corrodées, l'exploitant réalisera, lors des arrêts pour rechargement des deux réacteurs en 2009, le nettoyage des échangeurs, après avoir recherché la méthode la mieux adaptée, et définira un programme local de surveillance du niveau d'envasement du ru d'eau arrière de la station de pompage. L'IRSN portera une attention particulière sur la mise en œuvre de ces dispositions.

Définitions et abréviations

ASN : Autorité de sûreté nucléaire.

BAN : Bâtiment des auxiliaires nucléaires

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

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

ASG : Système de secours de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur. Ce système a pour rôle l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (GV) toutes les fois où 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 (ARE), assure l'alimentation en eau de ceux-ci, permettant ainsi l'évacuation de la puissance résiduelle.

différence axiale de puissance : Différence entre la puissance dans le haut du cœur et la puissance dans le bas du cœur rapportée à la puissance moyenne du cœur

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 à but médiatique.

MWe : Le mégawatt électrique est l'unité utilisée pour 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 un nombre de neutrons supérieur ou égal à 1, qui à leur tour causent d'autres fissions.

REP : Réacteur à eau sous pression.

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

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 d'équivalent de dose (ou 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 le calcul. Elle dépend de l'énergie transmise aux tissus, du type de rayonnement et du tissu traversé.

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

Taux de combustion : rapport exprimant le nombre de noyaux fissiles ayant subi une fission sur le nombre initial de ces noyaux.

TEG : Système de traitement des effluents gazeux ; il recueille les effluents gazeux provenant du circuit primaire.

VD3 : 3ème visite décennale d'un réacteur nucléaire.

Crédit photo

Page 4 : photo EDF - médiathèque 2008

Pages 26 et 27 : 2 photos EDF-CNPE de Fessenheim

Pages 37, 38, 39 : 5 photos, EDF-CNPE de Flamanville

Pages 44 et 46 : 2 photos AREVA

Pages 45 et 46 : 2 photos EDF

Page 52 : Photo EDF-CNPE Cruas-Meysse

Page 57 : 2 photos EDF

Page 60 : photo EDF

page 2, 5, 7, 9, 11, 14, 15, 19, 22, 25, 30, 31, 34, 42, 49, 52, 59, 63, 65, 66 : illustration IRSN