

IRSNINSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

LE POINT DE VUE DE L'IRSN SUR LA SURETE ET LA RADIOPROTECTION DU PARC ELECTRONUCLEAIRE FRANÇAIS EN 2007

RAPPORT DSR N° 271

DIRECTION DE LA SURETE DES REACTEURS

Système de management
de la qualité RSN certifié

SOMMAIRE

INTRODUCTION ET SYNTHÈSE	1
EVALUATION GLOBALE DE LA SÛRETÉ DU PARC EN EXPLOITATION	3
LES TENDANCES 2007 SOULIGNÉES PAR L'IRSN	4
DES OUTILS DÉVELOPPÉS PAR L'IRSN	10
EVENEMENTS ET INCIDENTS	13
INHIBITION PARTIELLE D'UNE FONCTION DE SAUVEGARDE	14
PERTE D'ALIMENTATIONS ÉLECTRIQUES.....	17
LES EVENEMENTS EN RADIOPROTECTION	21
LES ENSEIGNEMENTS TIRES DU SEISME DE KASHIWAZAKI-KARIWA	27
ANOMALIES GÉNÉRIQUES SUR LE PARC	30
TEMPÉRATURES AMBIANTES ÉLEVÉES POUR LES POMPES D'INJECTION DE SÛRETÉ.....	31
LE COLMATAGE DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR	34
INCIDENCES DE L'ENVIRONNEMENT SUR LES STATIONS DE POMPAGE	36
UNE NOUVELLE CONCEPTION DES FILTRES DES PUISARDS DE RECIRCULATION	39
LES ÉVOLUTIONS SIGNIFICATIVES.....	43
LA PROTECTION DES CENTRALES NUCLEAIRES CONTRE LES INONDATIONS EXTERNES.....	44
MISE EN ŒUVRE DE DEUX NOUVELLES GESTIONS DE COMBUSTIBLE EN 2007	47
MISE EN PLACE DE RECOMBINEURS D'HYDROGÈNE.....	50
LA GESTION DES COMPÉTENCES.....	53
LE PROJET « HOMOGENÉISATION DES PRATIQUES ET DES MÉTHODES »	56
DEFINITIONS ET ABREVIATIONS	59

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

ANOMALIES GENERIQUES SUR LE PARC

Une caractéristique du parc EDF des réacteurs à eau sous pression est sa standardisation. Il est en effet composé de trois groupes (appelés paliers) de réacteurs, chaque palier comprenant des réacteurs similaires de même puissance (900 MWe, 1300 MWe, 1450 MWe). Outre l'aspect économique, la standardisation présente de nombreux avantages en matière d'exploitation (mêmes référentiels d'exploitation, maintenance optimisée, partage du retour d'expérience...). Cette standardisation peut néanmoins devenir pénalisante lorsque l'exploitant découvre une défaillance ou une erreur qui peut concerner l'ensemble des réacteurs du parc ou d'un palier. Ainsi, l'IRSN porte une attention particulière à la détection de telles anomalies et au traitement qu'en fait EDF. Certaines anomalies peuvent nécessiter un traitement complexe et plusieurs années sont parfois nécessaires pour les corriger. Ce chapitre présente quatre anomalies parmi celles qui ont fait l'objet d'une forte mobilisation de l'IRSN.

Le risque d'atteindre, dans certaines situations accidentelles, une température ambiante trop élevée dans les locaux des pompes d'injection de sécurité haute pression, concerne les réacteurs du palier 900 MWe. Il s'agit d'un écart de conformité découvert par EDF dans le cadre de ses analyses relatives à la protection des centrales en période de canicule.

Le phénomène de colmatage des générateurs de vapeur a été mis en évidence à la centrale de Cruas. Des investigations menées sur d'autres centrales du parc ont montré des phénomènes similaires sur des générateurs de vapeur du même type que ceux de Cruas.

Tous les réacteurs du palier 900 MWe sont désormais équipés de filtres de puisard de recirculation d'une nouvelle conception. Le risque de colmatage des filtres montés initialement ne pouvant pas être écarté, une modification s'imposait. Celle-ci est l'aboutissement de plusieurs années d'études et d'essais auxquels l'IRSN a dès le début participé activement.

Bien que la conception des stations de pompage des centrales diffère selon la situation géographique, il existe entre ces stations des difficultés communes, tel le risque de perte de leur alimentation en eau, ou, plus particulièrement pour les centrales en bord de mer, le risque de corrosion sous l'effet de la salinité de l'air.

Températures ambiantes élevées pour les pompes d'injection de sécurité

Après les périodes de fortes chaleurs observées en 2003 et 2006, les exigences relatives à la protection des centrales contre les températures ambiantes élevées (référentiel « grand chaud ») sont en cours de réexamen. Ce référentiel fait l'objet d'échanges techniques entre EDF, l'ASN et l'IRSN. Il prend en compte l'impact des augmentations de la température de l'air extérieur et de l'eau utilisée pour le refroidissement des différents équipements. Dans ce cadre, EDF a déclaré le 31 juillet 2007, des écarts de conformité relatifs à la tenue à la température des pompes d'injection de sécurité haute pression des réacteurs de 900 MWe.

Quelle fonction de sûreté assurent les pompes d'injection de sécurité haute pression ?

En cas de situation accidentelle, notamment en cas de brèche du circuit primaire, et après l'arrêt automatique du réacteur, le signal d'injection de sécurité déclenche la mise en service de pompes refoulant dans le circuit primaire à près de 180 bars. L'eau injectée sert, entre autres, à compenser le débit d'eau perdu par la brèche. Dans un premier temps, le système d'injection de sécurité utilise de l'eau stockée dans un réservoir de grande capacité. Lorsque ce réservoir est vide, l'eau est alors pompée dans des puisards localisés au fond du bâtiment du réacteur, le système fonctionne alors en mode dit de [« recirculation sur les puisards »](#).

Sur les réacteurs de 900 MWe, les pompes d'injection de sécurité à haute pression sont situées dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN). La lubrification des pompes est assurée par un circuit d'huile, lui-même refroidi par un aéroréfrigérant.

Par ailleurs le refroidissement du moteur des pompes est assuré par un ventilateur en circuit ouvert dans le local. Pour garantir le bon fonctionnement des pompes, il est donc nécessaire de maintenir suffisamment basse la température de l'air régnant dans les locaux abritant les pompes. La régulation de la température des locaux est assurée par la ventilation générale du BAN (DVN) tant que celle-ci est inférieure à 45 °C. Au-delà de cette valeur, un autre système de ventilation (DVH) prend le relais. L'air de ventilation du système DVH est lui-même refroidi par de l'eau du circuit de réfrigération intermédiaire (RRI). Comme ce dernier assure également l'évacuation de la chaleur dégagée dans l'enceinte du bâtiment réacteur par le refroidissement, via un échangeur, de l'eau recueillie dans les puisards, la température de l'eau du système RRI atteint son maximum peu après le passage en recirculation.

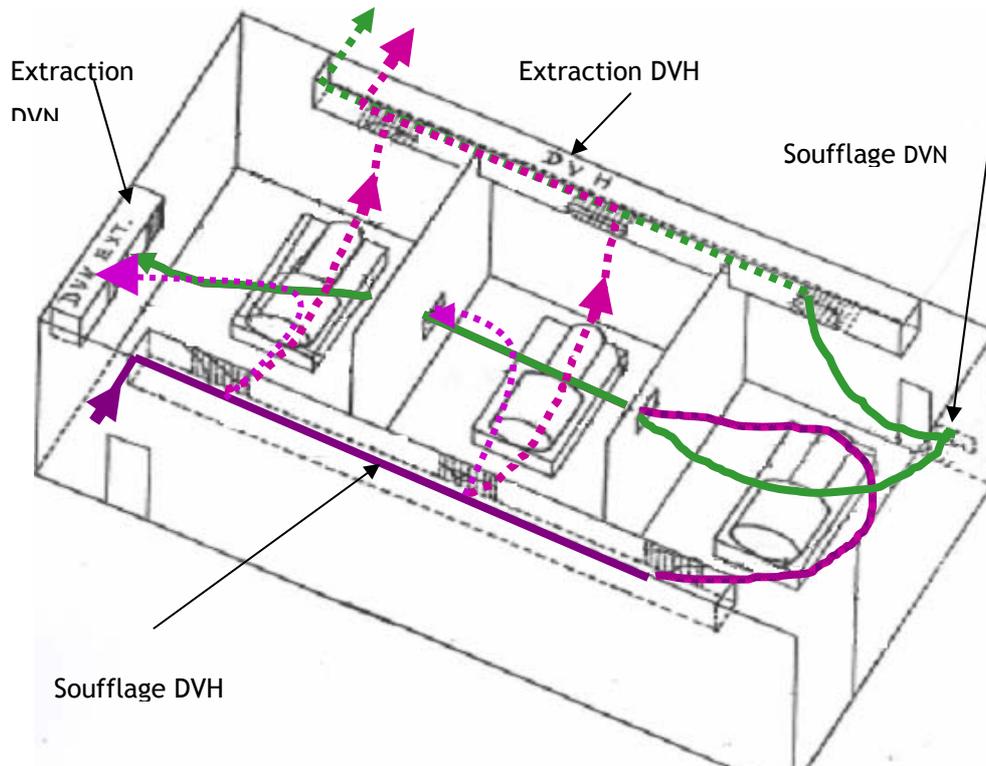


Schéma de ventilation du local (configuration DVN + DVH en service)

Les écarts de conformité

Le référentiel de sûreté actuel stipule que le bon fonctionnement des pompes est assuré pour une température maximale ambiante de 55 °C dans le local, évaluée en considérant une température du RRI de 50 °C au moment du passage en configuration « recirculation sur les puisards ». Or, d'après les spécifications initiales du constructeur, ces pompes ont été conçues en considérant une température d'air de 45 °C à l'entrée de l'aéroréfrigérant. Au-delà de cette valeur, le fonctionnement correct des pompes sur le long terme ne peut pas être garanti, ce qui constitue un écart de conformité.

A l'occasion de son examen, EDF a identifié un autre écart sur le système DVH. Il résulte de la prise en compte, à la conception de ce système, d'une température maximale du fluide RRI de 43 °C alors que la température du RRI en situation accidentelle peut atteindre 50 °C. Cet écart a conduit EDF à recalculer la valeur de la température maximale dans le local des pompes d'injection de sécurité haute pression au moment du passage en configuration « recirculation sur les puisards ». Le résultat montre que la température ambiante dans le local des pompes peut atteindre transitoirement 58 °C (valeur supérieure à la valeur de 55 °C inscrite dans le référentiel de sûreté). Ce second écart, en augmentant la température régnant dans le local, aggrave l'impact de l'écart de conformité sur la tenue des pompes.

Quelle conséquence pour la sûreté ?

L'analyse effectuée par EDF a montré que l'élément de la pompe le plus sensible à la température ambiante est la vanne thermostatique qui régule la température de l'huile de lubrification, en orientant un débit d'huile plus ou moins important vers l'aéroréfrigérant du circuit de graissage. Si la température dépasse 45 °C à l'entrée de l'aéroréfrigérant, la surchauffe de l'élément réglant de la vanne peut conduire au contournement de l'aéroréfrigérant et, par voie de conséquence, à l'indisponibilité de la pompe par échauffement de l'huile de lubrification.

Ainsi ces écarts peuvent remettre en cause la capacité du système d'injection de sécurité haute pression à assurer sa fonction de refroidissement du cœur dans certaines situations accidentelles.

La remise en conformité des installations prévue par EDF

EDF a proposé de remettre en conformité ses installations en deux temps. Dans un premier temps, il prévoit de remplacer la vanne thermostatique du circuit de lubrification des pompes par des vannes qualifiées à plus haute température, semblables à celles équipant les réacteurs de 1300 MWe. Ce remplacement est en cours. Dans un second temps, EDF vérifiera dans le cadre de la démarche de réexamen initiée après les épisodes de canicule de 2003 à 2006 que les nouvelles températures à utiliser pour la conception des équipements de sûreté ne remettent pas en cause le bon fonctionnement des pompes.

Un sujet suivi de près par l'IRSN

Dans le cadre de l'analyse du retour d'expérience des réacteurs nucléaires en exploitation sur la période 2003-2005, l'IRSN a mis en évidence en 2007 qu'en situation normale de fonctionnement, les températures dans les locaux des pompes d'injection de sécurité à haute pression sont souvent proches de 45 °C (température maximale prise en compte à la fabrication de la pompe). De ce fait, sur certains réacteurs, le système de ventilation DVH est fréquemment utilisé pour refroidir le local et assurer le refroidissement correct des pompes. Ce mode de fonctionnement des ventilations ne correspond pas à celui qui est décrit dans les études d'accident du rapport de sûreté. En outre, sur certains réacteurs, des températures élevées, proches du critère d'arrêt des pompes, ont été observées sur les paliers de ces pompes alors que le système DVH était déjà en service et que les températures extérieures n'étaient pas particulièrement élevées.

En regard de l'importance pour la sûreté des pompes, l'IRSN poursuit ses analyses et ses échanges techniques avec EDF concernant la suffisance de la modification de la vanne thermostatique vis-à-vis de la tenue en température des pompes et les performances des systèmes de ventilation assurant leur refroidissement.

Le colmatage des générateurs de vapeur

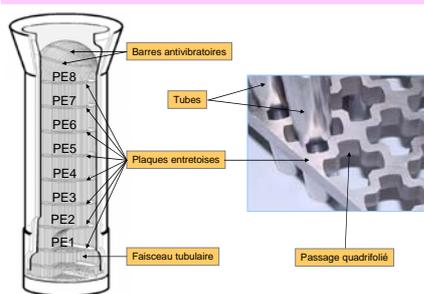
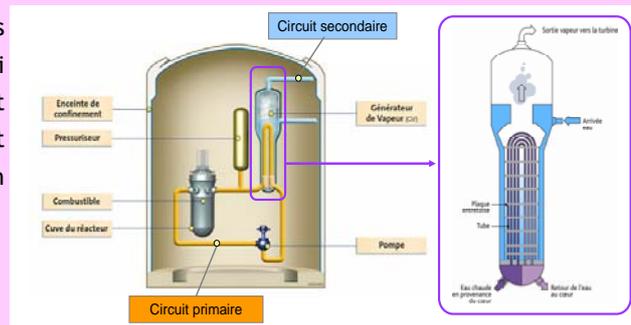
Les investigations menées par EDF à la suite de plusieurs incidents ayant affecté deux réacteurs de la centrale de Cruas (Ardèche) ont permis de mettre en évidence une anomalie à caractère générique sur certains générateurs de vapeur (GV) des réacteurs français : [le colmatage des plaques entretoises des générateurs de vapeur](#).

Une anomalie découverte à la centrale de CRUAS

En février 2006, l'exploitant de la centrale de CRUAS procède à l'arrêt fortuit du réacteur n° 4 après avoir détecté une fuite entre le circuit primaire et le circuit secondaire, due à l'évolution rapide d'une fissure par fatigue vibratoire d'un tube de GV. Ce phénomène est consécutif au colmatage des plaques entretoises des GV.

Colmatage des générateurs de vapeur

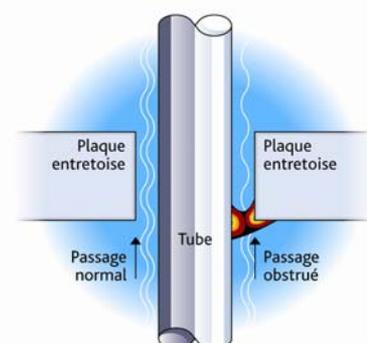
Le phénomène de colmatage concerne les plaques entretoises des générateurs de vapeur (GV). Ceux-ci assurent l'échange thermique entre l'eau du circuit primaire, portée à 325°C dans le cœur du réacteur, et l'eau du circuit secondaire qu'ils transforment en vapeur pour alimenter la turbine.



Chaque GV équipant un réacteur de 900 MWe comporte environ 3300 tubes en U renversé, maintenus entre autres par des plaques entretoises.

Il est apparu en 2005 que, dans certains générateurs de vapeur, les passages aménagés entre les tubes et les plaques entretoises pour la circulation de l'eau et de la vapeur avaient été progressivement obstrués par des dépôts d'oxydes, principalement de la magnétite provenant de la corrosion des condenseurs.

Cette obstruction provoque des déséquilibres de débit dans les espaces entre tubes et plaques, pouvant générer des phénomènes vibratoires et des interactions entre tube et plaque.



Après avoir préconisé en 2006 la mise en œuvre de mesures et de contrôles particuliers avant la remise en service de ce réacteur, l'IRSN a analysé en 2007, pour l'ensemble des REP, la pertinence du bouchage préventif de certains tubes de GV et du renforcement de leur suivi en exploitation proposé par EDF.

Des conséquences à fort enjeu pour le parc

Le risque majeur que présente cette anomalie est la rupture d'un tube de GV.

Bien que la fuite par fissuration n'ait été observée que sur un GV de CRUAS, les investigations menées par EDF ont montré que le phénomène est présent sur plusieurs centrales du parc. Aussi, des mesures préventives ont été prises, consistant en des contrôles particuliers des tubes et au bouchage de ceux susceptibles d'être affectés.

L'Institut a souligné la nécessité d'évaluer l'ensemble des conséquences sur la sûreté du colmatage des plaques entretoises sans se limiter au seul risque d'endommagement des tubes. En effet, l'IRSN a mis en évidence que le colmatage pourrait induire des efforts mécaniques importants sur les fixations des plaques entretoises, entraver l'écoulement naturel de l'eau et de la vapeur dans les GV et réduire le débit nécessaire au bon fonctionnement des GV. Par ailleurs, l'IRSN a démontré à l'aide de simulations numériques qu'en cas de colmatage important, des phénomènes d'oscillations du niveau d'eau dans les GV pourraient apparaître dans certaines situations de fonctionnement. Ces analyses ont montré l'urgence de la remise en état des GV. Dans l'attente, la puissance de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe affectés par cette anomalie a été diminuée.

Les mesures correctives

Dans le même temps, EDF a entrepris la remise en état de certains GV dès le printemps 2007. A cette fin, il a mis en œuvre un procédé de nettoyage chimique dont l'IRSN a analysé les conséquences potentielles pour la sûreté, mais aussi pour les matériels soumis à ce procédé. L'Institut a ainsi pu souligner les limites de certains contrôles prévus par l'exploitant et, plus généralement, la nécessité de diversifier les moyens de nettoyage. Au vu du retour d'expérience des premières opérations, il a poursuivi ensuite ses échanges techniques afin de confirmer la suffisance des améliorations prévues par EDF.

L'IRSN a recommandé l'établissement d'un état précis du colmatage des différents GV des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe, ainsi que l'élaboration d'une stratégie adaptée pour leur traitement. Cette stratégie doit tenir compte du fait qu'un nettoyage chimique produit environ 1 000 m³ d'effluents liquides par tranche, ce qui pourrait saturer la filière du traitement utilisée actuellement, si le nombre d'opérations à réaliser s'avérait important.

A la demande de l'ASN, l'IRSN poursuit son analyse en orientant sa réflexion plus particulièrement sur la compréhension de l'apparition du colmatage et du phénomène de fatigue vibratoire qui en résulte, les conséquences du colmatage sur le fonctionnement incidentel ou accidentel des tranches, ainsi que sur l'évaluation de la méthode utilisée par l'exploitant pour estimer le taux de colmatage des GV du parc équipés de plaques entretoises « multifoliées ».

Incidences de l'environnement sur les stations de pompage

Le maintien du refroidissement du réacteur dans toutes les situations est une fonction de sûreté essentielle qui nécessite une source froide : l'eau de mer ou l'eau de rivière selon l'implantation de la centrale. La station de pompage, qui assure cette fonction, est particulièrement exposée aux conditions climatiques et environnementales. Plusieurs événements récents incitent à accroître la vigilance des exploitants sur les conditions d'exploitation de ces stations de pompage.

La station de pompage

La station de pompage alimente la centrale en eau de refroidissement par l'intermédiaire du circuit d'eau brute secourue (SEC) jusqu'au circuit de réfrigération intermédiaire, qui assure le refroidissement de plusieurs locaux et matériels lorsque le réacteur est en puissance, ainsi que l'évacuation de la puissance résiduelle du combustible lorsque le réacteur est à l'arrêt ou en situation accidentelle.

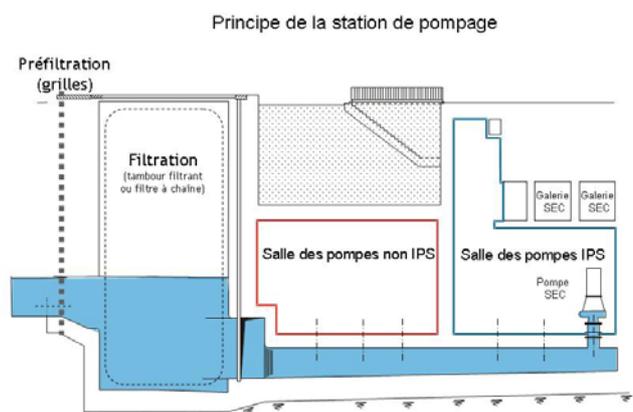
Du fait de la diversité géographique des sites sur lesquels sont implantées les centrales, les configurations des installations d'alimentation en eau diffèrent. On retrouve néanmoins, pour chaque centrale, une prise d'eau (canal d'amenée, galeries d'amenée) et une station de pompage.



Canal d'amenée à la centrale de Penly

La station de pompage comprend :

- un système de pré-filtration constitué de grilles fixes, afin d'arrêter les corps flottants volumineux (branches...) charriés par l'eau de mer ou de rivière ;
- une filtration mécanique fixe réalisée par des tambours filtrants ou des filtres à chaînes munis d'un système de lavage permettant de nettoyer le filtre; l'objectif est de filtrer l'eau à un niveau satisfaisant pour l'usage recherché ;
- des pompes des circuits de refroidissement.



Des installations exposées aux conditions environnementales

Les installations d'alimentation en eau de refroidissement sont particulièrement exposées aux conditions climatiques et environnementales. Du fait de leur importance pour la sûreté, l'IRSN porte une attention particulière aux agressions dont elles sont l'objet et aux risques associés. Ces dernières années, plusieurs événements ont affecté les prises d'eau et les stations de pompage. Parmi ceux-ci, on notera en particulier :

- l'ensablement du canal d'amenée du site de Chinon en décembre 2005,
- le colmatage des tambours filtrants à Paluel en 2004 et 2005 du fait de la présence d'algues,
- la crue du Rhône de décembre 2003 et le risque associé de perte de la source froide à Cruas et Tricastin,
- la corrosion de matériels sur les centrales situées en bord de mer).

L'ensablement du canal d'amenée du site de Chinon B



Le site de Chinon B

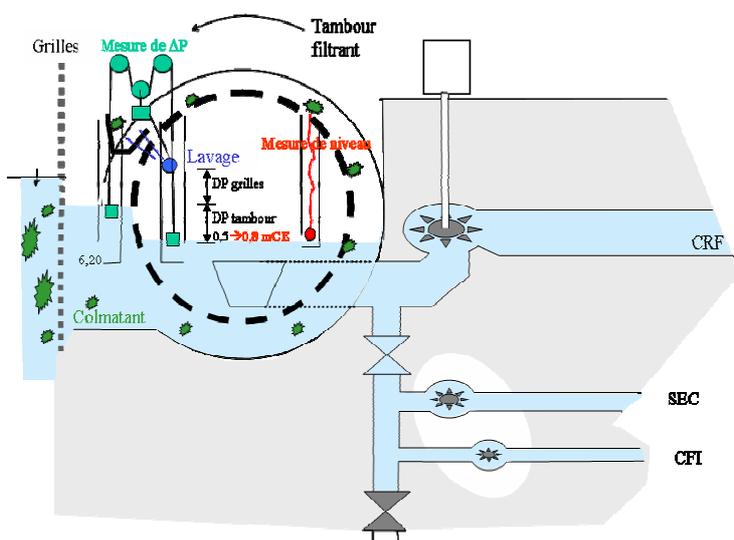
En décembre 2005, le site de Chinon B a dû faire face à une accumulation importante de sable dans le canal d'amenée de l'eau brute de la Loire aux 4 réacteurs nucléaires (nécessitant des opérations de désensablement d'une durée de 2 mois pour retirer la totalité du sable). En cas d'effondrement de l'amas de sable accumulé, les galeries sous-fluviales reliant la prise d'eau en Loire (1) et le canal d'amenée auraient pu être bouchées. Le site se serait donc retrouvé dans une situation de perte totale de l'alimentation normale en eau brute de refroidissement nécessitant l'arrêt des réacteurs.

En 2007, l'IRSN a présenté à ASN son analyse approfondie de cet événement significatif pour la sûreté. Pour l'IRSN, cette situation, inédite sur le parc nucléaire français, résulte, d'une part de la fragilité de la conception de la prise d'eau en Loire très sensible aux conditions environnementales (variation du niveau de la Loire et présence de débris), d'autre part d'insuffisances dans les moyens de surveillance de l'ensablement de la source froide.

Après cet incident, EDF a mis en œuvre des dispositions de surveillance et des actions correctives qui ont été jugées acceptables dans l'attente de propositions d'améliorations. Toutefois, l'analyse de cet incident a conduit l'IRSN à formuler des recommandations relatives au mode d'exploitation de l'alimentation en eau brute par la Loire (suivi périodique du débit dans les galeries sous-fluviales, clarification des seuils d'alarme et des parades associées...) et au niveau de classement des matériels de la prise d'eau jusqu'à l'aspiration des pompes du système SEC.

Des arrivées massives d'algues à Paluel

Le site de Paluel est confronté depuis quelques années à des arrivées massives d'algues au fort pouvoir colmatant. Celles-ci provoquent le colmatage des tambours filtrants du circuit de filtration conduisant à l'arrêt automatique d'un ou plusieurs réacteurs et la perte de l'alimentation en eau brute des pompes SEC. En 2004 et 2005, ces arrivées massives ont également entraîné des dégradations d'équipements (rupture de tirants, déformations des tamis...).



Afin de faire face à ce problème, EDF a proposé une modification comprenant la mise en place d'un nouveau capteur de niveau minimal d'eau à l'intérieur des tambours filtrants.

Pour l'IRSN, la mise en place de ce capteur constitue une amélioration notable par de la surveillance de l'alimentation des pompes SEC.

La corrosion sur les sites en bord de mer

L'IRSN porte une attention particulière sur l'état des installations, des équipements, des structures, des matériels et des accessoires constituant les stations de pompage. En effet, ces dernières doivent assurer la fonction de refroidissement des centrales en conditions normales ou accidentelles quelles que soient les sollicitations, notamment environnementales. Elles doivent donc, à ce titre, répondre à des critères de robustesse et de fiabilité importants. Dans la continuité des expertises effectuées en 2006 sur les stations de pompage de bord de mer, l'IRSN a participé tout au long de l'année 2007 aux inspections sur site menées par l'ASN. Au-delà de la vérification de la conformité des installations au référentiel de sûreté, l'IRSN a voulu appréhender les spécificités de chaque site, et comparer les différentes pratiques de conduite, de surveillance et de maintenance des stations de pompage. L'IRSN observe qu'au-delà des mécanismes de vieillissement, un nombre important de dégradations, telles que la corrosion sur les sites en bord de mer, pourraient être évitées ou circonscrites par une surveillance et une maintenance mieux adaptées des matériels de la station de pompage. L'IRSN considère donc que les dispositions de prévention et de détection doivent être améliorées et pérennisées. En parallèle aux projets d'améliorations que doit proposer EDF, l'IRSN poursuit ses réflexions sur les modes d'endommagement pouvant mettre en cause la capacité des stations de pompage à remplir leur mission.

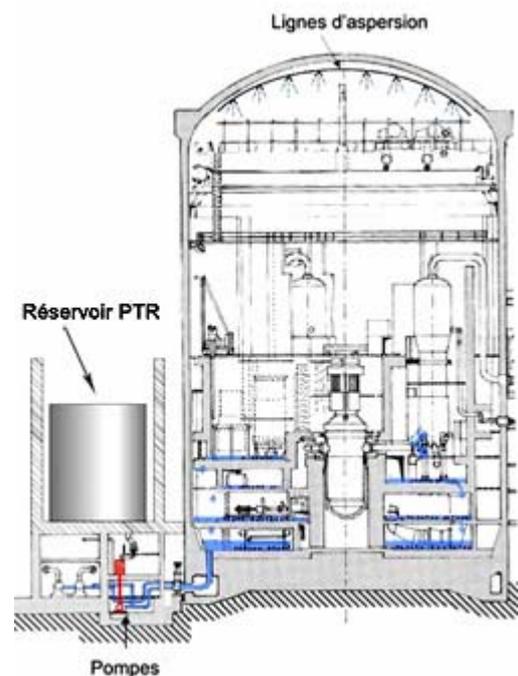
Une nouvelle conception des filtres des puisards de recirculation

Afin de réduire le risque de colmatage des filtres des puisards, composants essentiels de la fonction de recirculation, EDF a décidé, dès 2004, de les remplacer par des systèmes de conception nouvelle. Dans un premier temps, EDF a traité en priorité les réacteurs de 900 MWe les plus vulnérables, avant la fin de l'année 2007. Le déploiement de cette modification sur l'ensemble des réacteurs électronucléaires français sera achevé en 2009.

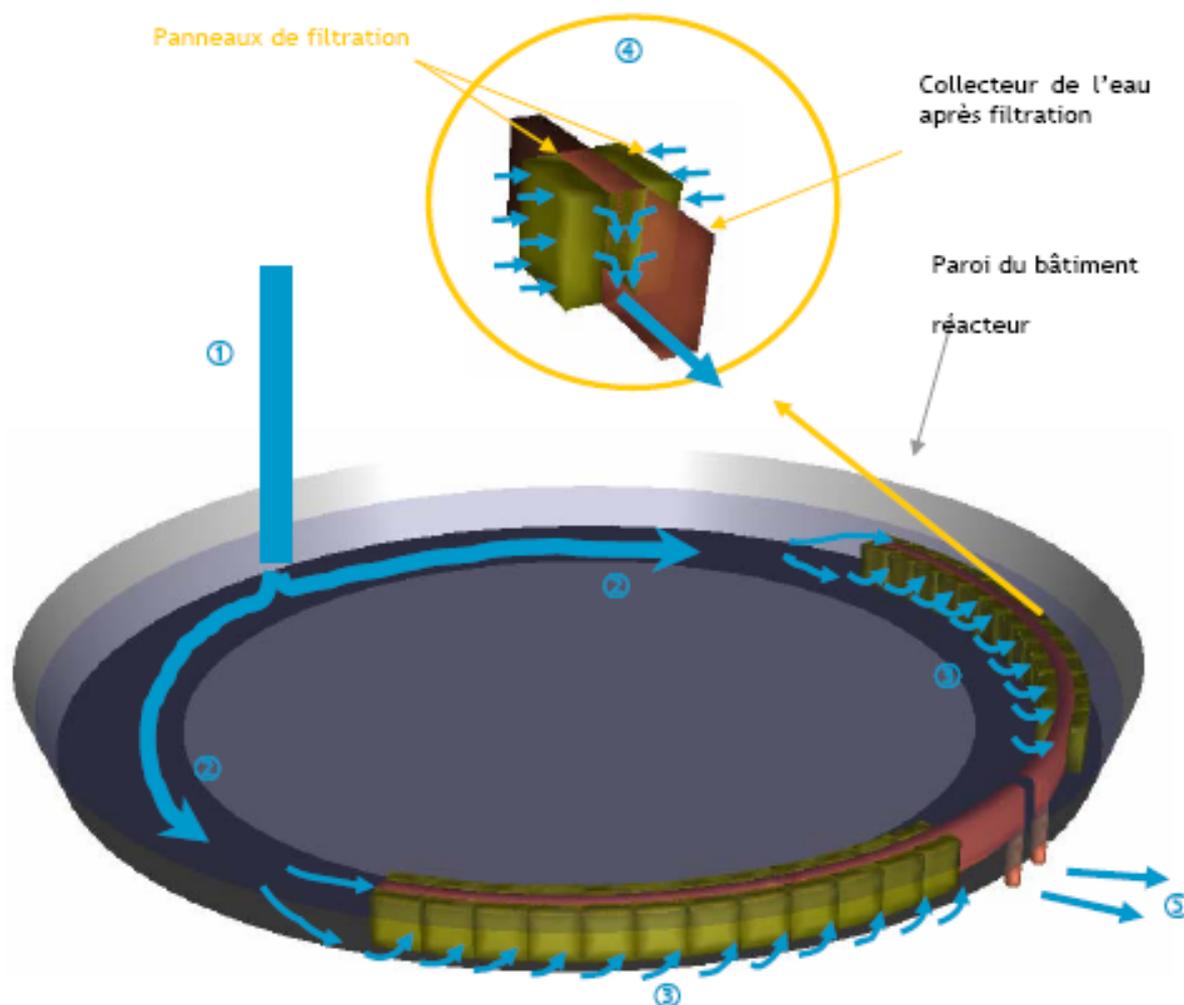
Qu'est-ce que la fonction de recirculation ?

Le circuit primaire des réacteurs à eau sous pression contient le combustible nucléaire dont le refroidissement est assuré par une circulation d'eau borée à la pression de 155 bars. Ce circuit primaire est situé dans le bâtiment réacteur, enceinte de confinement qui constitue l'ultime barrière contre la dissémination des matières radioactives.

La rupture d'une tuyauterie du circuit primaire est un accident peu probable mais qui a été pris en compte à la conception des centrales nucléaires. En cas de brèche importante dans ce circuit, le système de protection du cœur commande l'arrêt automatique du réacteur, ce qui stoppe la réaction en chaîne. Après l'arrêt du réacteur, il est nécessaire de maintenir le refroidissement du combustible qui continue à dégager de la puissance thermique pendant une durée importante, ainsi que d'assurer l'intégrité du bâtiment du réacteur. Des systèmes de sauvegarde sont alors mis en service automatiquement : l'injection de sécurité (RIS) qui injecte de l'eau dans le circuit primaire pour assurer le refroidissement du cœur et l'aspersion de l'enceinte (EAS) qui pulvérise de l'eau au niveau du dôme de l'enceinte pour limiter la montée en température et en pression de l'atmosphère de l'enceinte et évacuer la puissance thermique dégagée par la brèche. L'eau évacuée par la brèche et l'eau pulvérisée par l'EAS sont récupérées dans des puisards situés au fond du bâtiment du réacteur.



recirculation, c'est-à-dire qu'ils aspirent l'eau collectée dans les puisards situés au fond de l'enceinte et la réinjectent dans le cœur après filtration (cf. schéma). Le maintien de la recirculation est donc nécessaire pour assurer le refroidissement du combustible et éviter ainsi la fusion du cœur. Le rôle des filtres des puisards est par conséquent essentiel pour la fonction de recirculation, d'où une attention particulière portée sur les risques de leur colmatage.



Les risques de colmatage des filtres des puisards

En cas de brèche du circuit primaire, le jet sortant par la brèche génère une quantité importante de débris issus principalement de la dégradation du calorifuge et d'autres matériaux situés à proximité de la tuyauterie rompue. Les poussières et débris qui étaient présents dans l'atmosphère du bâtiment du réacteur ou déposés sur les structures sont lessivés par l'aspersion de l'enceinte. Ces débris sont acheminés par écoulement gravitaire vers le niveau le plus bas de l'enceinte et s'accumulent en amont des filtres des puisards. Ils peuvent alors former un lit poreux susceptible de modifier les performances des pompes de recirculation situées en aval des filtres.

Les filtres ont été initialement conçus pour limiter le passage de débris vers les circuits situés en aval et éviter le risque de colmatage. Cependant, le retour d'expérience et l'avancée des connaissances sur ce sujet ont conduit la communauté internationale à se réinterroger sur les règles retenues pour leur conception.

Dès 1997, l'IRSN a engagé un [programme de recherches](#) pour évaluer les risques de colmatage pour les réacteurs électronucléaires français. Les résultats de ces recherches ont été présentés en octobre 2003 devant le groupe permanent d'experts réunis pour examiner les orientations du réexamen de sûreté associé aux 3^{èmes} visites décennales des réacteurs de 900 MWe. Sur la base des recommandations du groupe d'experts, l'autorité de sûreté nucléaire a demandé à EDF d'examiner en priorité la question du colmatage des filtres des puisards en situation accidentelle et d'évaluer, avant la fin de l'année 2003, le risque de défaillance de la fonction de recirculation.

En réponse aux demandes de l'ASN, EDF a indiqué, en décembre 2003, qu'il n'était pas possible d'écarter le risque de colmatage des filtres des puisards RIS/EAS dans des situations accidentelles peu probables de rupture complète d'une tuyauterie du circuit primaire. Compte tenu de l'enjeu pour la sûreté que représente la fonction de recirculation, cet [événement générique a été classé au niveau 2](#) de l'échelle [INES](#).

C'est en 2004 que la décision a été prise de modifier les filtres.

La modification retenue

La modification des filtres des puisards (cf. schéma précédent) comporte trois caractéristiques principales :

- l'augmentation significative de la surface de filtration, pouvant aller jusqu'à 47 fois celle des anciens filtres. Cette caractéristique vise à éliminer le phénomène de colmatage en répartissant la quantité de débris sur une surface de filtration plus importante ;
- les nouvelles surfaces de filtration ont des géométries plus complexes que les anciennes qui étaient planes. Cette conception a pour objectif d'empêcher que les débris se déposent de façon homogène sur les surfaces filtrantes, de manière à éviter un colmatage homogène des filtres ;
- les ensembles de filtration sont conçus de façon modulaire, sans soudure et facilement démontables, ce qui laisse la possibilité de réaliser des modifications complémentaires si elles s'avéraient nécessaires.

Ces modifications sont actuellement en cours d'installation sur les réacteurs de 900 MWe. Elles seront par la suite étendues à l'ensemble du parc électronucléaire français avec une échéance fixée à la fin de l'année 2009.

Il faut enfin souligner que le programme de remplacement des filtres des puisards RIS/EAS constitue une modification majeure et sans précédent, réalisée sur les réacteurs à eau sous pression français et qui vise à éliminer le colmatage d'origine physique lié à l'accumulation de débris sur les filtres. Par rapport à l'ancienne conception, cette modification constitue une véritable amélioration pour la sûreté, mais il reste encore certains points à examiner. Il est notamment nécessaire de mener des vérifications complémentaires sur l'existence de réactions chimiques entre l'eau des puisards et le lit de débris et leurs conséquences sur la perte de charge des filtres, ainsi que sur l'impact de la nature et de la quantité des particules qui pourraient traverser les nouveaux filtres sur les équipements situés en aval (pompes, organes de faible section de passage, échangeurs de chaleur, grilles d'assemblage combustible...).

La recirculation, un sujet de dimension internationale

Il convient de noter que l'analyse de la fiabilité de la fonction de recirculation s'inscrit dans un contexte international, dans lequel l'IRSN a contribué à l'avancée des connaissances au travers de [ses programmes de recherche](#).

A cet égard, des experts américains, japonais, allemands et français se sont réunis en octobre 2007 à Erlangen (Allemagne) dans le cadre d'un groupe de travail quadripartite. [Les échanges techniques entre pays](#) sont d'une grande importance pour faire le point sur l'avancée des connaissances et tendre vers un consensus international le plus large possible.

Définitions et abréviations

1300 MWe : Réacteur nucléaire français de 1300 MWe.

900 MWe : Réacteur nucléaire français de 900 MWe.

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 le contrôle de la réaction en chaîne.

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

DVN : Système de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires

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

[INES](#) : International Nuclear Event Scale, échelle internationale des événements nucléaires servant à mesurer la gravité d'un accident nucléaire.

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

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 plus grand nombre de neutrons qui à leur tour causent d'autres fissions.

REP : Réacteur à eau pressurisée.

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

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

RRI : Système de réfrigération intermédiaire

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 mais 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)

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

Crédits photo :

EDF CNPE de Chinon / Serge COIFFARD : page 37 - Médiathèque EDF : page 3, 38 (haut), 36 (haut) - EDF R&D : page 19

copyright AREVA page 51

IRSN : page 1, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 14, 17, 18, 21, 22, 24, 27, 28, 32, 34, 36 (bas), 38 (bas), 39, 40, 45, 47, 48, 50, 57