

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

EVENEMENTS ET INCIDENTS

Comprendre le pourquoi et le comment d'un événement, identifier le contexte et les causes, évaluer sa gravité potentielle, évaluer la pertinence des actions correctives prévues par l'exploitant pour éviter qu'il ne se reproduise... ces éléments participent à l'analyse des événements et incidents. Ils constituent une activité essentielle de l'IRSN dans le cadre du suivi de l'exploitation des centrales.

Les origines des événements peuvent être diverses, il peut s'agir de défaillances humaines ou organisationnelles, de défaillances matérielles ou de défauts de conception, mais les origines peuvent aussi être extérieures à la centrale, comme par exemple les agressions naturelles. Les événements exposés dans ce chapitre illustrent cette diversité.

L'inhibition partielle d'une fonction de sauvegarde sur un réacteur de Gravelines relève exclusivement du facteur humain. L'analyse de l'IRSN montre que toute intervention intrusive dans un système de sauvegarde, par la mise en place de dispositifs ou de moyens particuliers, doit faire l'objet d'une préparation et d'une attention particulières.

La perte d'alimentation électrique sur un réacteur de Dampierre est consécutive au cumul de deux défaillances de matériels. Bien que la conduite du réacteur ait été gérée correctement par l'exploitant, cet événement montre la complexité des situations qui peuvent résulter de la perte d'alimentations électriques, et la difficulté de les gérer de manière optimale.

En matière de radioprotection, des progrès sont réalisés mais l'IRSN souligne la persistance d'anomalies, principalement d'ordre organisationnel, qui bien que jusqu'à présent sans conséquence notable sur le personnel et les sous-traitants d'EDF, génèrent néanmoins des situations à risque.

Enfin, le séisme qui s'est produit au Japon a fortement mobilisé les spécialistes de l'IRSN, qui en ont tiré des enseignements précieux, alimentant ainsi les programmes de recherche sur la robustesse des installations nucléaires, les dispositions de conduite et l'organisation des interventions dans de telles situations.

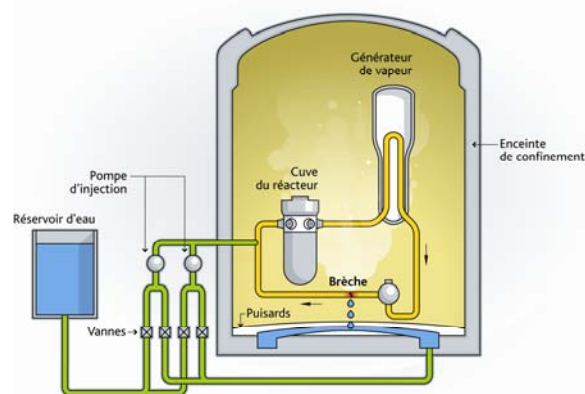
Inhibition partielle d'une fonction de sauvegarde

Le 24 mars 2006, EDF a découvert pendant l'arrêt pour rechargement du réacteur n° 3 de Gravelines, une anomalie relative au contrôle commande du système d'injection de sécurité du réacteur. Cette anomalie inhibait partiellement une fonction de sauvegarde depuis un an, et aurait affecté la sûreté dans certaines situations accidentelles. Elle a pour origine un défaut de remise en conformité de l'installation à la suite de la pose d'un DMP ([disposition et moyen particuliers](#) cf. encadré).

L'injection de sécurité : un système de sauvegarde

En fonctionnement normal, le combustible nucléaire est refroidi par de l'eau borée véhiculée dans le circuit primaire principal. En cas de brèche de ce circuit, le déclenchement des interrupteurs d'arrêt automatique du réacteur permet l'arrêt du réacteur. Parallèlement, l'injection de sécurité est démarrée automatiquement.

L'ensemble des actions automatiques est initié par le système de contrôle commande de « protection du réacteur ». Le rôle du système d'injection de sécurité est d'injecter dans le circuit primaire de l'eau à partir du réservoir de refroidissement des piscines afin d'éviter le dénoyage du combustible nucléaire en compensant l'eau vaporisée et dégagée par la brèche, et afin d'évacuer la puissance résiduelle qui continue de se dégager du combustible après l'arrêt du réacteur. Ce système de sauvegarde du réacteur est composé de deux voies



redondantes (voies A et B). Chaque voie est capable d'assurer 100 % de la fonction de sauvegarde requises afin de rester opérationnel même en cas de défaillance de l'un de ses composants. Lorsque le réservoir, qui lui est unique, est vide, l'eau est alors pompée dans des puisards localisés au fond du bâtiment du réacteur, les systèmes de sauvegarde fonctionnent alors en mode dit de « [recirculation sur les puisards](#) » (cf. Partie 3).

Pour se prémunir d'un arrêt intempestif par les opérateurs, l'injection de sécurité est mémorisée pendant les cinq premières minutes qui suivent sa mise en service. Passé ce délai, les opérateurs peuvent remettre à zéro la mémoire du signal d'injection de sécurité et ainsi reprendre la main sur les différents actionneurs (pompes ou vannes) du système de sauvegarde. De plus, cette remise à zéro, qui intervient également automatiquement dix minutes après le démarrage de l'injection de sécurité, est une des conditions préalables au passage automatique

en mode recirculation sur les puisards à l'atteinte du seuil de niveau bas dans le réservoir de refroidissement des piscines.

Deux fils électriques non rebranchés dégradent la fonction d'injection de sécurité

Durant l'arrêt pour rechargement du combustible d'avril 2005, l'exploitant du réacteur a effectué un essai périodique du système d'injection de sécurité. Pour réaliser cet essai, les interrupteurs d'arrêt automatique du réacteur doivent être fermés. Il s'est avéré que lors de la réalisation de l'essai, ces interrupteurs étaient ouverts et non manœuvrables. Afin de s'affranchir de cet aléa et de respecter le planning de l'arrêt, l'exploitant a posé un DMP en procédant au débranchement de deux fils électriques dans le contrôle commande du système de protection du réacteur (un sur la voie A et l'autre sur la voie B) pour simuler la position fermée des interrupteurs.

La rédaction de l'ordre d'intervention concernant le DMP n'était pas suffisamment précise et laissait la possibilité à l'intervenant de débrancher les fils à deux endroits différents. A l'issue de l'intervention, la personne en charge de la remise en conformité n'a pas eu la même interprétation que celle qui a débranché les fils. Elle s'est rendue à l'endroit où les fils n'ont pas été débranchés et conclu qu'ils avaient déjà été reconnectés, sans faire d'autres vérifications.

De même, lors du contrôle du relayage du système de protection du réacteur en fin d'arrêt, personne n'a remarqué que les fils étaient déconnectés. C'est seulement au début de l'arrêt suivant (soit un an plus tard) que le contrôle du relayage du système de protection a permis de détecter les 2 fils débranchés.

Qu'est-ce qu'un DMP (disposition et moyen particuliers)

Le DMP répond à une définition précise transcrite par l'exploitant dans une directive nationale :

- on appelle « disposition » l'état d'un équipement de l'installation qui résulte d'une action modifiant sa position ou son réglage,
- on appelle « moyen » un dispositif, organe, pièce ou matériel, posé ou déposé sur un circuit ou partie de circuit,
- ces Dispositions ou Moyens sont « particuliers » lorsque leur utilisation modifie temporairement l'état fonctionnel de l'installation et lorsque leur utilisation, en dehors des états de tranche ou de circuit pour lesquels leur emploi était initialement prévu, introduit un risque pour la sûreté ou la disponibilité ou la sécurité.

Un DMP ne doit être utilisé que si une analyse initiale de besoin justifie son emploi. Son utilisation doit être temporaire.

Tout DMP doit faire l'objet :

- d'une analyse préalable de besoin et de risque lié au DMP,
- d'une gestion administrative destinée à assurer sa traçabilité,
- d'un signalement en local pendant toute la durée de sa présence,
- de mesures destinées à s'assurer de sa suppression en privilégiant les essais fonctionnels ou, lorsque ce n'est pas possible, par un contrôle en local.

Quelles étaient les conséquences pour la sûreté du réacteur ?

Lorsque les interrupteurs d'arrêt automatique du réacteur sont ouverts après un ordre de protection du réacteur, un signal est émis ; celui-ci autorise la remise à zéro de la mémoire du signal d'injection de sécurité. La déconnexion des deux câbles dans le système de protection du réacteur rendait inopérante la possibilité de remise à zéro de l'ordre d'injection de sécurité par les opérateurs sur les deux voies redondantes du système. En cas de brèche importante, cette anomalie aurait empêché le passage automatique des deux voies du système d'injection

de sécurité en mode de recirculation sur les puisards. Sans action de l'exploitant, le réservoir du circuit d'injection de sécurité se serait vidangé complètement, les pompes auraient alors fonctionné à vide ce qui aurait entraîné leur destruction et en conséquence l'interruption du refroidissement et le découvrément du combustible.

De même, lors d'un accident de rupture de tube d'un générateur de vapeur, la remise à zéro permet l'arrêt de l'injection de sécurité depuis la salle de commande, arrêt nécessaire pour limiter les rejets à l'atmosphère.

Sur son simulateur, l'IRSN a évalué les délais dont auraient disposé les opérateurs pour modifier manuellement dans les locaux électriques la configuration des actionneurs des différents circuits mis en service lors d'une injection de sécurité. Il en ressort que, pour les transitoires accidentels de brèche importante et de rupture de tube de générateur de vapeur, ces délais auraient été insuffisants. L'IRSN a conduit des études afin d'évaluer l'importance des conséquences de cet événement en termes de risque de fusion du cœur. Il en ressort que cet incident se classe parmi les plus marquants.

Des lignes de défense défaillantes pour découvrir l'anomalie

Afin de vérifier sa disponibilité, chaque système important pour la sûreté est soumis à un programme d'essais périodiques. Des essais périodiques sont réalisés tous les deux mois sur chaque voie du système de protection du réacteur. Ils ont pour objectif de vérifier que chaque signal de protection conduit, après son émission, à la sollicitation de tous les actionneurs dédiés. Ces essais sont partiels, ils testent par recouvrement des parties successives d'une chaîne de protection. En ce qui concerne l'injection de sécurité, un essai fonctionnel complet est réalisé en arrêt de tranche en activant manuellement le signal d'injection de sécurité et en observant la mise en œuvre des actionneurs. L'analyse de l'incident par l'IRSN a mis en évidence que ni les essais bimestriels, ni les essais fonctionnels réalisés à chaque rechargement, ne permettaient de détecter cette anomalie.

N'utiliser les DMP que s'ils s'avèrent indispensables

Le retour d'expérience avait déjà montré qu'il était possible d'inhiber une fonction de sauvegarde pendant une longue période, en cas d'oubli d'un DMP utilisé pour réaliser un essai ou une intervention. Une analyse de l'Institut menée en 1991 dans le cadre plus général de l'amélioration de la qualité et de la sûreté des opérations de maintenance avait toutefois montré que l'utilisation de DMP ne pouvait pas être complètement évitée, mais que ces derniers devaient faire l'objet d'une gestion particulièrement rigoureuse en privilégiant toutes les mesures simples permettant un gain important en matière de sûreté, par exemple la différenciation du DMP par une couleur vive. Une modification temporaire de l'état fonctionnel de l'installation ne devait être introduite que lorsqu'elle s'avérait indispensable. Dans le cas présent, la pose du DMP n'avait d'autre objectif que de permettre la poursuite de l'essai afin de respecter le planning ce qui, selon l'IRSN, est contraire aux règles qu'EDF s'était fixées en 1994.

En conclusion

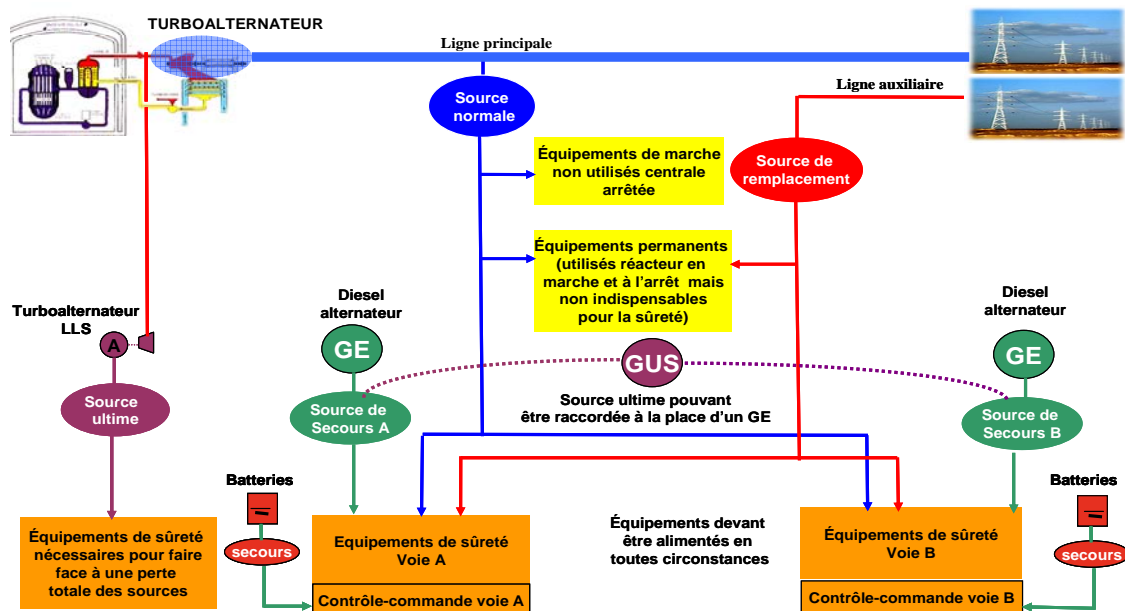
L'analyse réalisée par l'IRSN a montré que les conséquences de cette anomalie auraient pu être graves en cas de situation accidentelle. C'est la raison pour laquelle l'IRSN a rappelé les dispositions essentielles qui doivent être respectées lors de l'utilisation d'un DMP. Sur ce sujet, EDF met en place un plan d'actions. L'IRSN a de plus recommandé l'introduction de tests périodiques destinés à vérifier la disponibilité des remises à zéro du signal d'injection de sécurité et plus généralement des autres dispositifs de remises à zéro des signaux de protection.

Perte d'alimentations électriques

Le 9 avril 2007, la défaillance d'un relais de protection contre les surintensités d'un tableau électrique du réacteur n°3 de Dampierre, cumulée à un second défaut sur la ligne principale, a conduit, par l'application des procédures, à la perte des alimentations électriques externes et à l'impossibilité de connecter le groupe électrogène de secours (GE) sur l'un des deux tableaux de secours ; seuls les équipements de sûreté de l'autre tableau ont ainsi pu être alimentés.

L'alimentation électrique des réacteurs français de 900 MWe

Sur les réacteurs français, les équipements assurant les fonctions de sûreté sont alimentés par deux voies électriques redondantes, indépendantes et secourues par des alimentations internes. Une seule voie est suffisante pour accomplir les fonctions de sûreté à savoir l'arrêt du réacteur et l'évacuation de sa puissance résiduelle (figure ci-dessous).



Principe d'alimentation électrique des REP français

En situation normale, la ligne électrique dite « principale » permettant l'évacuation de l'énergie produite par la centrale vers le réseau national alimente les équipements de la centrale.

En cas de défaut momentané de la ligne principale, la centrale est automatiquement découplée du réseau national et peut s'autoalimenter en adaptant sa production à sa seule consommation : on parle alors « d'îlotage ».

Si l'avarie de la ligne principale se prolonge, les opérateurs doivent arrêter le réacteur et son alimentation électrique est basculée sur une seconde ligne du réseau national dite « auxiliaire ».

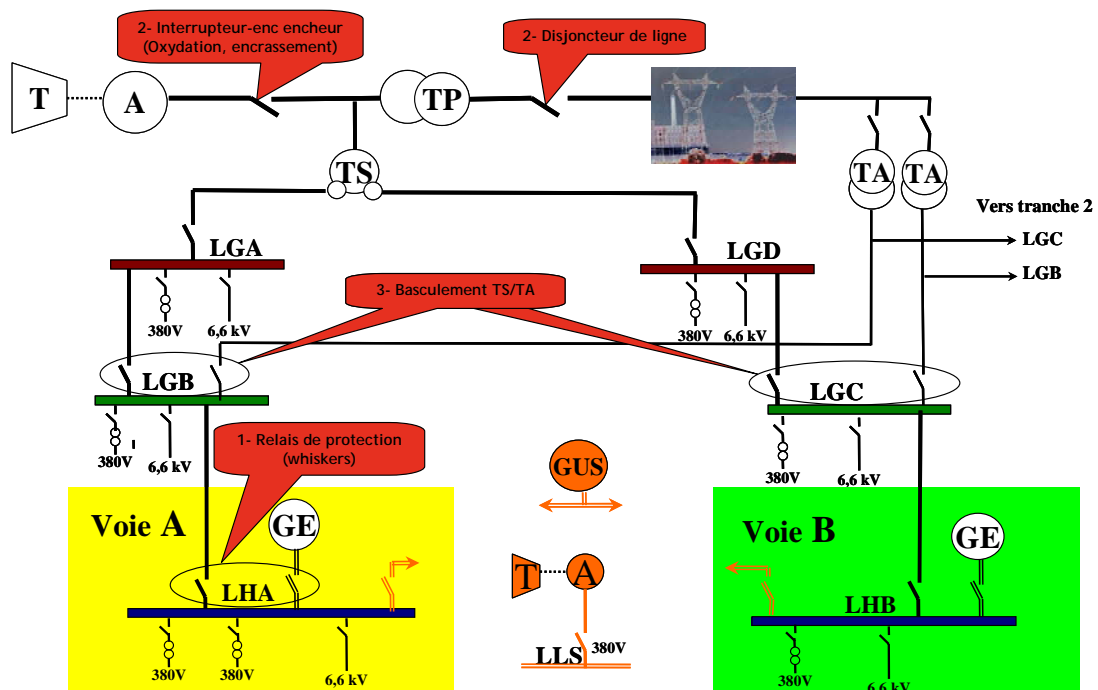
Si ces deux alimentations externes sont indisponibles simultanément, le réacteur s'arrête automatiquement et les deux groupes électrogènes de secours à moteur diesel permettent d'alimenter en quelques secondes les équipements de sûreté des deux voies A via le tableau LHA et B via le tableau LHB.

Durant ces transitoires, les composants électriques permettant le basculement d'une source électrique à une autre ainsi que les appareils électroniques utilisés pour contrôler l'état du réacteur (mesures des grandeurs physiques, régulations, automatismes, affichage des informations) restent alimentés par des batteries qui prennent le relais en cas de coupure de courant.

Par ailleurs, sur chaque site équipé de réacteurs de 900 MWe, un groupe électrogène dit d'ultime secours peut être connecté manuellement en quelques heures à la place d'un groupe électrogène de secours défaillant.

Que s'est-il passé à Dampierre ?

Le 9 avril 2007, le réacteur n° 3 de [Dampierre a perdu l'alimentation électrique](#) des équipements de sûreté de la voie A. La défaillance d'un relais de protection contre les surintensités du tableau électrique LHA (schéma ci-dessous) est à l'origine de l'incident. Ce défaut a rendu impossible la connexion du groupe électrogène de secours sur le tableau LHA et seuls les équipements de sûreté de la voie B ont pu être alimentés par le tableau LHB. Conformément aux procédures applicables pour ces types de défaut, l'exploitant engage la baisse de puissance du réacteur (initialement à 60% de la puissance nominale) en vue de l'arrêter.



Défauts sur l'installation électrique lors de l'incident de Dampierre 3

Au cours de la mise à l'arrêt, lors du déclenchement de la turbine, un autre défaut sur un matériel de la ligne principale (interrupteur-enclencheur permettant le couplage au réseau du groupe turboalternateur) a aggravé la situation (ouverture du disjoncteur de ligne) et a entraîné la perte de l'alimentation électrique de la centrale par la ligne externe « principale ».

De plus, conformément aux dispositions d'une nouvelle procédure de conduite, l'exploitant a coupé certains tableaux électriques pour économiser les batteries de secours associées et a ainsi rendu impossible la réalimentation de la centrale par la ligne externe « auxiliaire » prévue dans cette situation.

La perte de l'alimentation externe a entraîné l'arrêt automatique du réacteur et le démarrage automatique du groupe électrogène de secours de la voie B. Ainsi, le réacteur a pu être conduit vers l'état d'arrêt prévu dans une telle situation en utilisant les équipements de la voie B de sûreté.

Les organisations de crise ont été mises en place préventivement, ce qui a permis d'assurer une bonne concertation technique entre l'exploitant, l'IRSN et l'ASN. L'exploitant a rétabli les alimentations externes le matin du 10 avril, ce qui a permis de poursuivre le repli du réacteur dans de meilleures conditions.

L'ASN a classé l'incident niveau 1 sur l'échelle INES.

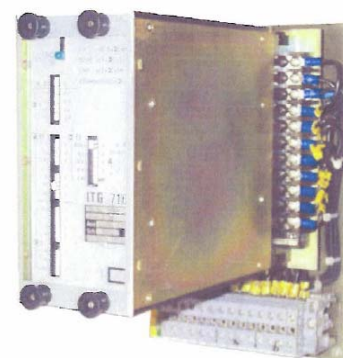
Les suites et les enseignements de l'incident de Dampierre

Le 13 avril 2007, l'ASN et l'IRSN se sont rendus sur le site afin de contrôler la maintenance prévue sur les matériels incriminés ainsi que la gestion de l'événement par l'exploitant dans le cadre des procédures de conduite des incidents. Cette inspection n'a pas mis en évidence d'écart.

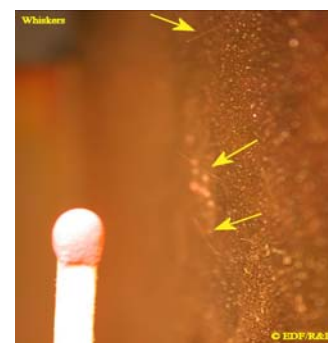
Le 26 juin 2007, l'ASN a rédigé [la Décision n°2007-DC-0051](#) demandant à EDF des analyses approfondies sur les causes de l'incident, sur des actions de surveillance et de maintenance des relais ainsi que sur le fonctionnement des systèmes électriques afin de proposer d'éventuelles améliorations.

Selon EDF, le défaut est lié à un phénomène de vieillissement appelé « whiskers » créant des ponts conducteurs entre la masse et le circuit imprimé de l'électronique du relais. Selon l'IRSN, les conditions d'apparition et de propagation des whiskers sont encore mal connues. De ce fait il apparaît difficile pour les constructeurs de proposer des solutions qui permettraient d'exclure le renouvellement de ce type de défaut.

Ce phénomène générant des défauts d'isolement, EDF a donc décidé de renforcer la surveillance de l'isolement des réseaux d'alimentation de ces relais. Cette surveillance ne permet pas d'anticiper le développement des whiskers et donc d'exclure les déclenchements intempestifs. Le remplacement préventif des relais du même type installés sur les tableaux électriques de sûreté des centrales est par ailleurs engagé.



Relais du tableau LHA



"whiskers" : filaments mono cristallins issus de la tôle du blindage de l'électronique

Les incidents de perte de sources électriques

Bien que l'incident de Dampierre soit une situation bien connue (il ne s'agit pas du premier incident de ce type), l'IRSN souligne que les incidents de perte d'alimentation électrique survenus en France et à l'étranger ont montré la complexité des situations qui peuvent en résulter et la difficulté à les gérer de manière optimale.

Notons en particulier l'incident survenu [le 25 juillet 2006 sur le réacteur n°1 de Forsmark](#) (Suède), où comme lors de l'incident de Dampierre il y a eu perte de la redondance des équipements de sûreté de la centrale par perte de leur alimentation de secours.

Suite à l'incident suédois, EDF a examiné sur tout son parc nucléaire les réglages des protections contre les surtensions de tous les onduleurs alimentant des équipements de sûreté, ce qui l'a amené à en modifier certains afin que les onduleurs restent en service dans le cas d'une surtension prévue à la conception. Il a également effectué une revue technique relative à la sensibilité des protections des matériels et des systèmes de sûreté vis-à-vis des perturbations du réseau électrique.

Bien que la conception des alimentations électriques soit différente, l'IRSN a examiné la possibilité qu'un incident du même type que celui survenu à Forsmark puisse survenir dans les centrales françaises. Les conclusions de cet examen ont fait l'objet d'un avis qui conclut que, sur le parc nucléaire français, le fonctionnement de l'alimentation de secours (groupe électrogène) est par conception insensible à une perturbation du réseau telle que la surtension enregistrée à Forsmark et que la situation qui en a résulté est prise en compte à la conception.

Les résultats de la revue technique d'EDF sur ce sujet sont en cours d'analyse.

L'incident de Forsmark

Lors de cet [incident](#), classé par l'autorité de sûreté suédoise (SKI) au niveau 2 sur l'échelle [INES](#), un court-circuit sur le réseau électrique national (400 kV) a d'abord provoqué la perte de l'alimentation externe principale. Les deux turboalternateurs de la centrale ont ensuite généré une surtension importante sur le réseau interne, qui a mis hors service deux onduleurs rendant impossible l'utilisation de deux groupes électrogènes (GE) permettant l'alimentation de secours des équipements de sûreté de deux voies sur quatre. D'autres défaillances ont également conduit à l'échec de l'ilotage et du basculement sur la seconde ligne externe auxiliaire (70 kV). Par chance, la surtension n'a pas mis hors service les deux autres onduleurs des deux autres voies de sûreté et les deux GE de secours associés ont réussi à se connecter automatiquement pour alimenter les équipements de sûreté de deux voies sur quatre. L'incident de Forsmark a ainsi mis en évidence un défaut de mode commun sur l'alimentation de secours (GE) des équipements de sûreté suite à une perturbation électrique du réseau national et une situation dégradée de la centrale non prise en compte à la conception.

Les événements en radioprotection

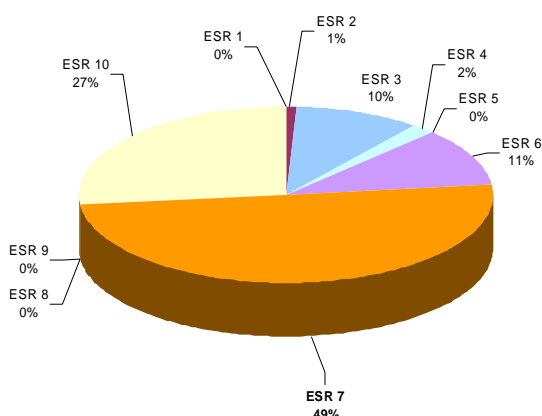
Plus d'une centaine d'événements significatifs en matière de radioprotection ont été déclarés en 2007 sur le parc des réacteurs EDF. Ces événements font l'objet d'un suivi et d'un examen par l'IRSN. Bien qu'aucun événement n'ait eu de conséquence radiologique notable pour le personnel et les sous-traitants d'EDF, l'IRSN considère que les efforts doivent être poursuivis afin de réduire les anomalies qui persistent, en particulier pour les tirs gammagraphiques et les conditions d'intervention dans les zones contrôlées « orange ».

La déclaration des événements

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 incidents de radioprotection appelés « Événements Significatifs en matière de Radioprotection » (ESR), selon des critères qu'elle a définis et qui sont déclinés par EDF dans son référentiel.

Pour chacun de ces événements, l'exploitant effectue une analyse des circonstances et des causes de l'événement, de ses conséquences radiologiques réelles et potentielles, et met en place des actions correctives pour éviter leur renouvellement. Ces analyses sont communiquées à l'ASN et à l'IRSN. Les informations ainsi fournies permettent à l'IRSN d'exercer un suivi de l'ensemble du parc, d'établir des tendances et de donner des avis sur les actions correctives engagées par EDF.

L'IRSN constate qu'aucun événement entraînant un dépassement d'une limite annuelle de dose (critère 1) n'est survenu.



La radioprotection est l'ensemble des mesures mises en œuvre pour protéger les travailleurs, la population et l'environnement des risques de la radioactivité. Des dispositions obligatoires concrètes assurent la radioprotection des intervenants (construction des centrales, organisations mises en place, formation du personnel et suivi médical).

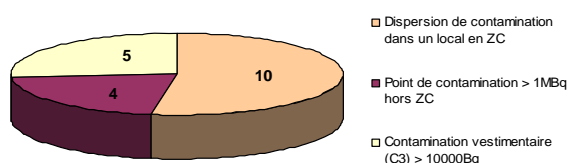
Répartition des événements déclarés en fonction des critères de déclaration

Les événements sont le plus souvent imputables à des erreurs humaines et, dans la majorité des cas, détectés par le service compétent en radioprotection de l'exploitant.

La répartition des ESR en fonction de leur critère de déclaration est très inégale. Deux catégories d'événements sont prépondérantes : les défauts de propreté radiologique et le non-respect des conditions techniques d'accès en zone contrôlée.

114 événements significatifs en matière de radioprotection ont été déclarés sur le parc de centrales nucléaires d'EDF. Ils représentent 14 % du nombre total des événements significatifs déclarés en 2007 (sûreté, radioprotection, environnement)	
<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 supérieure à 1 MBq et la 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	Acte ou tentative d'acte de malveillance susceptible d'affecter la protection des travailleurs ou 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 des zones de 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 la périodicité de contrôle d'un appareil de surveillance radiologique de plus d'un mois, 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 des autres types d'appareils (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.

Les défauts de propreté radiologique (ESR 3)



Répartition des 19 événements de contamination

Parmi les 19 défauts de propreté radiologique déclarés en 2007, une dizaine est due à la dispersion de contamination en zone contrôlée. Bien qu'en nombre limité, ces événements donnent lieu à des contaminations (traces de radioactivité), le risque de contamination n'ayant pas été perçu lors de la préparation de l'activité et donc lors de la rédaction du régime de travail radiologique définissant les conditions d'accès.

La contamination des intervenants semble liée généralement à un défaut d'analyse préalable de risque ou à une prise en compte insuffisante de celle-ci. Ce risque de contamination est particulièrement présent lors des arrêts de tranche ou lors d'interventions susceptibles de conduire à l'ouverture de circuits ou au transfert de fluide primaire. Les écarts détectés montrent que l'identification des risques de contamination, les parades associées et la signalisation sont perfectibles ou manquent de cohérence. Deux événements, sur lesquels l'IRSN a porté une attention particulière, illustrent ces lacunes.

Le premier s'est produit à la centrale de Paluel le 21 août 2007. Des défauts de suivi dosimétrique ont conduit à l'intégration d'une dose de 5,5 mSv par un travailleur prestataire lors d'une intervention de décontamination au fond de la piscine du réacteur. Bien que la dose intégrée n'ait pas dépassé la limite annuelle de dose individuelle pour les travailleurs (20 mSv), l'IRSN considère que cet événement est significatif d'un défaut de surveillance pour des opérations à risque radiologique. En effet, l'analyse montre que, pour cette intervention (décontamination d'une piscine) au cours de laquelle le débit de dose est important et évolue en permanence, le système de télédosimétrie prévu et installé pour le chantier n'a pas été utilisé. L'utilisation de ce système aurait permis de suivre en temps réel le débit de dose et d'alerter en cas de dépassement. Le fait que le travailleur n'ait pas non plus suivi l'évolution de la dose reçue sur son dosimètre pendant 30 minutes montre que des progrès doivent être faits pour sensibiliser les intervenants sur les risques radiologiques.

Débit d'équivalent de dose

Les rayonnements agissent sur la matière par l'intermédiaire de l'énergie qu'ils lui cèdent. La dose absorbée représente la quantité d'énergie communiquée à la matière par unité de masse. A dose absorbée égale, les effets biologiques varient selon la nature des rayonnements. Pour prendre en compte cette variation, on pondère le débit de dose absorbée par un facteur fonction du type de rayonnement pour obtenir le débit d'équivalent de dose.

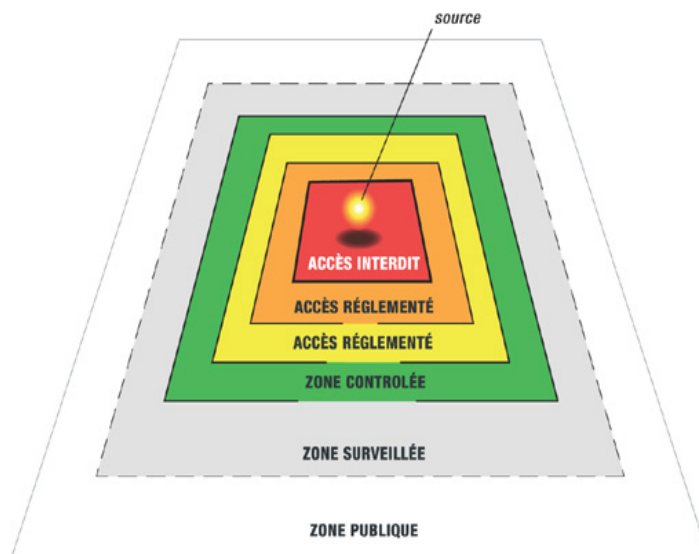
Le second événement est relatif à la découverte de traces de contamination interne sur 131 personnes (soit la moitié des travailleurs) qui sont intervenues dans le bâtiment du réacteur lors de l'arrêt de la tranche 1 de la centrale de Penly le 18 octobre 2007. Ces contaminations internes ont résulté de la contamination atmosphérique provenant de locaux dans lesquels s'était déroulée une intervention de maintenance sur des organes de robinetterie. Bien que les doses intégrées soient très faibles et n'entraînent pas de conséquence sanitaire, l'analyse de l'événement a toutefois montré des défaillances dans la préparation du chantier pourtant considéré à enjeu dosimétrique (défauts de confinement de la zone à risque et de la surveillance humaine et matérielle).

Les contaminations vestimentaires sont quant à elles en diminution depuis le début des années 2000. Il semble donc que les actions entreprises par EDF dans ce domaine commencent à porter leurs fruits. Ainsi, pour l'année 2007, seules cinq contaminations vestimentaires supérieures à 10 000 Bq ont été constatées.

La contamination hors zone contrôlée des centrales fait l'objet d'une surveillance renforcée depuis la fin des années 90. Il en résulte une meilleure détection des points de contamination. La voirie du site susceptible de voir circuler des véhicules transportant des déchets ou du matériel contaminé est contrôlée systématiquement avec une périodicité maximum d'un an. En 2007, quatre points de contamination supérieurs à 1 MBq ont été découverts. Le plus fort point de contamination a été mesuré à 13 MBq en équivalent Cobalt 60.

Le non-respect des conditions techniques d'accès en zone contrôlée

Les lieux de travail dans les installations nucléaires ont été divisés en plusieurs zones en fonction de leur niveau de risque d'exposition externe et/ou interne aux rayonnements ionisants. Les zones réglementées, c'est-à-dire celles où il existe une source d'exposition d'origine professionnelle, sont séparées en zone surveillée et zone contrôlée. La zone est désignée « zone surveillée » tant que la dose efficace susceptible d'être reçue en une heure reste inférieure à 7,5 µSv. Au-delà de ce seuil, les zones sont désignées « zones contrôlées », elles-mêmes distinguées par un



code de couleurs en fonction des niveaux de doses susceptibles d'être reçus, les zones rouges étant celles qui présentent les doses les plus élevées. Cette classification des locaux est évolutive en fonction des risques réels d'expositions externes et/ou internes. Ainsi, l'absence d'un trisecteur adapté aux risques réels d'exposition d'un local ou l'entrée d'un individu en zone orange alors que celui-ci ne dispose pas de l'autorisation écrite ad hoc conduit normalement l'exploitant à déclarer un ESR, même si la dose effectivement reçue par cet individu est négligeable.

Il est intéressant de se focaliser sur les types de défaillances ayant conduit à des accès en zone orange non autorisés. En effet, d'une part ces écarts représentent la majorité des ESR, d'autre part leurs conséquences potentielles sont les plus importantes. Le non-respect du processus d'accès en zone orange peut principalement conduire à exposer des agents à des doses inutiles, ou de faire pénétrer en zone orange des agents qui ne bénéficient pas d'un statut juridique qui leur permette de le faire (CDD, travail temporaire...).

Parmi les multiples causes, on peut citer :

- une augmentation imprévue du débit de dose ambiant faisant passer le local de l'intervention en zone orange ;
- des défauts de balisage de la zone orange (absence de signalisation ou de visibilité du balisage) ; il faut noter que cette cause représente la majorité des écarts déclarés ;
- des franchissements volontaires du balisage par suite d'une mauvaise perception du risque radiologique ou d'une violation délibérée des règles.

Les tirs gammagraphiques

On observe que le nombre d'ESR liés à des tirs gammagraphiques (ou radiographiques) qui sont une méthode de contrôle non destructif représente une part non négligeable des ESR (une vingtaine), mais ce nombre, stable ces trois dernières années, est néanmoins faible en regard de l'ensemble des tirs réalisés sur le parc (environ 20 000).

Les conséquences potentielles des événements liés à la gammagraphie sont importantes, puisque les sources utilisées ont une activité de l'ordre de 2 TBq d'Iridium 192. De telles sources génèrent, sans protection, un débit de dose en profondeur d'environ 3 Gy/h à une distance de 30 cm et 0,27 Gy/h à 1 m.

EDF utilise cette technique pour effectuer les contrôles destinés à vérifier la sûreté des appareils à pression lors des opérations de maintenance effectuées pendant les arrêts de tranche. Ce type de contrôles est effectué par des travailleurs d'entreprises extérieures titulaires du CAMARI (Certificat d'Aptitude à Manipuler des Appareils de Radiographie Industrielle) intervenant à l'intérieur ou à l'extérieur des zones contrôlées (salle des machines par exemple). En principe, ces contrôles sont réalisés préférentiellement la nuit, lorsque la fréquentation des locaux est moindre et le risque d'exposition intempestive limité. Cependant, l'IRSN observe que les contraintes de planning conduisent aujourd'hui les exploitants à réaliser les tirs gammagraphiques en journée.

Les causes des événements liés aux tirs gammagraphiques sont multiples. Il peut notamment s'agir de non-respects de zone balisée, de défauts de balisage ou de défaillances matérielles, telle celle survenue sur l'obturateur d'un gammagraphe à la centrale de Chinon.

Le 10 juillet 2007, sur le site de Chinon, après un contrôle radiographique de soudures dans le bâtiment du réacteur de la tranche 1, un défaut de fermeture de l'obturateur du gammagraphe après réinsertion complète de la source a conduit à l'exposition de deux intervenants à des doses de 0,74 et 0,64 mSv, ce qui correspond à un temps d'exposition de 5 secondes à 1 mètre de la source de 3,5 TBq en Iridium 192. L'anomalie n'est pas apparue aux opérateurs dans un premier temps. Ils ont été avertis par le déclenchement de l'alarme de débit de dose (2 mSv/h) de leurs dosimètres. Il s'avère que la balise de surveillance positionnée aux trois quarts arrière n'a pas signalé le débit de dose et que l'orientation du gammagraphe par rapport au chemin d'accès n'a pas permis aux intervenants de voir le voyant rouge caractérisant la mauvaise fermeture de l'obturateur.

Au-delà de la défaillance technique initiale du matériel, l'analyse montre une accumulation de gestes professionnels réalisés de façon imparfaite et non conforme à l'attendu. Des actions correctrices ont été mises en œuvre localement.



Les tirs gammagraphiques sont effectués à l'aide d'un appareil mobile auto protégé (plombé) 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 sur des tuyauteries.

Des progrès possibles...

La majorité des événements déclarés (franchissements volontaires, déposes inappropriées du balisage...) aurait pu être évitée en améliorant la préparation des interventions et en renforçant l'autocontrôle. EDF a clairement affiché sa volonté de faire mieux respecter en 2008 la réglementation en matière de radioprotection.

Quoi qu'il en soit, et même si aucun ESR en 2007 n'a eu de conséquence radiologique notable pour le personnel et les sous-traitants d'EDF, puisque le principe général de limitation des doses a été respecté, EDF doit poursuivre ses efforts pour faire progresser encore la culture « radioprotection ».

Pour en savoir plus : l'IRSN publie annuellement un bilan des expositions professionnelles aux rayonnements ionisants. Dans ce rapport, l'IRSN dresse en outre un bilan des mesures individuelles réalisées pour assurer la surveillance des expositions internes, ainsi qu'un bilan des événements de radioprotection recensés dans l'année. [Bilan 2006](#), [bilan 2007](#).

Les enseignements tirés du séisme de Kashiwazaki-Kariwa

Le 16 juillet 2007, un séisme violent s'est produit au Japon, à proximité de la plus grande centrale électronucléaire au monde : Kashiwazaki-Kariwa. Les dégâts sur les ouvrages et équipements importants pour la sûreté ont été très limités de par la robustesse de la conception et de la construction, malgré le dépassement du niveau de sollicitations sismiques pris en compte lors de la conception.

Le plus violent séisme qu'ait connu ce type d'installation

Le 16 juillet 2007 s'est produit au Japon un [séisme à proximité de la centrale électrique de Kashiwazaki-Kariwa](#), qui concentre la plus forte puissance nucléaire installée dans le monde. Le séisme de magnitude 6,6 suivant l'échelle de Richter est le plus violent qui ait sollicité ce type d'installation. Sur les sept réacteurs de la centrale, trois étaient à l'arrêt pour maintenance, trois à pleine puissance et le dernier en cours de redémarrage. Les réacteurs en fonctionnement ont été arrêtés par insertion automatique des barres de contrôle dès le dépassement du seuil de sollicitation sismique prédéfini. L'évacuation de la puissance résiduelle du combustible s'est ensuite poursuivie sans incident. Le réseau d'alimentation électrique étant resté disponible, les groupes électrogènes de secours n'ont pas été utilisés.

Des conséquences limitées

Des endommagements ont néanmoins été observés sur certains équipements et structures. Ils n'ont pas affecté le fonctionnement du réacteur lui-même. Seuls deux événements ont induit une faible contamination de l'environnement :

- le débordement d'une piscine de désactivation, dont l'eau s'est écoulée par une traversée non étanche jusqu'à un puits situé en zone non contrôlée avec pour conséquence un rejet en mer ;
- un dégazage de vapeur le long d'un arbre de turbine en salle des machines.



Affichage à la mairie de Kashiwazaki de la surveillance des rejets dans l'environnement en temps réel.

Les volumes concernés et leur concentration en radionucléides sont largement inférieurs aux seuils autorisés en exploitation normale.

D'autres événements notables sont survenus :

- l'incendie d'un transformateur de puissance ;
- la rupture de tuyauteries d'amenée d'eau enterrées entraînant une inondation dans une zone non contrôlée d'un bâtiment réacteur ;
- le déboîtement de tronçons de conduits de cheminée de rejet des effluents gazeux ;
- la fuite d'eau de mer à travers un joint souple du circuit du condenseur en salle des machines ;
- la fuite d'un réservoir d'eau filtrée ;
- la rupture d'un cardan de motorisation d'un pont roulant desservant les piscines d'un bâtiment réacteur ;
- le renversement de fûts de déchets dans un local d'entreposage.

Une conception robuste



Le séisme s'est accompagné de déformations irréversibles du sol, en particulier des cisaillements horizontaux et des tassements verticaux des remblais à la périphérie des ouvrages. Ils sont à l'origine des dégâts les plus visibles et la cause de difficultés dans les interventions post-sismiques : indisponibilité du réseau d'eau pour combattre l'incendie, désordres dans la voirie rendant difficile le déplacement des véhicules...

Les premières inspections des structures, des matériels et des systèmes classés de sûreté effectués par l'exploitant TEPCO

ont montré une stabilité et une absence de dégradations notables, alors que les sollicitations sismiques mesurées ont été largement supérieures à celles prises en compte lors de la conception.

Les ouvrages et équipements dont les exigences de tenue au séisme sont moins élevées, du fait que leur défaillance n'affecte ni la sûreté ni l'environnement, se sont globalement bien comportés : les structures ne se sont pas effondrées, bien que des dégradations aient été observées.

Une bonne part de cette robustesse au séisme provient d'une conception prudente à l'égard des sollicitations sismiques :

- les ouvrages et matériels présentant les plus fortes exigences de stabilité au séisme (bâtiment réacteur et équipements de sûreté) intègrent comme justification complémentaire, indépendante du niveau de la sollicitation sismique, la vérification de la stabilité sous l'effet d'une accélération horizontale égale à 60 % de la pesanteur, couvrant de fait le niveau de sollicitation de ce séisme ;
- les ouvrages sont fondés « au rocher » et enterrés dans le sol sur plus de la moitié de leur hauteur.

La sous-évaluation de la sollicitation sismique retenue pour la conception est attribuée à l'existence de failles actives « cachées », situées en mer, au large de l'installation. Préalablement au redémarrage des réacteurs, l'exploitant doit, dans un premier temps, remettre en état ou vérifier l'absence d'endommagement des structures et matériels. Il devra ensuite réévaluer le niveau des sollicitations sismiques et justifier la tenue des équipements à la redéfinition de l'aléa sismique. La justification de la tenue de l'installation au séisme, la remise en état ou la

vérification de l'absence de défauts dans les structures et les matériels sont des préalables au redémarrage des réacteurs.

Une mobilisation internationale

Dans le cadre de l'AIEA, à l'initiative des exploitants japonais, des spécialistes en génie sismique, en particulier de l'IRSN, se sont mobilisés pour exploiter et partager les connaissances, le retour d'expérience, les données, les analyses et les réflexions concernant les procédures à mettre en œuvre pour :

- consolider l'évaluation de l'aléa sismique ;
- établir un diagnostic de l'état d'une installation après un séisme lorsque celui-ci est de niveau comparable au séisme pris en compte lors du dimensionnement ;
- définir les conditions auxquelles doit répondre une installation ainsi sollicitée pour que sa remise en service soit acceptable du point de vue de la sûreté.

Compte tenu de la connaissance actuelle du contexte sismotectonique en France métropolitaine, la survenue d'un séisme de cette ampleur est improbable. Néanmoins, la mise à disposition dans la communauté scientifique de données techniques par les exploitants japonais permet à l'IRSN d'alimenter ses programmes de recherche sur la robustesse des installations nucléaires, d'approfondir ses analyses des prescriptions de conduite pendant et après un séisme et enfin d'évaluer l'organisation des interventions pour gérer la situation post-accidentelle. Sur ces trois points, les analyses engagées permettront, le cas échéant, de proposer des améliorations du référentiel sismique.

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