



**IRSN**

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 2010

RAPPORT DSR N° 466

DIRECTION DE LA SURETE DES REACTEURS

# SOMMAIRE

<b>AVANT PROPOS</b> .....	<b>2</b>
<b>SOMMAIRE</b> .....	<b>3</b>
<b>INTRODUCTION ET SYNTHESE</b> .....	<b>4</b>
<b>EVALUATION GLOBALE DE LA SURETE ET DE LA RADIOPROTECTION DU PARC EN EXPLOITATION</b> .....	<b>7</b>
La sûreté de l'exploitation en 2010 : les tendances .....	8
La radioprotection en exploitation : les tendances .....	22
<b>EVENEMENTS, INCIDENTS, ANOMALIES</b> .....	<b>30</b>
Retransmission incertaine d'alarmes à la salle de commande en cas de séisme .....	31
Blocage de grappes de commande des réacteurs de 1450 MWe.....	34
Gonflement des crayons de grappe de commande .....	39
Anomalie des moteurs diesel des groupes électrogènes de secours et d'ultime secours des réacteurs de 900 MWe .....	42
Vibrations en amont des pompes du circuit d'eau d'alimentation de secours des générateurs de vapeur .....	46
Dégradations de supports de tuyauteries de vapeur des réacteurs de 900 MWe .....	52
Impact des défauts latents sur la sûreté des réacteurs.....	56
<b>EVOLUTIONS SIGNIFICATIVES</b> .....	<b>61</b>
Protection de la centrale du Tricastin en cas de crue du Rhône.....	62
Recharges de combustible atypiques .....	66
Nettoyage chimique des générateurs de vapeur.....	71
Tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe .....	78
Pression d'épreuve des enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe .....	87
Gestion des moyens temporaires d'exploitation.....	91
<b>DÉFINITIONS ET ABRÉVIATIONS</b> .....	<b>97</b>
<b>CRÉDIT PHOTO</b> .....	<b>98</b>

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

# EVALUATION GLOBALE DE LA SURETE ET DE LA RADIOPROTECTION DU PARC EN EXPLOITATION



La manière d'exploiter un réacteur est un facteur déterminant pour assurer en permanence un niveau de sûreté et de radioprotection satisfaisant. La veille exercée par l'IRSN pour apprécier le niveau de sûreté et de radioprotection lors de l'exploitation des réacteurs du parc EDF, repose sur l'analyse d'une multitude de données issues du suivi permanent de l'exploitation de ces réacteurs. Les données relatives aux évènements et aux incidents qui affectent le parc, mais aussi des installations étrangères, constituent l'une des sources les plus riches en matière de retour d'expérience. L'IRSN utilise diverses méthodes d'analyse selon le but poursuivi. Pour obtenir une vision globale de la sûreté et de la radioprotection de l'exploitation,

l'IRSN a développé des outils et des méthodes d'analyse du retour d'expérience, et notamment des indicateurs qu'il a établis ([voir le rapport public IRSN 2007](#)). Ceux-ci contribuent à l'appréciation, par réacteur, mais aussi globalement pour le parc, des tendances et éventuelles dérives dans la sûreté et la radioprotection de l'exploitation. Les deux chapitres qui suivent présentent les principaux enseignements que l'IRSN tire de son évaluation globale, l'une en matière de sûreté, l'autre en matière de radioprotection, pour l'année 2010.

---

# La sûreté de l'exploitation en 2010 : les tendances

---

L'IRSN note pour 2010 un nombre d'évènements significatifs pour la sûreté en baisse d'environ 10% par rapport à 2009, mais ne constate pas d'importants changements dans les tendances observées en 2009. Les disparités entre les centrales restent fortes, les centrales concernées n'étant d'ailleurs pas les mêmes d'une année à l'autre. Parmi les domaines où des améliorations doivent être prioritairement recherchées, l'IRSN retient surtout la maîtrise et la surveillance des opérations de maintenance, majoritairement sous traitées lors des arrêts de tranche. Des efforts sont aussi nécessaires dans la préparation des activités, qui est déterminante pour une bonne réalisation des interventions. Enfin, l'IRSN souligne que le nombre de non-conformités aux spécifications techniques d'exploitation est toujours en hausse et représente en 2010 plus de 60% des ESS ; leurs causes sont diverses et relèvent en majorité des facteurs humains et organisationnels, comme par exemple l'identification tardive d'une indisponibilité ou des écarts par rapport à la conduite à tenir prescrite par les règles d'exploitation.

## Les évènements significatifs pour la sûreté (ESS)

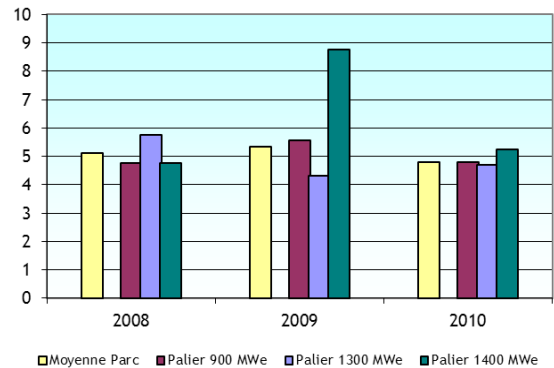
Lorsqu'un évènement survient dans une centrale et répond à l'un des 10 critères établis par l'Autorité de sûreté nucléaire (tableau ci-dessous), l'exploitant est tenu de le déclarer à cette dernière par l'envoi d'un fax dans les 48 heures suivant la détection de l'évènement. Il doit ensuite fournir sous deux mois son analyse de l'évènement dans un compte-rendu d'évènement significatif (CRES).

<u>Les 10 critères de déclaration pour les évènements significatifs pour la sûreté (ESS)</u>	
ESS 1	arrêt automatique du réacteur
ESS 2	mise en service d'un des systèmes de sauvegarde
ESS 3	Non-respect des spécifications techniques d'exploitation (STE)
ESS 4	agression interne ou externe
ESS 5	acte ou tentative d'acte de malveillance susceptible d'affecter la sûreté de l'installation
ESS 6	passage en état de repli en application des STE ou de procédures de conduite accidentelle à la suite d'un comportement imprévu de l'installation
ESS 7	évènement ayant causé ou pouvant causer des défaillances multiples
ESS 8	évènement ou anomalie spécifique au circuit primaire principal, au circuit secondaire principal ou aux appareils à pression des circuits qui leur sont connectés, conduisant ou pouvant conduire à une condition de fonctionnement non prise en compte à la conception ou qui ne serait pas encadrée par les consignes d'exploitation existantes
ESS 9	anomalie de conception, de fabrication en usine, de montage sur site ou d'exploitation de l'installation concernant des matériels et des systèmes fonctionnels autres que ceux couverts par le critère 8, conduisant ou pouvant conduire à une condition de fonctionnement non prise en compte et qui ne serait pas couverte par les conditions de dimensionnement et les consignes d'exploitation existantes
ESS 10	tout autre évènement susceptible d'affecter la sûreté de l'installation jugé significatif par l'exploitant ou par l'Autorité de sûreté nucléaire.

Le nombre d'ESS. Quel sens donner à cet indicateur ? Pour l'IRSN, le nombre d'ESS ne constitue pas une « image quantifiée » de la rigueur d'exploitation et les variations de ce nombre ne peuvent pas être directement liées à une variation du « niveau de sûreté » qui serait meilleur ou pire qu'avant. Ces ESS sont par contre le reflet de difficultés qu'il s'agit d'analyser et de comprendre en tant qu'alertes pour trouver les pistes pertinentes qui amélioreront la sûreté des installations et de leur exploitation.

Si le nombre d'ESS survenus en arrêt de tranche diminue, l'augmentation des non-conformités aux spécifications techniques d'exploitation révèle la persistance d'aléas et de difficultés d'exploitation dans certaines centrales.

642 événements significatifs pour la sûreté (ESS) ont été déclarés par EDF en 2010 pour les 58 réacteurs du parc. Ce chiffre, en baisse d'environ 10% par rapport à l'année 2009, au cours de laquelle 713 ESS ont été déclarés, est pratiquement identique à celui de l'année 2008. Parmi ces événements, 76 ont été classés au niveau 1 de l'échelle INES, contre 95 en 2009.



Évolution entre 2008 et 2010 du nombre moyen d'ESS survenus en arrêt par réacteur pour les différents paliers et sur le parc

**Les ESS et les facteurs organisationnels et humains :** Les ESS classés au niveau 0 de l'échelle INES sont qualifiés d'écarts. Ces écarts n'ont la plupart du temps aucune conséquence réelle pour la sûreté, les parades techniques ou organisationnelles prévues ayant fonctionné. C'est l'analyse des causes des écarts qui permet de trouver des axes d'amélioration de la sûreté. Une part significative de ces causes relève de facteurs organisationnels et humains (FOH). Le travail consistant à déterminer et à évaluer quantitativement la contribution des FOH dans la survenue des événements est malaisé, car il dépend directement de la profondeur de l'analyse de ces événements. De nombreuses défaillances matérielles trouvent par exemple leur origine dans des défaillances FOH antérieures aux événements eux-mêmes et qui ne sont pas systématiquement décrites par l'exploitant dans les CRES. Ces défaillances concernent les phases de conception et de fabrication des matériels, les phases de construction des installations, les phases de préparation et de programmation des activités de maintenance

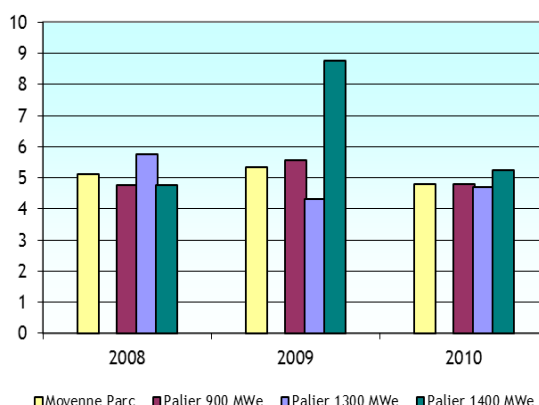
### De fortes disparités entre les centrales

L'IRSN note, comme en 2009, des disparités parfois importantes entre les centrales selon le type d'ESS considéré. Il est donc difficile de formuler des conclusions valables pour tous les réacteurs du parc. Comme les années précédentes, l'IRSN note que les centrales qui ont engagé des actions d'amélioration dans plusieurs domaines, ne parviennent pas à progresser dans l'ensemble de ces domaines ; certaines centrales maintiennent de bonnes performances dans la durée alors que d'autres peinent à rattraper leur retard. Ces variations peuvent également être dues à des difficultés ponctuelles liées à des aléas d'exploitation.

## Une baisse du nombre d'évènements significatifs pour la sûreté lors des arrêts des réacteurs

Le nombre moyen d'évènements significatifs pour la sûreté survenus lors des arrêts programmés des réacteurs est en baisse sur le parc pour la première fois depuis l'année 2006, avec une valeur de 4,8 ESS/arrêt.réacteur en 2010. Cette diminution est d'environ 10% entre les années 2009 et 2010, mais il faut préciser que la durée globale des arrêts programmés a baissé dans les mêmes proportions, ce qui nuance la tendance à l'amélioration.

A noter aussi que, comme en 2008 et 2009, les ESS survenus réacteur à l'arrêt représentent en 2010 près de 45% du total des ESS, alors que les réacteurs ne passent en moyenne que 20% du temps à l'arrêt.



*Évolution entre 2008 et 2010 du nombre moyen d'ESS survenus en arrêt par réacteur pour les différents types de réacteurs et pour le parc*

### Les arrêts pour rechargement et la maintenance.

Périodiquement (en général, tous les 12 à 18 mois) les réacteurs doivent être arrêtés afin de renouveler une partie du combustible nucléaire. La durée des arrêts peut varier d'environ 30 jours à plus de 3 mois suivant le volume des travaux à effectuer. Ces arrêts sont en effet l'occasion de vérifier, d'entretenir, de modifier ou de remplacer un certain nombre de matériels, ces opérations ne pouvant pas être effectuées lorsque le réacteur est en production.

Une baisse du nombre d'ESS est constatée sur les réacteurs de 900 MWe et de 1450 MWe alors qu'une légère hausse est enregistrée pour les réacteurs de 1300 MWe. Le faible nombre de visites décennales programmées en 2010 sur les réacteurs de 900 MWe, au cours desquelles sont réalisées de nombreuses activités de maintenance, peut être à l'origine de la baisse observée. Pour les réacteurs de 1450 MWe, les durées d'arrêt cumulées sont de 144 jours en 2010 contre 355 en 2009. Cette différence de durée correspond à une baisse du nombre des modifications et des interventions de maintenance réalisées, sources potentielles d'écart.

Les arrêts de tranche sont des moments particuliers dans la vie des centrales, au cours desquels s'exercent sur les individus, les collectifs et les organisations des contraintes diverses dont les effets sur la fiabilité des activités peuvent être importants. Une analyse qualitative réalisée par l'IRSN sur les ESS survenus en arrêt de tranche en 2010, met en évidence certains facteurs qui fragilisent les capacités d'adaptation des hommes et des organisations et réduisent leurs marges de manœuvre :

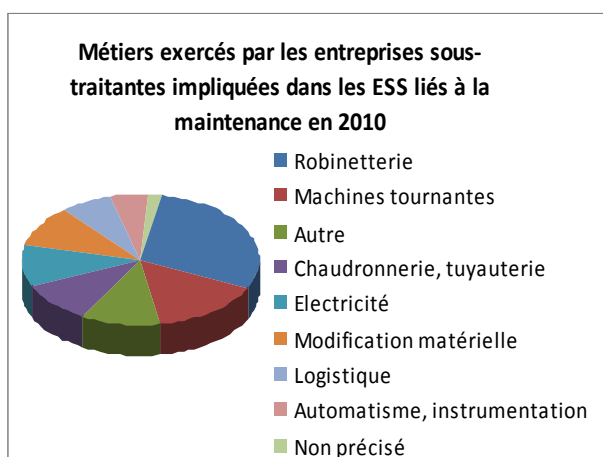
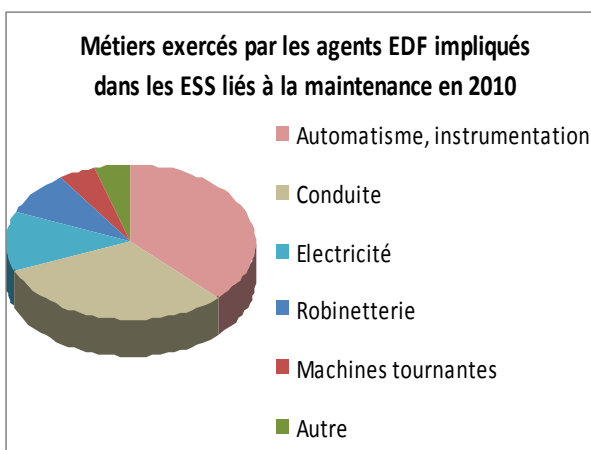
- l'accumulation des aléas (réduction du temps ou du nombre de personnes disponibles pour réaliser une tâche prévue) ;
- la pression exercée sur les équipes d'arrêt par les directions des centrales pour rétablir au plus vite la production d'électricité, notamment dans le contexte d'un hiver particulièrement rude générant des besoins en électricité importants en France ;

- le planning de l'arrêt qui prévoit l'enchaînement de nombreuses activités exigeant des coordinations précises entre les intervenants et délicates à gérer;
- la densification des activités lors de certaines phases des arrêts, notamment le redémarrage du réacteur qui clôture une période d'activité intense pendant laquelle la fatigue accumulée peut conduire à une baisse de la vigilance.

Les activités les plus concernées par les ESS au cours des arrêts des réacteurs sont la mise en configuration de l'installation (consignations, condamnations, lignages), la surveillance en salle de commande dont dépendent notamment la maîtrise de certains transitoires sensibles et la gestion des alarmes, ainsi que le suivi et la gestion de paramètres. Il convient toutefois de souligner qu'une part significative des ESS qui surviennent pendant les arrêts des réacteurs trouve son origine dans la préparation des activités.

### Maîtrise des opérations relatives à la maintenance et aux modifications matérielles

Malgré les différents plans déployés par EDF à l'échelle du parc pour améliorer la maîtrise des opérations relatives à la maintenance et aux modifications matérielles, le nombre d'évènements significatifs liés à ces activités est élevé depuis trois ans (environ 180 ESS par an). Près de la moitié de ces ESS impliquent directement des agents EDF. Mais les activités de maintenance et de modifications matérielles sont majoritairement confiées à des entreprises sous-traitantes ; celles-ci assurent 80% du volume de temps consacré à la maintenance en arrêt de tranche.



Parmi les activités sous-traitées, celles de robinetterie conduisent à un nombre important d'évènements. Ce secteur d'activité fait l'objet d'un plan d'actions spécifique d'EDF depuis 2008, en vue d'assurer le maintien des compétences. A cet effet, des contrats nationaux sont mis en place par EDF, faisant intervenir un nombre restreint d'entreprises spécialisées. EDF a décidé de ne plus faire appel à la sous-traitance pour certaines interventions sur la robinetterie dite sensible.

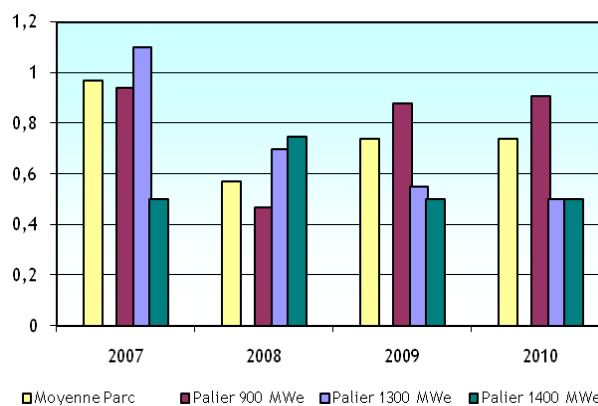
Une analyse qualitative des événements survenus en 2010 impliquant des sous-traitants d'EDF ou leurs propres sous-traitants a été réalisée par l'IRSN. Cette analyse montre que différentes étapes du processus mis en place par EDF pour maîtriser les activités sous-traitées sont concernées par ces événements :

- la contractualisation : les termes des exigences formulées par EDF sont en cause dans un certain nombre d'événements, notamment dans le cas de l'externalisation d'une activité ou d'un changement de titulaire lors du renouvellement d'un contrat ;
- la préparation : des insuffisances concernent les moyens et les ressources apportés par EDF à ses sous-traitants. Les documents opératoires, les analyses de risques censées guider l'activité du sous-traitant, ainsi que les outils mis à sa disposition, sont principalement concernés ;
- la réalisation : des défaillances concernent la gestion des coordinations : communication défaillante du sous-traitant vers EDF, coordination insuffisante entre deux sous-traitants, information inadaptée délivrée par EDF à un sous-traitant ;
- la surveillance des prestataires : des défauts sont observés tant au niveau de l'élaboration du programme de surveillance que de la prise en compte du retour d'expérience des prestations antérieures. Certains facteurs perturbateurs de la surveillance apparaissent explicitement : les évolutions d'activités en arrêt de tranche par rapport aux prévisions initiales, les prestations s'exerçant sur une longue durée.

L'IRSN constate qu'une part importante des ESS survenus en 2010 est, pour beaucoup, imputable à des défauts de préparation. Cette étape est essentielle pour fiabiliser les interventions car c'est au cours de la préparation qu'est détaillée chaque opération de façon à identifier les conditions requises pour son exécution, les risques qui y sont associés et les précautions à mettre en œuvre. Le projet « performance humaine » déployé par EDF depuis 2007 en réponse aux défauts de qualité des interventions ne peut pas être totalement efficace à ce sujet car les dispositions qu'il préconise concernent essentiellement l'exécution proprement dite en visant à doter l'intervenant de « bonnes pratiques » pour réaliser le bon geste du premier coup. Au vu des résultats 2010, ces bonnes pratiques ne semblent pas être suffisantes lorsque les risques liés à l'exécution n'ont pas été correctement identifiés en amont de l'intervention ou lorsque les conditions de réalisation de celle-ci ont changé par rapport à la situation envisagée lors de la préparation.

### Les arrêts automatiques des réacteurs

Les moyennes par palier du nombre d'arrêts automatiques des réacteurs (AAR) survenus sur les tranches en 2010 sont quasiment identiques à celles de 2009. Cette observation ne doit pas occulter le fait qu'il existe une grande disparité entre les centrales ; certains réacteurs n'ont pas connu d'AAR depuis plusieurs années.



Évolution du nombre d'arrêts automatiques des réacteurs entre 2007 et 2010 par réacteur pour les différents paliers



Pour ce qui concerne les AAR pour les réacteurs de 900 MWe, dont le nombre augmente sensiblement depuis 2008, 70% d'entre eux sont provoqués par trois types de signaux : une variation de flux ou un haut flux neutronique dans le cœur du réacteur, principalement intempestif ou associé à des chutes de grappes du fait d'un dysfonctionnement du contrôle commande, un très bas niveau d'eau dans les générateurs de vapeur, le déclenchement de la turbine. Deux tiers de ces écarts au fonctionnement normal du réacteur ont pour origine une défaillance matérielle, comme par exemple des défauts fugitifs dans le contrôle-commande, le troisième tiers à une origine humaine.

Pour l'IRSN, les AAR sont révélateurs d'aléas qui conduisent à l'activation de cette protection ; ils font généralement suite à des phases d'exploitation perturbées, voire, dans certains cas, à des actions de conduite mal maîtrisées. Toutefois, la hausse de leur nombre n'est pas un indicateur directement significatif d'une dégradation de la sûreté et l'IRSN note que les séquences d'arrêt automatique se sont déroulées correctement, ce qui montre la bonne fiabilité de cette protection.

Outre son incidence sur la production électrique de la centrale, un arrêt automatique entraîne un transitoire thermohydraulique qui sollicite certains composants mécaniques du réacteur ; il peut également conduire à une production d'effluents. Aussi, l'IRSN estime que l'effort de réduction des arrêts automatiques, qui avait porté ses fruits en 2008, doit être poursuivi.

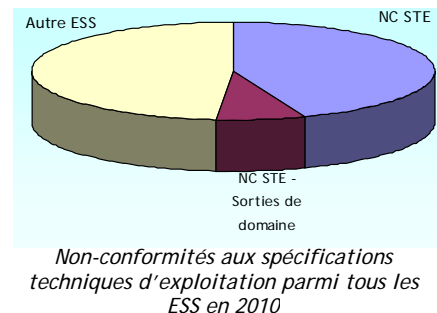
#### Un nombre croissant de non-conformités aux spécifications techniques d'exploitation

L'IRSN a recensé 399 événements de non-conformité aux spécifications techniques d'exploitation (NC-STE) pour l'année 2010.

Les règles générales d'exploitation d'un réacteur précisent les modalités d'exploitation à respecter pour que la démonstration de sûreté présentée dans le rapport de sûreté (RDS) reste valable. Les spécifications techniques d'exploitation (STE) font partie des règles générales d'exploitation (RGE). Elles ont pour rôle :

- de définir les limites du fonctionnement normal de l'installation ;
- d'identifier, en fonction de l'état de tranche considéré, les systèmes dont la disponibilité est requise pour assurer la maîtrise de la réactivité, le maintien du refroidissement et le confinement ;
- de prescrire la conduite à tenir en cas de dépassement d'une limite du fonctionnement normal ou en cas d'indisponibilité d'une fonction de sûreté.

L'IRSN définit une non-conformité aux spécifications techniques d'exploitation comme le non-respect d'une règle édictée par les spécifications techniques d'exploitation. À titre d'exemple, l'indisponibilité fortuite d'un matériel ne constitue pas une non-conformité si ce matériel est réparé dans les délais requis. Par contre, si cette indisponibilité a été provoquée par l'exploitant (par erreur ou omission) ou si la durée nécessaire pour corriger l'indisponibilité du matériel dépasse le délai alloué sans que le repli ne soit amorcé, alors il s'agit d'une non-conformité.



Le nombre d'évènements de ce type est en forte hausse par rapport à 2009 (365 ESS) et à 2008 (354 ESS). L'augmentation continue du nombre de NC-STE depuis 2004 est proportionnellement plus importante que celle des ESS car ces événements représentent en 2010 près de 63% du nombre total d'ESS, contre 39% en 2004.

Seuls quelques événements de type NC-STE résultent de problèmes matériels ; c'est le cas, par exemple, d'un événement survenu en février 2010 lors duquel le dysfonctionnement d'un module électronique a entraîné une sortie du domaine de fonctionnement du réacteur par baisse de la pression dans le circuit primaire.

Dans son rapport public pour l'année 2009, l'IRSN avait émis des réserves sur la pertinence et l'adéquation du plan d'actions engagé par EDF en 2007 en vue de réduire le nombre de NC-STE. Ces doutes sont confirmés par la hausse du nombre d'évènements de ce type déclarés en 2010. Comme en 2009, l'IRSN note la part importante des événements entraînant une indisponibilité de systèmes relatifs au confinement et à la ventilation du bâtiment du réacteur et des bâtiments annexes ou une indisponibilité de systèmes relatifs à la surveillance et à la régulation de la puissance neutronique du réacteur. Par ailleurs, l'IRSN remarque, pour l'année 2010, un nombre croissant de difficultés concernant les systèmes de mesure d'activité (assurant la surveillance de l'intégrité des barrières de confinement), les alimentations électriques externes et le turboalternateur de secours.

L'IRSN constate un nombre de plus en plus grand d'évènements lors desquels la conduite à tenir prescrite par les STE n'a pas été respectée (77 ESS pour l'année 2010, contre 58 ESS en 2009). Outre les replis du réacteur non effectués, de nombreux non-respects de la conduite à tenir ont été déclarés, dont les ESS liés au dépassement des délais de réparation de matériels. Pour ce qui est des délais de réparation, l'IRSN a relevé des ESS :

- touchant le groupe électrogène de secours de site, à cause d'une découverte tardive de son indisponibilité ou à cause d'une réparation trop longue par rapport au délai maximal imparti,
- dus à des aléas survenus durant des interventions de réparation qui ont décalé certaines activités,
- dus à des requalifications fonctionnelles difficiles à mettre en œuvre.

De manière générale, les événements pour lesquels la conduite à tenir prescrite par les STE n'a pas été respectée sont principalement dus :

- à une méconnaissance de la conduite à tenir prescrite par les STE,
- à un défaut de surveillance de certains paramètres,
- à l'identification tardive de l'indisponibilité qui a empêché la mise en œuvre dans les temps de la conduite à tenir prescrite par les STE.

### **Un nombre de sorties du domaine de fonctionnement de plus en plus élevé**

Les sorties du domaine de fonctionnement forment un type particulier de non-conformités aux STE. Le nombre de ces sorties du domaine a fortement augmenté il y a quelques années avec un pic en 2007 (58 ESS), amenant EDF à mettre en place des plans d'actions particuliers ([voir le rapport public 2009 de l'IRSN](#)). Les résultats de l'année 2010 montrent les limites de ces plans d'actions, qui ne semblent pas efficaces dans la durée. En effet, le nombre d'ESS de ce type a augmenté de 12% entre 2009 et 2010, passant de 52 à 58 ESS. Cette évolution

représente une hausse de plus de 40% depuis l'année 2008 ; le nombre d'événements déclarés pour l'année 2010 est sensiblement égal à celui du pic de 2007.

L'année 2010 a été marquée par un nombre élevé d'ESS de sortie du domaine autorisé pour le couple « pression/température » (P/T) du circuit primaire, doublant quasiment par rapport à 2009. Ce nombre est le plus élevé depuis 2003.

Parmi les 38 ESS de sortie du domaine P/T, 25 ESS (soit 66%) concernent un écart au niveau de la température. Après analyse, l'IRSN remarque que la moitié de ces sorties de domaine a eu lieu au cours d'un transitoire lors de la convergence (arrêt du réacteur) ou de la divergence (redémarrage) du réacteur. Ces événements montrent des dynamiques physiques rapides parfois difficiles à éviter, mais aussi des manques de réactivité ou d'anticipation des équipes de conduite. Des problèmes liés à la surveillance en salle de commande ressortent aussi de ces analyses. Ces conclusions sont étayées par le fait que les prémisses de près de 80% des sorties du domaine P/T, sont détectées en salle de commande ; pour autant, les équipes de conduite n'ont pas pu empêcher l'écart. De nombreux événements de ce type concernent la gestion des différents systèmes d'alimentation en eau des générateurs de vapeur ou encore, des problèmes sur la turbine ou sur le condenseur.

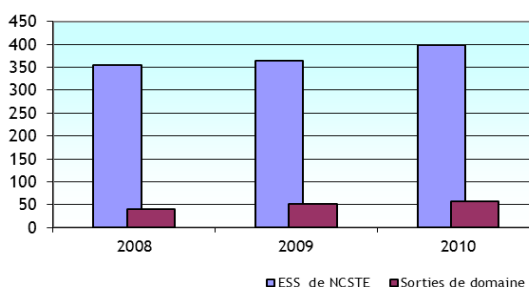
Les sorties du domaine P/T qui surviennent alors que le réacteur est à l'arrêt résultent d'un pilotage délicat dans un état où les contraintes d'exploitation sont importantes.

Les analyses concernant les durées de sortie du domaine autorisé montrent par ailleurs que de nombreuses sorties ont une durée non négligeable (moyenne : 16 minutes ; 31% des sorties de domaine durent plus de 10 minutes).

Par ailleurs, l'IRSN note des disparités entre les réacteurs du parc ; quatre réacteurs ont connu chacun trois sorties du domaine P/T durant l'année 2010, alors que d'autres n'en ont connues aucune. Ceci montre que des marges de progrès existent.

#### Les domaines d'exploitation du réacteur.

Pour chaque domaine d'exploitation du réacteur, allant de l'arrêt du réacteur jusqu'au fonctionnement en puissance, les spécifications techniques d'exploitation précisent les contraintes et les limites de fonctionnement à respecter pour maintenir l'état du réacteur conforme à la démonstration de sûreté. Il est strictement interdit de sortir volontairement du domaine d'exploitation dans lequel se trouve le réacteur sans respecter les « conditions requises pour changer l'état du réacteur ». En cas de sortie fortuite d'un domaine d'exploitation, l'exploitant doit tout mettre en œuvre pour revenir à la situation initiale ou à une situation conforme aux STE dans les plus brefs délais.



Évolution du nombre de NC-STE et de sorties de domaine entre 2008 et 2010

## Une hausse du nombre d'amorçages de repli non réalisés

Le nombre d'amorçages de repli est significatif du poids des aléas d'exploitation obligeant l'exploitant à mettre le réacteur à l'arrêt pour ne pas dégrader le niveau de sûreté. Après une stabilisation du nombre annuel d'amorçages de repli entre 2006 et 2008, l'IRSN a recensé 49 événements de ce type pour l'année 2010, soit une augmentation de 30% par rapport à 2008. Les réacteurs de 1300 MWe sont ceux qui cumulent en moyenne le plus d'ESS pour lesquels un repli a été engagé.

Près de 40% des amorçages de repli du réacteur ont été réalisés à la suite d'indisponibilités du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur ou du système d'injection de sécurité.

Dans leur grande majorité (90%), les amorçages de repli ont été effectués conformément à la conduite prescrite par les STE. Toutefois, dans certains cas, l'amorçage de repli a bien été effectif mais avec un dépassement du délai de repli prescrit par les STE. Le nombre d'indisponibilités pour lesquelles le repli n'a pas été réalisé alors qu'il était prescrit, bien que faible en valeur absolue, est en augmentation sensible depuis 2007. En effet, ce nombre a plus que doublé de 2007 à 2008 (passant de 3 ESS à 7 ESS) puis encore doublé de 2008 à 2009 (passant de 7 ESS à 14 ESS). Cette hausse s'est prolongée en 2010 (15 ESS).

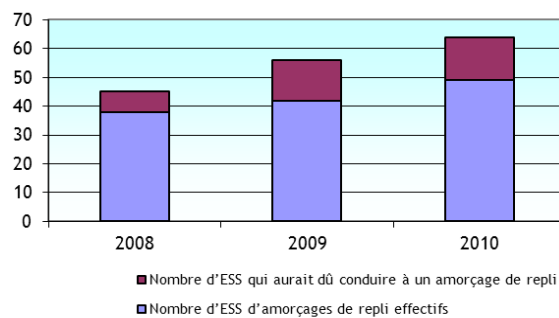
L'analyse par l'IRSN des 15 ESS pour lesquels le repli n'a pas été engagé montre que :

- 9 ESS sont liés à une mauvaise compréhension des STE qui a conduit à un diagnostic erroné de la situation (ex : mauvaise compréhension de la conduite à tenir, analyse incorrecte de l'indisponibilité, effets de l'indisponibilité sur les STE mal maîtrisés) ou à la caractérisation tardive d'une non-conformité (défaut de prise en compte d'une alarme rouge en salle de commande, contrôle défaillant n'ayant pas détecté l'anomalie...);
- 6 ESS sont liés à un défaut d'application des STE en présence d'un cumul de plusieurs indisponibilités ; ce qui est alors en cause est la méconnaissance des règles de cumul prescrites dans les STE, mais aussi des diagnostics erronés des effets d'une indisponibilité sur plusieurs systèmes.

Le nombre d'amorçages de repli non effectués est certes faible mais ils concernent peu de centrales. Ainsi, trois centrales déclarent à elles seules près de la moitié de ces ESS.

### L'amorçage de repli

Les contrôles pratiqués pendant le fonctionnement du réacteur conduisent à découvrir des défaillances ou des signes de dysfonctionnement d'équipements qui participent à la sûreté. En fonction de leur gravité, les spécifications techniques d'exploitation imposent à l'exploitant de « replier » le réacteur dans un état plus sûr (état de repli) que l'état initial dans lequel a été découverte l'anomalie. L'amorçage du repli constitue le début de réalisation des opérations visant à rejoindre l'état de repli. Il est précédé d'une période appelée « délai d'amorçage », permettant à l'exploitant, soit de réparer l'anomalie ou de mettre en œuvre des mesures palliatives pour maintenir le réacteur dans l'état initial, soit de préparer le repli si l'anomalie n'est pas réparée ou compensée dans ce délai.



Évolution du nombre d'amorçages de repli entre 2008 et 2010

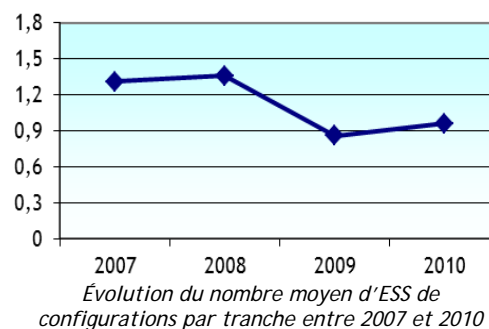
Le fait de ne pas amorcer un repli prescrit par les STE traduit des faiblesses dans la maîtrise de l'exploitation, qu'il convient de corriger car elles sont significatives d'une dégradation de la sûreté.

### Les événements significatifs pour la sûreté concernant les non-conformités de configuration d'un circuit

On distingue deux catégories de non-conformités de configuration d'un circuit : les défauts provenant d'une mauvaise préparation, appelés défauts de configuration, et ceux survenant dans la phase de réalisation, appelés défauts de lignage

#### Les défaut de configuration

Les ESS de défaut de configuration d'un circuit ont généralement leur origine dans la phase de préparation de la mise en configuration avant lignage et concernent plus particulièrement les documents opérationnels utilisés pour planifier les activités. Il peut s'agir d'une procédure incomplète, erronée ou inexistante, d'une mise en configuration inopportune, par exemple du fait d'un glissement de planning. Au même titre que les erreurs de lignage, les erreurs de configuration d'un circuit affectent la sûreté de l'installation, notamment lorsqu'elles constituent des non-conformités aux STE et conduisent à des indisponibilités de matériels.

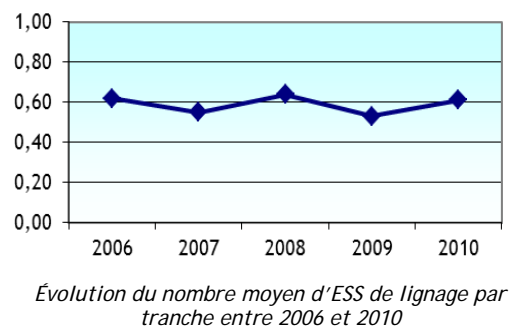


En 2010, on dénombre en moyenne un événement significatif par réacteur dû à une mauvaise configuration d'un circuit, ce qui représente près de 10% du nombre total des ESS déclarés en 2010.

L'IRSN tient à souligner l'importante disparité qui existe entre les centrales pour ce type d'événements. Alors que deux centrales déclarent entre 2 et 3 événements significatifs de ce type par réacteur, d'autres n'en ont pas déclaré. Il est important de noter que ces deux centrales présentaient, ces dernières années, un nombre moyen d'événements de ce type supérieur à la moyenne du parc. Certaines centrales connaissent donc des problèmes récurrents dans les pratiques de préparation d'une mise en configuration et dans le respect des référentiels.

#### Les défauts de lignage

L'exploitant procède à des opérations de lignage de circuits pour diverses raisons : pour effectuer une intervention de maintenance, pour tester un circuit afin de s'assurer de sa disponibilité, pour réaliser des mises en service ou mises hors service de certains équipements du circuit, notamment lors des changements d'état du réacteur. Du fait du nombre important de lignages à réaliser, cette activité routinière est source d'erreurs, en particulier lors des phases d'arrêt. De plus, les difficultés que peut présenter la réalisation de certains lignages ne sont pas toujours suffisamment perçues, que ce soit dans leur préparation, dans l'utilisation des documents supports ou dans le contrôle des actions



réalisées. Les erreurs de lignage affectent la sûreté de l'installation lorsqu'elles conduisent à des indisponibilités de systèmes importants pour la sûreté (voire à des dommages).

En 2010, EDF a déclaré, en moyenne, 0,61 ESS de lignage par réacteur. Ce nombre d'ESS est stable depuis 2005, en cohérence avec la mise en œuvre continue de bonnes pratiques sur les sites et le déploiement d'actions spécifiques. Les différentes centrales ont déclaré un nombre moyen d'ESS de lignage par réacteur assez homogène ; il n'existe pas de grande disparité pour ce type d'événements.

L'évolution du nombre d'ESS relatifs aux lignages intervient dans l'appréciation de la capacité de l'organisation à exploiter de manière rigoureuse ses installations. Depuis plusieurs années, les difficultés concernent davantage la phase de préparation de la mise en configuration d'un circuit que la réalisation.

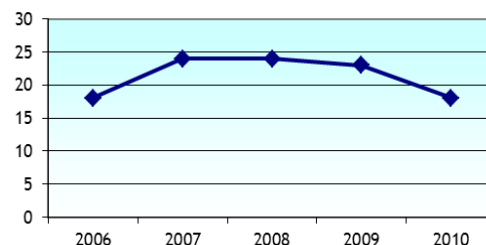
#### Une baisse du nombre des événements liés à la gestion des condamnations administratives

Certains lignages de circuits importants pour la sûreté sont gérés par des « condamnations administratives ». Tout oubli, toute erreur dans la pose ou la levée d'une condamnation administrative induit des risques car certains systèmes ou protections pourraient alors ne pas pouvoir remplir leur fonction. L'IRSN est donc attentif à l'évolution du nombre des non-respects de condamnations administratives car celles-ci constituent une ligne de défense forte en exploitation. Des écarts dans la pose ou la levée de condamnations administratives peuvent être attribués à des défaillances dans l'organisation des activités.

Les « condamnations administratives » sont des consignations physiques (cadenas, chaînes) installées sur les matériels dans le but d'assurer à tout moment la conformité des lignages. Elles sont gérées de manière formelle et administrative (registre centralisé).

Les condamnations administratives constituent une ligne de défense contre les défauts de lignage de circuits importants pour la sûreté.

Au cours de la période 2003-2007, l'IRSN a mis en évidence une augmentation importante du nombre des défaillances dans la gestion des condamnations administratives. Leur nombre est en baisse depuis 2008. Pour l'année 2010, l'IRSN a recensé 18 ESS de ce type (contre 23 ESS en 2009). Cette diminution concerne principalement les réacteurs de 900 MWe, pour lesquels le nombre d'ESS de ce type a baissé de près de 25% entre 2009 et 2010 (passant de 15 ESS à 11 ESS).



Évolution du nombre d'ESS de type erreurs de condamnation administrative entre 2006 et 2010

L'IRSN note que les ESS relatifs aux condamnations administratives sont essentiellement dus à des erreurs lors de la condamnation (par exemple vanne condamnée « ouverte » au lieu de « fermée », pose incomplète d'une consignation, voire absence de pose de la condamnation).

L'IRSN constate, en 2010, que les contrôles ont été renforcés afin de mieux détecter les erreurs dans la gestion des condamnations administratives lors des changements d'état du réacteur. Il est de plus important de souligner qu'EDF a procédé en 2010 à la mise à jour des documents nationaux encadrant les processus de condamnation administrative sur les sites. La mise en œuvre de ces documents, qui intègrent des éléments issus du retour d'expérience, est de nature à améliorer encore les résultats dans les prochaines années.

## Une hausse du nombre d'indisponibilités de matériels importants pour la sûreté

En 2010, la valeur moyenne pour le parc du nombre des indisponibilités déclarées concernant les systèmes importants pour la sûreté est en augmentation par rapport à l'année précédente, avec une valeur de 2,43 indisponibilités par réacteur contre 2,10 en 2009, soit une hausse de 16%. La valeur de 2010, la plus élevée depuis 2003 est essentiellement due à la hausse pour les réacteurs de 1300 MWe, pour lesquels le nombre d'indisponibilités en 2010 ne confirme pas les bons résultats de 2009.

Les principaux systèmes affectés par ces indisponibilités sont le système d'injection de sécurité (RIS), le système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (ASG) et le système de refroidissement de l'eau brute (RRI/SEC). L'IRSN a recensé 100 indisponibilités en 2010 pour ces trois systèmes (sur 141 au total) (78 indisponibilités pour un total de 122 en 2009).

Parmi ces indisponibilités, on trouve des défauts de configuration de circuits, mais aussi des défaillances liées à des défauts dans la qualité de la maintenance. Ces indisponibilités n'ont pas eu de conséquences pour la sûreté du réacteur, car elles ont été rapidement détectées et corrigées. Toutefois, l'IRSN considère qu'une attention particulière devra être portée à ce sujet, en particulier pour ce qui concerne le système d'injection de sécurité (RIS), pour lequel près d'une indisponibilité (totale ou partielle) est comptabilisée en moyenne par réacteur et par an.

## Les essais périodiques

### Les non-conformités aux règles d'essais périodiques.

Les règles d'essais périodiques sont des documents établis au niveau national, qui fixe, pour un système donné, les essais à réaliser, les conditions de leur réalisation et les critères à respecter pour que ce système soit déclaré disponible. Ces règles sont traduites dans les centrales sous forme de documents opérationnels appelés « gammes d'essais ».

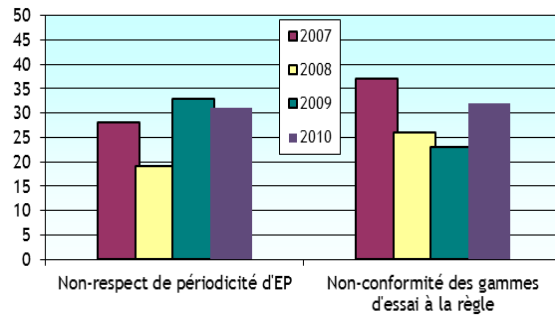
EDF déploie, depuis 2007, un « Projet d'homogénéisation des pratiques et des méthodes » (PHPM) qui vise à standardiser la documentation opérationnelle et à améliorer son adaptation aux besoins des utilisateurs ([voir le rapport 2007 de l'IRSN](#)). Le suivi par l'IRSN des effets de cette démarche à moyen terme a permis de constater une baisse, entre 2007 et 2009, du nombre de

Les **essais périodiques (EP)** sont réalisés pour vérifier périodiquement, au cours de l'exploitation des réacteurs, la disponibilité des circuits et des matériels associés assurant des fonctions de sûreté, ainsi que la disponibilité des moyens indispensables à la mise en œuvre des procédures de conduite incidentelle ou accidentelle. Un matériel ou un système est déclaré disponible si les résultats des essais sont conformes aux critères et si leur périodicité est respectée.

non-conformités des gammes aux règles d'essais périodiques. Ainsi, le nombre d'événements de ce type a été réduit de moitié entre 2006 et 2009. Toutefois, l'IRSN constate en 2010 une augmentation du nombre de non-conformités de l'ordre de 40%, due principalement à deux centrales, qui déclarent à elles seules près de 50% des événements de ce type.

## Les non-respects des périodicités des essais.

Après une diminution significative du nombre d'ESS de non-respect d'une périodicité d'EP en 2008, ce nombre a fortement augmenté en 2009 et 2010. Sur l'ensemble des non-respects déclarés sur le parc des réacteurs, la durée moyenne de dépassement de périodicité est de 48 jours, soit près du double de la valeur de l'année 2008. Les efforts engagés par EDF en termes de rigueur d'exploitation, notamment pour la planification des EP, ne semblent pas porter leurs fruits. Ce résultat doit toutefois être nuancé, vu le nombre important d'essais périodiques réalisés annuellement sur le parc, (plusieurs dizaines de milliers). Ici aussi, l'IRSN constate une forte disparité entre les centrales.



## La qualité des actions correctives indiquées dans les comptes-rendus d'événements significatifs

Au-delà de la description du déroulement d'un événement et de l'analyse de ses causes (défaillances techniques, humaines ou organisationnelles), un autre sujet important est la qualité du traitement du retour d'expérience effectué par EDF, qui réside dans la pertinence des actions correctives engagées pour que l'événement ne se reproduise pas.

Une analyse des comptes-rendus d'ESS fait apparaître trois catégories principales d'actions correctives :

- des actions de sensibilisation, de formation ou de rappel auprès des personnels impliqués dans les événements ;
- des actions de modification de la documentation opérationnelle (création ou mise à jour de procédures) ;
- des remises en conformité ou des modifications de matériels.

L'analyse du retour d'expérience événementiel effectuée par l'IRSN s'appuie essentiellement sur les comptes-rendus d'événement significatif transmis par EDF (les CRESS). Leur qualité est donc primordiale pour pouvoir en tirer des enseignements pertinents.

Ce point est particulièrement sensible pour l'analyse des aspects liés à des facteurs organisationnels et humains. Parmi les éléments essentiels à la compréhension de la dimension organisationnelle d'un événement, on trouve le déroulement chronologique de l'événement, la description de l'ensemble des intervenants impliqués à divers titres dans l'histoire de l'événement, l'appréciation des éléments de contexte (historiques, techniques, relationnels...) dans l'identification des causes, enfin les actions correctives mises en place par l'exploitant.

Les actions de la première catégorie (sensibilisation, formation...) sont les plus fréquemment mentionnées dans les ESS. De telles actions sont mises en œuvre à la suite d'un manquement aux prescriptions afin d'en rappeler le sens. Cependant, l'IRSN observe que trop souvent EDF n'analyse pas au fond les raisons des manquements constatés, ce qui ne favorise pas l'identification des caractéristiques des situations de travail qui font obstacle à la bonne application des prescriptions.



Quant aux modifications documentaires, elles sont parfois réalisées sans analyse approfondie de leur impact global sur le système documentaire, d'où le risque d'une multiplication ou d'une redondance documentaire, qui complique la mise en application du référentiel.

Il faut enfin souligner que, lorsque les phases de préparation des activités apparaissent clairement en cause, elles ne font que rarement l'objet d'actions correctives. De même, il est rarement envisagé explicitement de réviser les modalités d'organisation mises en cause dans les événements. Pour l'IRSN, il est surprenant de constater que l'organisation, considérée unanimement comme une ligne de défense et pointée comme défailante dans certains comptes-rendus d'ESS, est fréquemment « « exemptée » d'actions correctives.

---

# La radioprotection en exploitation : les tendances

---

Le nombre d'événements significatifs concernant la radioprotection des travailleurs déclarés pour le parc des réacteurs EDF décroît en 2010 par rapport à 2009. Ce constat est toutefois à nuancer au regard des écarts de non-respect des conditions techniques d'accès en zone contrôlée dont le nombre, proche de ceux des années antérieures, reste prépondérant parmi l'ensemble des événements significatifs en radioprotection. En 2010, les doses individuelles (en moyenne) et collectives sont inférieures à celles de 2009. Ce résultat est à mettre en perspective avec la diminution du volume des opérations de maintenance réalisées en 2010, sachant que la dose collective reçue lors des arrêts de tranche contribue à plus de 80% à la dose collective annuelle totale. Dans les années à venir, EDF devra faire face à une augmentation du volume des opérations de maintenance dans un contexte de renouvellement important de son personnel. Aussi, l'appropriation des bonnes pratiques en matière de radioprotection est un axe majeur d'amélioration en termes de doses reçues.

## Répartition des déclarations d'événements significatifs concernant la radioprotection (ESR)

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 événements significatifs en radioprotection (ESR). Ces événements sont déclarés en fonction de critères préalablement définis par l'ASN (voir le tableau ci-après).

Pour chacun de ces événements, EDF effectue une analyse des circonstances et des causes de l'événement, de ses conséquences radiologiques réelles et potentielles, puis identifie et met en place des actions correctives pour en éviter le 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 tendances sur l'ensemble du parc.

En 2010, 86<sup>1</sup> ESR ont été déclarés par EDF (contre 100 en 2009 et 110 en 2008), dont deux événements classés au niveau 1 et un événement classé au niveau 2 sur [l'échelle internationale INES](#). L'événement classé au niveau 2 concerne la surexposition d'un opérateur lors d'activités de décontamination au fond du compartiment de transfert de la piscine du combustible du réacteur n°4 de la centrale de Chinon B. Il est présenté plus loin.

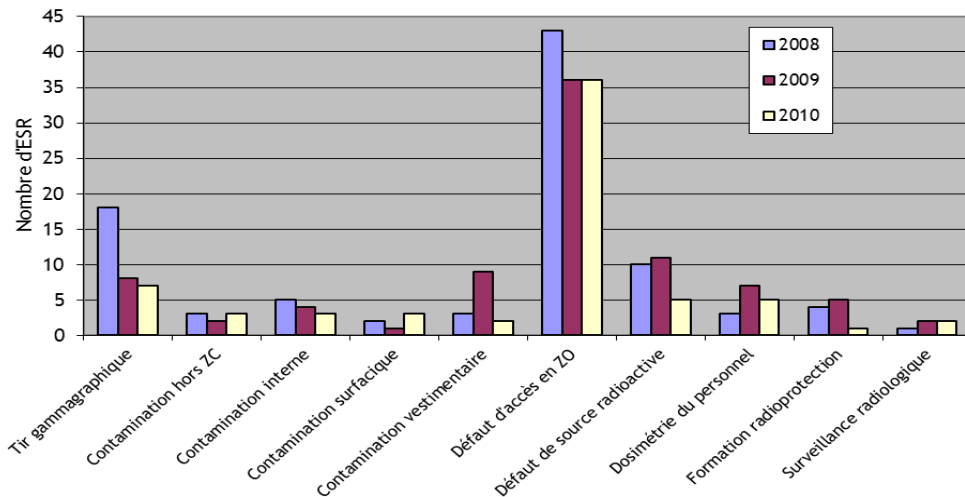
---

<sup>1</sup> Données IRSN

### Les 10 critères de déclaration pour les événements significatifs pour la radioprotection (ESR)

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 ou 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 (zone orange ou 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.

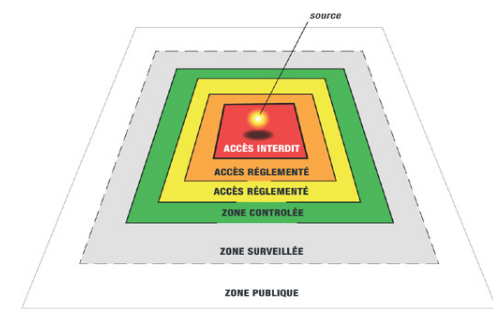
La répartition du nombre d'événements déclarés en fonction du type d'écart est très inégale. Les écarts relatifs aux conditions techniques d'accès en zone orange constituent toujours la catégorie majoritaire.



*Répartition des événements significatifs en fonction de leur typologie*

L'IRSN note que les défauts de préparation des interventions en zone contrôlée perdurent. En revanche, une réduction notable du nombre d'événements de contamination vestimentaire à la sortie du site est observée.

## Les différentes zones d'accès dans une centrale nucléaire



La dose efficace est utilisée pour estimer l'exposition « corps entier » d'un individu aux rayonnements ionisants. Elle tient compte de la sensibilité de chaque tissu du corps et du type de rayonnement (alpha, bêta, gamma, neutronique). Elle s'exprime en Sievert (Sv). Le débit d'équivalent de dose (DeD), couramment appelé « débit de dose », s'exprime en Sv/h ou en mSv/h ou  $\mu\text{Sv/h}$ .

Conformément aux prescriptions réglementaires relatives au zonage des installations, le service compétent en radioprotection procède à la mise en place d'un zonage radiologique des installations. Ce zonage se traduit par un balisage des lieux, effectué sur la base notamment de mesures du débit de dose (DeD) (voir l'encadré ci-dessous) enregistré par un radiamètre, et matérialisé par des « trisecteurs » de couleur correspondant aux différentes zones.

Parmi les défauts d'accès en zone contrôlée, le non-respect des conditions d'accès en zone orange représente la majorité des écarts détectés. Leur nombre reste stable et significatif depuis deux ans (36 ESR par an). Ce type d'écart peut conduire à l'exposition d'agents à des doses non prévues, voire injustifiées, susceptibles d'entraîner des dépassements de la limite annuelle de dose ou à laisser pénétrer en zone orange des agents qui ne bénéficient pas

de l'autorisation pour y accéder. Les conditions d'accès en zone rouge font l'objet de prescriptions renforcées au titre de la réglementation ; les non-respects correspondants, dont les conséquences pourraient être importantes, restent peu nombreux (moins de 5 ESR par an depuis 2008).

Néanmoins, une majorité des écarts aux procédures d'accès aurait pu être évitée par le respect :

- des règles de fiabilisation des interventions : 10 ESR concernent des défauts de préparation,
- des règles de radioprotection : 5 ESR concernent des défauts de balisage liés à la présence de déchets.

L'IRSN souligne à cet égard la nécessité que les prescriptions soient connues, comprises et respectées des nombreux intervenants lors des arrêts pour maintenance.

Il est à noter l'apparition de nouveaux événements (10 ESR en 2010) liés aux nouvelles dispositions prises par EDF pour les salariés titulaires d'un contrat de travail à durée déterminée et les salariés temporaires (appelés dans la suite du paragraphe « intervenants non CDI »). Les intervenants non CDI ont un statut particulier dans la mesure où ils ne doivent pas réaliser des activités dans des zones où le débit de dose est susceptible d'être supérieur à 2 mSv/h (zone orange), conformément à l'article D.4154-1 du code du travail. EDF a donc mis en œuvre des dispositions en vue de prévenir l'accès de ces intervenants en zone orange. Pour ce faire, le seuil d'alarme des dosimètres des intervenants non CDI a été abaissé depuis le début de l'année 2010 de 2 à 1,6 mSv/h, seuil au-delà duquel il n'est plus autorisé une nouvelle entrée en zone orange. De plus, pour tout dépassement de la limite de 1,6 mSv/h, il est réalisé a posteriori une analyse des causes par les personnes compétentes en radioprotection, sur la base des débits de dose mesurés par les dosimètres actifs. En outre, le niveau sonore des alarmes des dosimètres a été augmenté.

## État des lieux concernant la gammagraphie

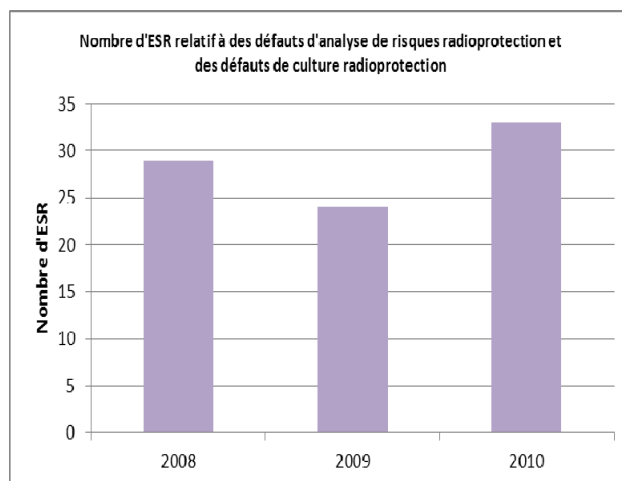
La radiographie gamma ou gammagraphie est une méthode de contrôle non destructif utilisée couramment pour la vérification des soudures de tuyauteries dans l'industrie nucléaire. Cette technique met en œuvre des sources fortement irradiantes et un écart dans la réalisation d'un tir peut entraîner une exposition excessive de travailleurs.

L'IRSN note que le nombre d'écarts constatés n'évolue guère depuis deux ans (7 ESR en 2010 contre 8 ESR en 2009). Parmi ces écarts, trois événements se sont produits dans des locaux situés hors zone contrôlée. Les travailleurs ne faisant pas l'objet d'un suivi radiologique peuvent se trouver dans ces locaux. Deux de ces événements concernent le franchissement d'un balisage, le troisième concerne le non-respect du permis de tir (défaut d'utilisation d'un collimateur). La gammagraphie représente un sujet important en radioprotection car elle peut avoir une incidence notable sur les expositions individuelles et collectives. Les « surexpositions » significatives résultent généralement de la conjonction du franchissement d'un balisage à proximité de la source et de la présence d'une source en position d'utilisation au moment de ce franchissement. Cependant, en 2010, aucun événement n'a conduit à une exposition significative des personnes.

Les tirs gammagraphiques sont effectués à l'aide d'appareils mobiles autoprotégés (plombés) contenant une source radioactive scellée émettant des rayonnements gamma (généralement de l'iridium 192, du cobalt 60 ou éventuellement du césium 137). La source, 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.

## Défauts d'analyse des risques et lacunes en matière de culture de radioprotection<sup>2</sup> :

L'IRSN s'est attaché à distinguer dans l'ensemble des ESR ceux qui mettent en évidence un défaut d'analyse des risques lors de la préparation des interventions ou des lacunes en matière de culture de radioprotection. Le nombre de ces ESR est globalement stable au cours des dernières années. Parmi les diverses origines de ces ESR, l'IRSN constate que les écarts concernant la gestion des déchets persistent et que le nombre d'écarts liés aux interventions au fond des piscines augmente en 2010. A titre d'exemple, on peut citer l'événement survenu sur le site du Tricastin dans le cadre d'opérations de décontamination, au cours desquelles un agent a reçu une dose de 2,1 mSv.



Nombre d'ESR relatifs à des défauts d'analyse des risques et à des lacunes en matière de culture de radioprotection

<sup>2</sup> La culture de radioprotection est l'ensemble des caractéristiques et des attitudes qui dans les organismes et chez les individus, font que les questions relatives à la radioprotection bénéficient, en priorité, de l'attention qu'elles méritent en raison de leur importance.

Cet agent est descendu au fond du compartiment de transfert de la piscine du combustible en vue de poursuivre des activités de décontamination sans porter un radiamètre qui lui aurait permis de connaître le débit de dose ambiant et de suspendre son intervention. A cet égard, le port du radiamètre n'était pas clairement requis dans le document préparatoire de l'intervention. De plus, l'alarme de son dosimètre n'a pas été détectée par l'intervenant du fait du port de la tenue Mururoa (tenue adaptée aux travaux en milieu contaminé comportant une protection des voies respiratoires).

L'événement classé au niveau 1 de l'échelle INES, survenu sur le réacteur n°4 de Chinon B, est également révélateur. L'extraction manuelle d'un objet irradiant de la boîte à eau d'un générateur de vapeur a conduit un premier intervenant à recevoir une dose supérieure au quart de la limite de dose annuelle aux extrémités et un second intervenant à recevoir une dose « corps entier » de l'ordre de 2 mSv. L'analyse a montré que cet incident aurait pu avoir des conséquences dosimétriques plus importantes pour les intervenants. L'événement résulte d'une part de lacunes dans la préparation de l'activité (absence de cartographie dosimétrique récente de la zone de travail), d'autre part d'un manque de culture de radioprotection (absence de contrôle du débit de dose du corps migrant avant de l'évacuer). D'une façon générale, certaines interventions spécifiques peuvent conduire à une évolution du contexte radiologique par rapport au dossier préparatoire (par exemple, augmentation du débit de dose, mise en suspension de matières radioactives du fait des activités de décontamination et de maintenance proprement dites). En outre, la gestion des chantiers où ont lieu plusieurs activités simultanément, pose des difficultés spécifiques dès lors que certaines activités peuvent modifier les conditions radiologiques des activités déjà en cours. En conséquence, ces chantiers doivent faire l'objet d'un suivi rigoureux.

Parmi les axes de réduction des ESR liés à des défauts d'analyse de la radioprotection, on peut citer la formation en radioprotection, ainsi qu'une implication plus importante des agents de terrain et des entreprises extérieures.

**Limites réglementaires de dose :**

Pour les personnes du public, la dose individuelle à ne pas dépasser est de 1 mSv/an (hors irradiation naturelle et médicale))

Pour les travailleurs les plus exposés, la dose réglementaire maximale à ne pas dépasser sur 12 mois consécutifs :

dose efficace (corps entier)		20 mSv
dose équivalente	extrémités (mains, avant-bras, pieds et chevilles)	500 mSv
	peau	500 mSv
	cristallin	150 mSv

**Contaminations vestimentaires et petits objets radioactifs détectés à la sortie d'un site**

La détection de contaminations vestimentaires ou de petits objets radioactifs à la sortie d'un site résulte le plus souvent de l'absence de détection de ces contaminations lors des contrôles précédents ou d'une défaillance du contrôle des petits objets à la sortie de la zone contrôlée. Les conséquences possibles de ce type d'écart sont une dissémination de produits radioactifs hors zone contrôlée.

Au cours des dernières années, le nombre annuel d'ESR relatifs à des contaminations vestimentaires ou à la détection de petits objets radioactifs à la sortie d'un site est inférieur à 5 sauf en 2009. L'IRSN souligne que ce sujet mérite cependant toujours une attention particulière du fait que les incidents correspondants révèlent des dysfonctionnements possibles dans la mise en œuvre de la propreté radiologique. A cet égard, l'IRSN note le déploiement progressif sur certains sites de nouveaux appareils de mesure de la contamination (avec un

seuil de détection plus bas). Toutefois, les évolutions du nombre de déclenchements de ces appareils ne reflètent pas nécessairement une dégradation ou une amélioration de la propreté radiologique ; elles renseignent sur l'évolution du risque de dissémination de produits radioactifs hors zone contrôlée.

### Contaminations internes

La contamination de locaux lors de certaines interventions peut conduire à une dispersion de matières radioactives et à une contamination interne d'intervenants. Ces événements proviennent dans certains cas du fait que le risque de contamination n'avait pas été correctement traité lors de la préparation de l'activité (pas de maintien du port de protections des voies respiratoires lors du chantier par exemple). Bien que ces écarts soient faibles en nombre (moins de 5 ESR pour chacune des trois dernières années), l'IRSN estime qu'ils doivent faire l'objet d'analyses rigoureuses par EDF compte tenu de leurs conséquences en termes de contamination des travailleurs. Il convient toutefois de noter que seules les contaminations au-delà d'un seuil (fixé par le code du travail, article 231-76) font l'objet de la déclaration d'un ESR. A cet égard, depuis le 1<sup>er</sup> janvier 2011, EDF applique une disposition transitoire spécifique qui vise à mieux apprécier les évolutions de certains indicateurs (comptabilisation des contaminations internes, déclenchements des appareils de mesure de la contamination - cf. paragraphe précédent). Ces indicateurs permettent une analyse plus fine que celle qui reposerait uniquement sur l'analyse des seuls événements significatifs déclarés.

### La surveillance dosimétrique des travailleurs

La surveillance de la dosimétrie individuelle est un des éléments du dispositif de radioprotection des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants. Cette dosimétrie a pour objectif de fournir une estimation des doses reçues par l'organisme entier. De plus, elle participe à la mise en œuvre du principe d'optimisation selon lequel les expositions doivent être maintenues au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA). Elle permet enfin de vérifier le respect des limites de doses fixées par la réglementation.

La **dosimétrie individuelle** comporte une dosimétrie externe et une dosimétrie interne.

La **dosimétrie externe** consiste à mesurer les doses reçues par une personne exposée dans un champ de rayonnements (rayons X, gamma, beta, neutroniques) produits par une source extérieure. Les dosimètres portés par les travailleurs permettent de connaître les doses reçues notamment par le corps entier, soit en différé après lecture dans un laboratoire agréé (« dosimétrie passive »), soit en temps réel (« dosimétrie opérationnelle »). En outre, le dosimètre opérationnel est équipé d'une alarme sonore et visuelle qui prévient l'agent de sa présence dans un champ de rayonnements dépassant certains seuils fixés au préalable afin de détecter une situation anormale.

La **dosimétrie interne** vise à évaluer les doses reçues du fait de l'incorporation de substances radioactives. Cette dosimétrie est assurée par des examens anthroporadiométriques (mesures directes de la contamination interne) et des analyses radiotoxicologiques.

EDF réalise annuellement un bilan des expositions reçues dans ses installations à partir notamment des résultats de la dosimétrie opérationnelle. Depuis une dizaine d'années, l'IRSN observe des progrès importants d'EDF en matière de radioprotection. Les différents plans d'actions mis en œuvre sur les sites ont permis de diminuer aussi bien les doses collectives que les doses individuelles. A cet égard, le nombre de travailleurs exposés ayant reçu une dose comprise entre 16 mSv et 20 mSv (limite réglementaire) sur 12 mois glissants est en diminution : 3 personnes en 2010 contre 10

en 2009 et 430 en 1999. La dose collective en moyenne par réacteur est en diminution depuis plusieurs années et pratiquement réduite de moitié en 10 ans (1,17 h.Sv en 1999, 0,69 h.Sv en 2009 et 0,62 h.Sv en 2010).

EDF relativise toutefois les derniers résultats dans la mesure où le volume de travail « exposé » en 2010 est inférieur à celui de 2009. Une augmentation importante du volume des opérations de maintenance (liée notamment au vieillissement des réacteurs) est prévue dans les prochaines années avec une forte sollicitation d'entreprises extérieures. Par ailleurs, ces activités coïncideront avec une période de fort renouvellement de personnels résultant des nombreux départs en retraite. Dans ce contexte général, tout relâchement des efforts actuellement fournis pourrait rapidement conduire à une augmentation des doses individuelles et (moyennes) collectives.

### Dépassement d'une limite de dose annuelle réglementaire, incident marquant (niveau 2 dans l'échelle INES) survenu dans le réacteur n° 4 de la centrale de Chinon B le 23 avril 2010

Lors de l'incident, le réacteur n°4 de la centrale de Chinon B est en début d'arrêt pour visite décennale. La visite de propreté radiologique au fond du compartiment de transfert de la piscine du bâtiment du combustible constitue un préalable à la mise en eau de la piscine du réacteur pour décharger le combustible et le transférer dans la piscine de stockage du bâtiment du combustible. Cette visite est réalisée par deux intervenants (un technicien et un chargé de surveillance) sous couvert d'une autorisation d'accès en zone orange. Les deux intervenants sont équipés d'une tenue étanche ventilée et portent des gants en vinyle. Chacun porte également un dosimètre opérationnel permettant de connaître directement la dose reçue et d'enregistrer, déclenchant une alarme sonore en cas de dépassement de seuils préalablement réglés.

Lors du contrôle, le chargé de surveillance, qui précède le technicien, repère un morceau de bande adhésive. Il s'approche de cet objet ; son dosimètre passe en alarme. Il recule, puis demande à l'autre intervenant de le ramasser sans l'informer de l'apparition d'une alarme, car il considère que cette alarme ne peut pas provenir du morceau de bande adhésive. Le deuxième intervenant le ramasse et aperçoit alors, non loin, un autre objet de la taille d'une pièce d'un euro qui lui semble être un morceau de plastique. Il saisit l'objet dans la main gauche et le passe dans la main droite ; il constate alors que la dose intégrée indiquée par son dosimètre est élevée. Il met alors l'objet dans un seau utilisé pour descendre des outils au fond de la piscine. Une reconstitution a permis d'estimer la durée pendant laquelle l'objet a été tenu à la main ; elle est de l'ordre de 7 secondes pour la main gauche et 17 secondes pour la main droite. Un troisième intervenant, placé au bord de la piscine, remonte le seau. Alors qu'il le remonte, il entend l'alarme de son dosimètre et redescend le seau au fond de la piscine. Les intervenants sont alors évacués de la zone contrôlée. La zone voisine du seau contenant la pièce irradiante est balisée pour en interdire l'accès et la manutention ; les débits de dose mesurés à proximité et au contact du seau indiquent des valeurs très élevées (de l'ordre de 1 Sv/h au contact et 0,3 Sv/h à 1 mètre).

Durant cette activité, le technicien intervenant a enregistré sur son dosimètre opérationnel une dose « corps entier » de 1,6 mSv et le chargé de surveillance une dose de 0,135 mSv. Après reconstitution de l'événement, l'IRSN a évalué par calcul la dose reçue aux extrémités par le technicien ; la dose estimée est supérieure à la limite annuelle réglementaire pour la dose aux extrémités.



La pièce activée proviendrait d'une broche métallique permettant le maintien latéral des guides des grappes de commande des équipements internes supérieurs. En effet, lors de l'arrêt pour rechargement de 2007, à la suite de la rupture d'une broche, une partie des pièces la constituant n'avait pas été retrouvée. Lors des arrêts du réacteur pour renouvellement du combustible de 2008 et 2009, aucun débit de dose anormal n'avait été détecté au fond de la piscine, notamment lors des visites de propreté radiologique de celle-ci. Aussi, EDF a émis l'hypothèse que cette pièce a été « relâchée » dans le compartiment de transfert de la piscine lors des manutentions de combustible de l'arrêt 2009.

Des lacunes dans la préparation de l'intervention et un manque d'attitude interrogative de la part des intervenants sont à l'origine de l'événement. En effet, lors de la préparation, des intervenants prestataires ont réalisé une cartographie de la piscine qui impliquait de classer la zone d'intervention en zone orange. Toutefois, le service de prévention de la radioprotection a utilisé une cartographie réalisée une quinzaine de jours plus tôt, n'a pas exploité les nouvelles données et n'a pas réalisé une cartographie contradictoire pour corroborer les nouvelles données. Lors de sa visite, l'intervenant a ramassé l'objet à la main sans avoir au préalable contrôlé le débit de dose, ce qui constitue un écart au référentiel de radioprotection ; l'intervenant explique son geste par le fait qu'il a perçu l'objet comme une pièce en plastique et donc non irradiante.

Les actions correctives menées par EDF sont de différentes natures. Lors de la préparation des activités de décontamination, un point d'arrêt est mis en place au moment de la transmission de la cartographie réalisée par le prestataire au donneur d'ordre afin de comparer les deux cartographies. De plus, une procédure a été rédigée concernant la cartographie contradictoire afin de s'assurer que la cartographie du prestataire est bien représentative de l'état réel du poste de travail. Par ailleurs, pour les agents sur le terrain, une évolution des modes opératoires traite du risque de « surexposition » des extrémités.

Cet événement montre l'importance de la préparation des chantiers (détermination d'un état radiologique représentatif du poste de travail, attitude interrogative de la part de l'équipe en charge de préparer un chantier face à des éléments contradictoires) et de la culture de radioprotection des agents de terrain (prise de conscience des risques liés à l'exposition interne, des risques liés à l'exposition externe (corps entier et extrémités), actions réflexes en cas d'apparition d'une alarme ainsi que devant un objet découvert fortuitement).

# Définitions et abréviations

1300 MWe : Réacteur nucléaire français de 1300 MWe

900 MWe : Réacteur nucléaire français de 900 MWe

ASN : Autorité de sûreté nucléaire

ANDRA : Agence Nationale pour la gestion des Déchets RadioActifs

BAN : Bâtiment des auxiliaires nucléaires

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

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

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

CENTRACO est une usine de traitement de déchets de faible et de moyenne radioactivité ; elle est située près de Marcoule ; l'exploitant est la SOCODEI qui fait partie du groupe EDF

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

DVN : Système de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires

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

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

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

RCV : Système de contrôle chimique et volumétrique du circuit primaire

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

REP : Réacteur à eau sous pression

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

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

RRI : Système de réfrigération intermédiaire

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

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

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

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

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

VD3 : 3ème visite décennale d'un réacteur nucléaire

# Crédit photo

Photo Noak/Le bar Floréal/IRSN : Page 7

Photos EDF: pages 31, 32, 34, 35, 37, 39, 47, 54, 74, 80, 95

Photo Westinghouse : page 75