

**IRSN**

INSTITUT  
DE RADIOPROTECTION  
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

*Faire avancer la sûreté nucléaire*

# LE POINT DE VUE DE L'IRSN SUR LA SURETE ET LA RADIOPROTECTION DU PARC ELECTRONUCLEAIRE FRANÇAIS EN 2011

RAPPORT IRSN/DG/2013-00001

# SOMMAIRE

<b>AVANT PROPOS .....</b>	<b>2</b>
<b>SOMMAIRE.....</b>	<b>3</b>
<b>INTRODUCTION ET SYNTHÈSE.....</b>	<b>4</b>
<b>EVALUATION GLOBALE DE LA SÛRETÉ ET DE LA RADIOPROTECTION DU PARC EN EXPLOITATION.....</b>	<b>6</b>
La sûreté de l'exploitation en 2011 : les tendances .....	7
La radioprotection en exploitation : les tendances.....	17
<b>EVENEMENTS, INCIDENTS, ANOMALIES .....</b>	<b>26</b>
Anomalies d'études dans la démonstration de sûreté .....	27
Déséquilibre de débit entre lignes d'injection de sécurité des réacteurs de 900 MWe.....	33
Défauts dans une pénétration du fond de cuve du réacteur n° 1 de la centrale de Gravelines ..	36
Anomalies concernant des supports de tuyauteries.....	41
Incident survenu le 4 mai 2011 au réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin .....	45
Défaillances d'origine humaine ou organisationnelle dans la surveillance des réacteurs.....	49
<b>EVOLUTIONS SIGNIFICATIVES.....</b>	<b>53</b>
La démarche d'EDF pour une amélioration continue de la sûreté .....	54
Maîtrise des effets du vieillissement des réacteurs.....	58
Température ambiante élevée pour les pompes d'injection de sécurité .....	64
Les cœurs mixtes.....	67
Nouveaux obturateurs pour intervenir dans les boîtes à eau des générateurs de vapeur.....	72
Risque de boilovert au voisinage de la centrale de Gravelines .....	77
<b>DEFINITIONS ET ABREVIATIONS.....</b>	<b>81</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



Les conditions d'exploitation et les dispositions mises en place pour exploiter un réacteur sont des facteurs déterminants pour assurer en permanence un niveau de sûreté et de radioprotection satisfaisant. La veille exercée de son côté par l'IRSN concernant l'exploitation des réacteurs du parc EDF, repose sur l'analyse d'une multitude de données relatives au suivi permanent de l'exploitation de ces réacteurs. Les données relatives aux événements et aux incidents qui affectent le parc, mais aussi les installations étrangères, constituent l'une des sources les plus riches en matière de retour d'expérience. Pour obtenir une vision globale de la sûreté et de la radioprotection des réacteurs en exploitation, l'IRSN a développé des outils et des méthodes d'analyse du retour d'expérience, et notamment des indicateurs qui lui sont propres ([voir le rapport public IRSN 2007](#)). Ceux-ci contribuent à l'appréciation de chaque réacteur, mais aussi globalement, des tendances et éventuelles dérives dans la sûreté et la radioprotection de l'exploitation du parc. 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 2011.

---

# La sûreté de l'exploitation en 2011 : les tendances

---

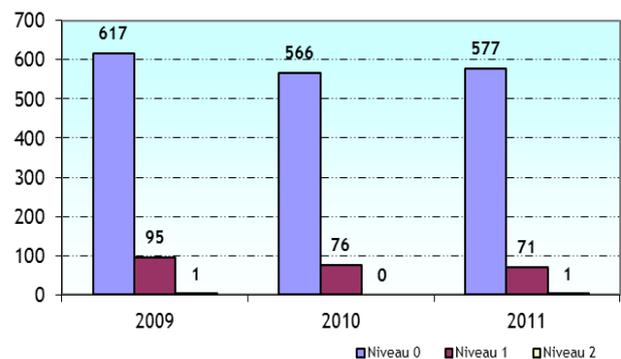
En 2011, aucun événement n'a fortement affecté la sûreté du parc national des réacteurs exploités par EDF. Le nombre d'événements significatifs pour la sûreté (ESS) déclarés par EDF a été sensiblement le même qu'en 2010, avec toutefois une hausse sensible de ceux survenus lors des arrêts de réacteur pour rechargement de combustible et maintenance ; les actions menées par EDF, telles que le déploiement de systèmes organisationnels spécifiques aux arrêts et la mise en place de prescriptions pour améliorer la préparation et le contrôle des activités de maintenance, n'ont pas montré jusqu'à présent une efficacité suffisante. La stabilité du nombre d'ESS observée depuis quelques années n'exclut cependant pas des écarts parfois importants entre les centrales et selon les années. L'IRSN n'a pas observé en 2011 d'inflexion par rapport aux grandes tendances de l'an dernier, voire des années précédentes. Il a constaté des évolutions positives dans certains domaines de la conduite des réacteurs, comme la gestion des essais périodiques ou les condamnations administratives. Au contraire, l'IRSN constate que le nombre de non-conformités aux spécifications techniques d'exploitation ne baisse pas significativement. Par ailleurs, l'IRSN a constaté que l'augmentation du nombre d'anomalies liées à la maintenance de matériels, observée les années précédentes, se poursuit. Ces anomalies résultent principalement de défaillances dans la préparation ou dans la réalisation des activités. Bien que chacune de ces anomalies prise isolément n'induisse pas de risque grave, leur cumul peut par contre créer, voire aggraver une situation incidentelle, comme l'a montré à plusieurs reprises le retour d'expérience. L'IRSN recommande donc une amélioration de la qualité de la maintenance, qui conditionne la fiabilité des matériels et constitue donc un enjeu pour la sûreté des installations

## Les événements significatifs pour la sûreté (ESS)

Lorsqu'un événement survient dans une centrale et répond à l'un des dix critères établis par l'Autorité de sûreté nucléaire (tableau ci-après), 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'événement. Il doit ensuite fournir, sous deux mois, son analyse de l'événement dans un compte-rendu d'événement significatif (CRES).

Les 10 critères de déclaration des événements significatifs pour la sûreté (ESS)	
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	événement ayant causé ou pouvant causer des défaillances multiples
ESS 8	événement ou anomalie spécifique au circuit primaire principal, au circuit secondaire principal ou aux appareils sous 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 à la conception et qui ne serait pas couverte par les conditions de dimensionnement et les consignes d'exploitation existantes
ESS 10	tout autre événement susceptible d'affecter la sûreté de l'installation jugé significatif par l'exploitant ou par l'Autorité de sûreté nucléaire.

En 2011, 649 événements significatifs pour la sûreté (ESS) ont été déclarés par EDF pour les 58 réacteurs du parc, soit, en moyenne, un peu plus de 11 ESS par réacteur. Le nombre annuel de déclarations d'ESS est donc stable par rapport à 2010 (642 ESS déclarés). A l'exception de l'année 2009 qui a présenté un nombre d'ESS déclarés significativement plus élevé (713 ESS), le nombre de déclarations d'ESS est relativement stable depuis 2007. Parmi les événements recensés en 2011, 71 ont été classés au niveau 1 de l'échelle INES, contre 76 en 2010. Le seul événement classé au niveau 2 a concerné la détection d'une usure prématurée des coussinets de tête de bielle équipant les diesels de secours des réacteurs de 900 MWe. Ce défaut, décelé en 2010, a déjà fait l'objet d'une présentation par l'IRSN dans son [rapport 2010](#). Des investigations ont depuis lors été menées par EDF, qui attribue ce défaut à des particularités géométriques du coussinet, affectant la pression d'huile dans le coussinet et donc sa portance. La fabrication de nouveaux coussinets, à géométrie corrigée, a été engagée dès le début de 2012. Pour l'IRSN, ces corrections sont de nature à améliorer le fonctionnement des coussinets, même si elles devront être confortées par un retour d'expérience suffisant.



Évolution du nombre d'événements significatifs pour la sûreté déclarés entre 2009 et 2011

L'échelle INES (International Nuclear Event Scale) s'applique aux événements se produisant dans les installations nucléaires, selon 7 niveaux. Les événements classés au niveau 0 sont qualifiés d'écarts.

## Les ESS survenant lors des arrêts d'un réacteur pour rechargement de combustible et maintenance

### Les arrêts pour rechargement de combustible et maintenance :

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

Les ESS qui surviennent au cours des arrêts de réacteur ont constitué plus de la moitié du nombre total des ESS de 2011, nombre en hausse d'environ 10 % par rapport à 2010. L'IRSN ne perçoit donc pas d'amélioration dans la résolution des difficultés récurrentes de la gestion des arrêts, que pourrait expliquer en partie une hausse du volume de maintenance, alors que le nombre d'arrêts et leur durée moyenne n'ont pas évolué de manière significative par rapport aux deux années précédentes. Bien que, là-aussi, il y ait certaines disparités entre les centrales, force est de constater que les actions menées jusqu'à présent par EDF, telles que le déploiement de systèmes organisationnels spécifiques aux arrêts et la mise en place de prescriptions pour améliorer la préparation et le contrôle des

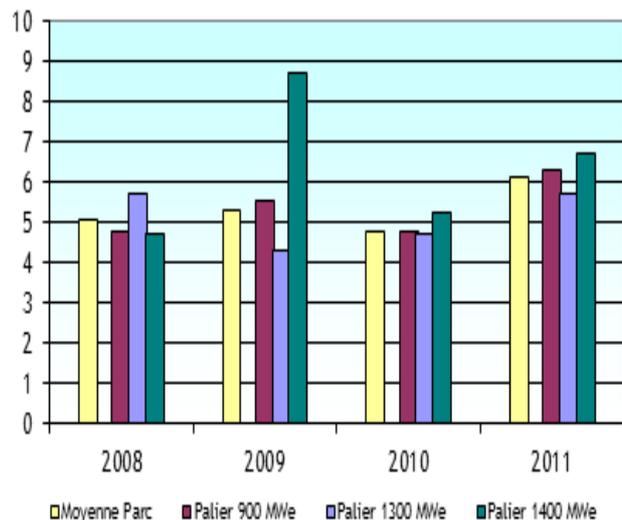
activités de maintenance, n'ont pas montré une efficacité suffisante.

Les arrêts des réacteurs sont actuellement au carrefour du déploiement de nombreux dispositifs organisationnels qui portent sur plusieurs secteurs de l'exploitation, comme le management des arrêts, le management des prestataires, la gestion des pièces de rechange ou la gestion de la maintenance. Ces nouvelles dispositions, qui visent à améliorer les performances du parc en exploitation, sont mises en œuvre dans un contexte où les équipements continuent de vieillir et où les départs des personnels de maintenance d'EDF et des sociétés prestataires s'intensifient ; elles constituent un enjeu important pour la sûreté. A cet effet, une analyse du

management de la sûreté et de la radioprotection lors des arrêts des réacteurs a été débuté par l'IRSN en 2011, et les conclusions en seront tirées en 2013.

### Les arrêts automatiques des réacteurs

Le nombre d'arrêts automatiques constaté depuis 2008 sur le parc EDF est principalement imputable aux réacteurs de 900 MWe, bien que des disparités ont été observées au sein même de cette famille de réacteurs - certains réacteurs de 900 MWe ont déclaré jusqu'à quatre arrêts automatiques en 2011 alors que d'autres n'en ont déclaré aucun. Les actions correctives qui avaient été engagées par EDF en 2007, à la suite du constat d'un nombre croissant d'arrêts automatiques, ont effectivement donné des résultats encourageants en 2008. Si l'on distingue, parmi l'ensemble des arrêts automatiques, ceux survenus réacteurs en puissance, leur nombre évolue peu depuis 2008 ; ce qui confirme le bien fondé des actions correctives. En revanche, l'IRSN note une hausse des arrêts automatiques réacteur non divergé.



Évolution du nombre d'événements significatifs pour la sûreté survenant lors des arrêts de réacteur pour rechargement de combustible et maintenance

L'IRSN constate que les deux tiers des arrêts automatiques ont les mêmes causes qu'en 2010, à savoir :

- des signaux de variation du flux neutronique associée à des chutes de grappes ou un flux neutronique élevé dans le cœur du réacteur, principalement dû à des signaux intempestifs de la chaîne de mesure (donc un arrêt automatique qui n'est pas dû à une élévation réelle du flux),
- un très bas niveau d'eau dans les générateurs de vapeur (parfois associé à un déséquilibre eau-vapeur),
- un déclenchement de la turbine.

Pour moitié, ces arrêts d'urgence ont eu une origine humaine ou organisationnelle et cette proportion est en augmentation par rapport à 2010, principalement pour les réacteurs de 900 MWe. Parmi ces arrêts, quatre ont été des arrêts manuels, réalisés conformément à une consigne de pilotage et vingt-cinq ont été des arrêts automatiques résultant d'actions ou de décisions inappropriées.

Environ 50 % des arrêts automatiques sont survenus lors du redémarrage du réacteur, au cours de phases transitoires de fonctionnement qui constituent des phases d'activité « fragiles » vis-à-vis du risque de sollicitation des protections du réacteur. Ces phases se caractérisent très souvent par des pressions temporelles ou par la réalisation d'activités nombreuses en parallèle. Les arrêts automatiques ont eu lieu principalement lors du pilotage des niveaux d'eau dans les générateurs de vapeur, activité délicate exigeant une bonne maîtrise, du fait notamment de la cinétique rapide des phénomènes physiques qui s'y produisent. Le cumul d'un ou de plusieurs aléas complique souvent la gestion de ces phases délicates. L'analyse en temps réel de la situation n'est alors pas toujours suffisamment approfondie : certains critères de décision sur la stratégie à adopter et les actions à mettre en œuvre sont peu ou mal explicités et partagés au sein de l'équipe de conduite. Les actions correctives d'EDF ont généralement consisté à améliorer l'information ou la formation des membres des équipes de conduite ou à mieux les guider dans le diagnostic et la mise en œuvre d'actions rapides.

Enfin, une proportion importante d'arrêts automatiques impliquant des facteurs humains est survenue lors d'interventions programmées ou fortuites sur les chaînes de mesure du flux neutronique du cœur, auxquelles sont associés des seuils dont le dépassement déclenche automatiquement un arrêt du réacteur. Ces arrêts, qui impliquent souvent des acteurs de la maintenance, relèvent principalement de défauts de préparation et particulièrement de défauts d'analyse des risques liés à l'intervention. S'y ajoutent fréquemment des manques de communication entre les différents opérateurs, mais aussi des défauts dans les contrôles, effectués en temps réel ou a posteriori, des activités à réaliser.

A l'examen des arrêts automatiques survenus en 2011, l'IRSN considère que le plan d'actions mis en place par EDF en 2007 est perfectible pour les situations réacteur non divergé ; EDF a complété son plan dans le courant de l'année 2011 afin d'y ajouter des exigences propres aux facteurs humains.

Le nombre d'arrêts automatiques en 2011 ne doit pas être interprété comme un indicateur directement significatif d'une dégradation de la sûreté ; l'IRSN note à cet égard que les séquences d'arrêt automatique se sont déroulées correctement, mais souligne qu'un arrêt automatique, lorsqu'il survient réacteur en puissance, entraîne un transitoire thermohydraulique dans le réacteur, qui sollicite certains composants mécaniques et peut également conduire à une production d'effluents importante. Par ailleurs une proportion non négligeable des arrêts automatiques est révélatrice d'aléas et d'actions de conduite mal maîtrisées, avec des causes d'origine humaine et organisationnelle que l'on retrouve pour d'autres types d'événements, notamment les non-conformités aux spécifications techniques d'exploitation (voir plus loin).

## Une hausse sensible du nombre d'anomalies affectant des matériels, liées à des activités de maintenance

L'IRSN a déjà souligné, dans ses précédents rapports annuels, le nombre élevé, depuis quelques années, d'événements significatifs liés à des activités de maintenance. Avec environ 300 événements en 2011, ce nombre a encore sensiblement augmenté par rapport aux années précédentes. Pour une part importante d'entre eux, il s'agit d'anomalies de matériels à la suite d'activités de maintenance. Certaines causes sont à rechercher dans les phases de préparation des activités (environ 40 %), d'autres dans les phases de réalisation (environ 30 %). Si la surveillance des activités de maintenance et les contrôles après intervention ne sont pas strictement à l'origine des anomalies, il reste que cette surveillance et ces contrôles, qui n'ont pas permis de déceler les anomalies en question au cours ou à l'issue de l'intervention, présentent des faiblesses et doivent donc être renforcés. Une analyse de ce sujet a été présentée par l'IRSN dans son [rapport 2010](#), elle reste valable pour l'année 2011.

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

### Les spécifications techniques d'exploitation

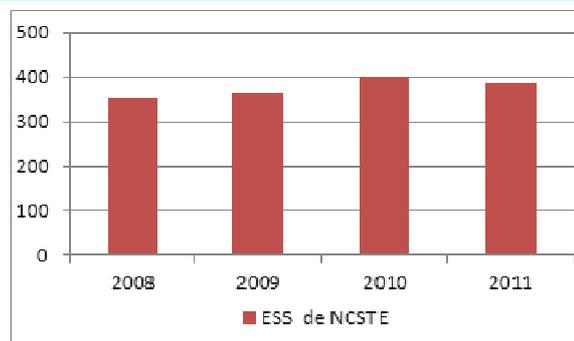
Les règles générales d'exploitation de chaque réacteur précisent les modalités d'exploitation à respecter pour que la démonstration de sûreté présentée dans le rapport de sûreté soit valable.

Les spécifications techniques d'exploitation (STE) font partie des règles générales d'exploitation. Elles ont pour rôle de définir :

- les limites du fonctionnement normal de l'installation ;
- en fonction de l'état de tranche considéré, les fonctions de sûreté dont la disponibilité est nécessaire pour le contrôle, la protection et la sauvegarde des barrières interposées entre le combustible nucléaire et l'environnement, ainsi qu'au caractère opérationnel des procédures de conduite en cas d'incident ou d'accident ;
- la conduite à tenir en cas de dépassement d'une limite du fonctionnement normal ou en cas d'indisponibilité d'un matériel ou partie d'un système participant à une fonction de sûreté requise.

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 les STE. 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, il s'agit alors d'une non-conformité.

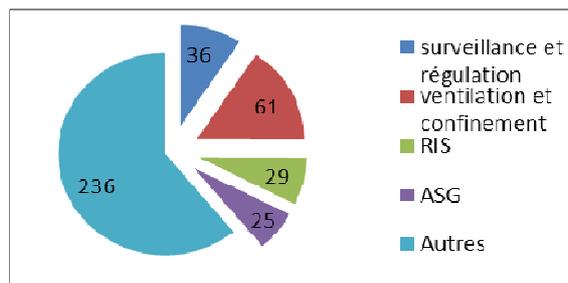
L'IRSN a recensé 387 événements de non-conformité aux spécifications techniques d'exploitation (NC-STE) pour l'année 2011. Le nombre d'événements de ce type est relativement stable par rapport à l'année 2010 (399 ESS) mais toujours élevé en regard des années 2008 et 2009. Le nombre de NC-STE représente environ 60 % du nombre total des ESS du parc. Bien que quelques cas ponctuels de NC-STE résultent de problèmes de matériels, les NC-STE les plus fréquentes trouvent leur origine dans des défaillances humaines ou



*Évolution du nombre de NC-STE entre 2008 et 2011*

dans l'organisation de l'exploitation. L'examen par l'IRSN des événements de 2011 montre qu'il n'y a pas d'évolution significative dans leurs causes en regard des événements survenus lors des années antérieures.

Une part importante de ces événements entraînent des indisponibilités de systèmes importants pour la sûreté. Le graphique ci-contre montre les principaux systèmes affectés. La part d'ESS affectant ces systèmes dans le nombre total d'ESS de NC-STE n'a pas varié entre 2010 et 2011 et reste de l'ordre de 40 %.



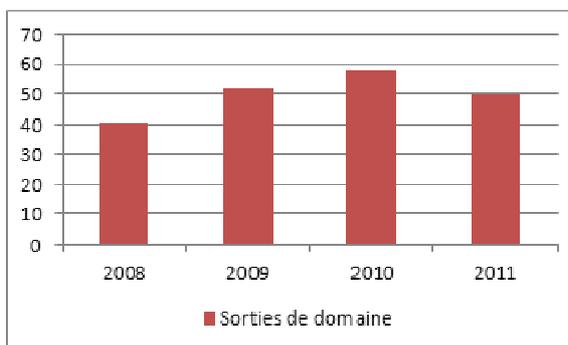
Répartition des NC STE par système en 2011

Outre les replis de réacteur non effectués - dont le nombre reste toutefois très faible - l'IRSN a constaté de nombreux non-respects de la conduite à tenir prescrite par les STE en cas d'indisponibilité de matériel, à savoir 20 % du nombre des événements (70 événements). Certains sont dus à des dépassements des délais de réparation de matériels, certains résultent d'une découverte tardive de l'indisponibilité (défaut de surveillance en salle de commande, retard de la caractérisation d'un défaut, analyse erronée d'une indisponibilité, défaillance dans le processus de contrôle de second niveau), mais certains relèvent de lacunes dans la connaissance des STE. Plusieurs événements survenus en 2011 montrent des défaillances dans la surveillance ou dans la conduite de l'installation à partir de la salle de commande. Ce sujet est illustré par un événement présenté dans le chapitre « Défaillances d'origine humaine ou organisationnelle dans la surveillance des réacteurs » de ce rapport.

### Une baisse des sorties du domaine de fonctionnement autorisé

Le **domaine de fonctionnement autorisé** comprend plusieurs domaines d'exploitation allant de l'arrêt du réacteur jusqu'au fonctionnement en puissance. Pour chaque domaine d'exploitation, 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 aux opérateurs de sortir volontairement du domaine d'exploitation autorisé 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 correcte dans les plus brefs délais.

Les sorties du domaine de fonctionnement autorisé constituent un type particulier de NC-STE. Le nombre de ces sorties a fortement augmenté il y a quelques années, avec un pic d'événements en 2007 (58 ESS), qui avait conduit EDF à mettre en œuvre des plans d'actions spécifiques, dont des bénéfices avaient été constatés en 2008. Toutefois, ces plans ont montré leurs limites avec de nouvelles augmentations de ce type d'événements en 2009 et 2010, [\(voir le rapport IRSN 2009\)](#).



Évolution du nombre de sorties de domaines de fonctionnement autorisés entre 2008 et 2011

Les résultats de l'année 2011, avec 50 ESS de ce type, montrent une diminution de l'ordre de 15 % par rapport à 2010, avec notamment une baisse notable du nombre d'ESS constitués par les sorties du domaine pression/température, qui passent de 38 en 2010 à 25 en 2011. Une majorité de ces sorties du domaine de fonctionnement a eu lieu alors que le réacteur était divergé. Ces événements sont principalement survenus, à parts égales, lors de la réalisation d'un essai périodique, lors d'une manœuvre d'exploitation, lors d'une défaillance fortuite d'un matériel. Depuis quelques années, ces ESS révèlent, de manière récurrente, des difficultés de gestion de certains transitoires de fonctionnement du réacteur par les équipes de la conduite, qu'ils

soient intempestifs ou liés à l'exploitation normale du réacteur (par exemple, lors des basculements entre les systèmes d'alimentation en eau normale et de secours des générateurs de vapeur).

L'IRSN a constaté qu'il subsiste encore des sorties de la plage de pression autorisée lorsque le réacteur est dans l'état d'arrêt normal utilisant le système de « refroidissement du réacteur à l'arrêt » connecté au circuit primaire, en nombre toutefois inférieur à ceux des années précédentes. Comme souligné dans le [rapport IRSN 2010](#), l'analyse de ces ESS met en évidence des difficultés de pilotage dans cet état du réacteur.

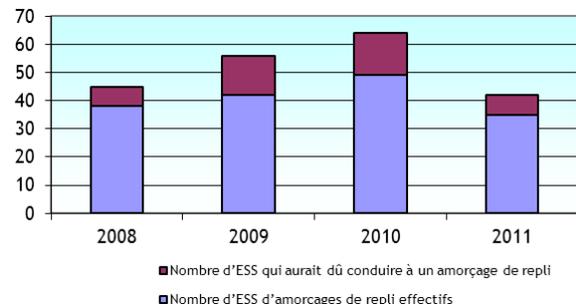
Il faut également souligner la baisse notable en 2011 de la durée moyenne des sorties du domaine de fonctionnement : de l'ordre de 6 minutes, contre 16 minutes en 2010 ; en 2011, près de 15 % seulement des sorties du domaine de fonctionnement ont duré plus de 10 minutes, pourcentage faible par rapport à ceux des dernières années. Ceci pourrait traduire une meilleure réactivité des équipes de conduite pour récupérer certaines situations anormales.

#### Une diminution importante du nombre des amorçages de repli non réalisés

**L'amorçage de repli :** Les contrôles pratiqués pendant le fonctionnement d'un réacteur permettent de découvrir des défaillances ou des signes de dysfonctionnement de certains équipements qui participent à la sûreté. En fonction de leur gravité, les spécifications techniques d'exploitation imposent à l'exploitant d'amener le réacteur dans un état plus sûr (état de repli) que l'état initial dans lequel l'anomalie a été découverte. 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 », qui permet à l'exploitant, soit de réparer l'anomalie ou de mettre en œuvre des mesures palliatives permettant de maintenir le réacteur dans l'état initial, soit de préparer le repli si l'anomalie n'est pas réparée ou compensée dans ce délai.

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 hausse continue du nombre annuel d'amorçages de repli entre 2008 et 2010, l'IRSN a recensé 35 déclarations de ce type pour l'année 2011, soit une baisse de 30 % par rapport à 2010. Les réacteurs de 1450 MWe sont ceux qui cumulent en moyenne le plus d'ESS par réacteur ayant engagé un repli.



*Évolution du nombre d'amorçages de repli entre 2008 et 2011*

En 2011 comme en 2010, près d'un tiers des amorçages de repli du réacteur ont été causés par des indisponibilités dans le système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur, le système de régulation des grappes et le système d'injection de sécurité. La quasi-totalité des amorçages de repli (plus de 90 %) ont été effectués conformément à la conduite prescrite dans les spécifications techniques d'exploitation (STE). Dans les cas restants, l'amorçage de repli a bien été effectif, mais avec un certain retard par rapport au délai maximal autorisé par les STE.

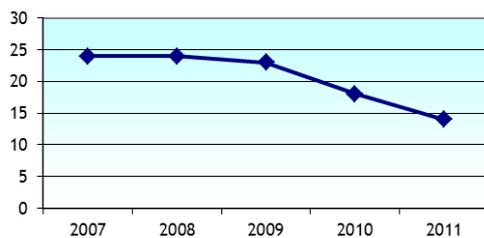
L'IRSN a constaté une baisse sensible du nombre de replis non réalisés alors que les STE le prescrivaient, signe d'un respect plus rigoureux des règles d'exploitation et d'une bonne maîtrise de l'exploitation. En effet, avec sept événements de ce type déclarés en 2011, il semble qu'ait été stoppée la hausse constatée depuis 2007 (de 3 ESS en 2007 à 15 ESS en 2010). Cinq de ces sept ESS ont résulté d'une mauvaise interprétation des STE, qui a

conduit à un diagnostic erroné ou tardif de la situation ; les deux autres ont résulté d'une mauvaise appréciation d'un cumul d'indisponibilités, mettant en évidence certaines méconnaissances des règles de cumul inscrites dans les spécifications techniques d'exploitation, mais aussi des diagnostics erronés de l'impact d'une indisponibilité sur plusieurs systèmes.

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

Certains lignages de circuits importants pour la sûreté font l'objet de « condamnations administratives ». Tout oubli ou toute erreur dans la pose ou la levée d'une condamnation administrative entraîne des risques pour la sûreté car certains systèmes ou protections pourraient alors ne pas remplir leur fonction. L'IRSN est donc attentif à l'évolution du nombre des non-respects de condamnations administratives car elles constituent une ligne de défense participant à la disponibilité de fonctions importantes pour la sûreté. Des écarts dans la pose ou la levée de condamnations administratives peuvent être attribués à des défaillances dans l'organisation des activités ; leur détection tardive peut être le signe d'une vigilance insuffisante dans l'exploitation de la centrale.

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 sur des circuits importants pour la sûreté.



Évolution du nombre d'ESS de type erreurs de condamnation administrative entre 2007 et 2011

L'IRSN constate une baisse depuis 2008 du nombre des défaillances dans la gestion des condamnations administratives. Cette baisse s'est confirmée en 2011, avec 14 ESS de ce type (contre 18 ESS en 2010 et 24 ESS en 2008). Cette baisse est à mettre en perspective avec la famille plus large des ESS de lignage dont le nombre est relativement constant depuis quelques années (en moyenne 0,7 ESS de lignage par réacteur pour le parc).

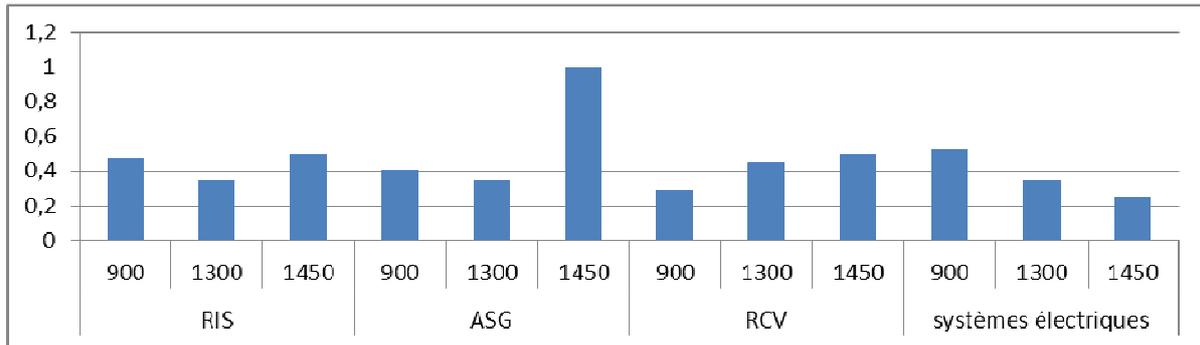
La baisse concerne en fait les réacteurs de 900 MWe pour lesquels le nombre d'ESS de ce type a diminué d'un tiers entre 2010 et 2011. Une baisse analogue n'est pas observée pour les réacteurs de 1300 MWe, pour lesquels le nombre d'ESS liés à la gestion des condamnations administratives reste stable (plus élevé en moyenne que pour les réacteurs des autres paliers de puissance).

L'examen de ces événements montre qu'il s'agit en général d'erreurs lors de la condamnation (par exemple, une vanne condamnée « ouverte » au lieu de « fermée », l'absence ou une pose incomplète de la condamnation) ou lors de la phase préparatoire à la pose de la condamnation (mauvaise analyse de risque, écarts par rapport à la situation attendue non détectés).

Comme indiqué dans le [rapport 2010](#), l'IRSN estime que la baisse du nombre d'ESS de ce type résulte à la fois du renforcement des contrôles, qui a réduit les erreurs dans la gestion des condamnations administratives lors des changements d'état du réacteur, et de la mise à jour des documents nationaux d'EDF relatifs aux condamnations administratives. En effet, l'évolution de ces documents, comportant principalement l'intégration d'éléments issus du retour d'expérience, semble corrélée depuis deux ans à l'amélioration des résultats.

### Un nombre stable d'indisponibilités de matériels importants pour la sûreté

En 2011, la valeur moyenne, pour le parc, du nombre des indisponibilités affectant des systèmes importants pour la sûreté est en diminution par rapport à l'année antérieure, avec une valeur de 2,2 par réacteur. Cette valeur reste néanmoins dans la moyenne des valeurs observées depuis 2003. Il convient de souligner qu'il existe d'importantes disparités entre les centrales : alors que plusieurs centrales ont déclaré plus de quatre événements par réacteur impliquant au moins une défaillance d'un système important pour la sûreté, d'autres en ont déclaré seulement un sur l'année.



*Nombre moyen d'indisponibilités par réacteur en 2011, réparties selon les systèmes*

Les principaux systèmes affectés par ces indisponibilités sont les systèmes d'injection de sécurité (RIS), d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (ASG), de contrôle volumétrique et chimique du circuit primaire (RCV), ainsi que les sources d'alimentation électrique internes et externes. Le tableau ci-dessus apporte un éclairage sur les nombres d'indisponibilités en fonction des paliers de puissance des réacteurs. Alors que, pour la première fois depuis 2005, les défaillances affectant le système RIS sont en légère baisse, les défaillances affectant les alimentations électriques et la distribution associée sont en augmentation continue depuis plusieurs années ; 40 % d'entre elles sont considérées par l'IRSN comme marquantes du point de vue de la sûreté. L'examen sur plusieurs années ne montre globalement pas de prépondérance d'un système ou d'un matériel électrique particulier. L'IRSN note néanmoins une augmentation en 2011 des défaillances de certains tableaux de régulation, défaillances d'origine matérielle, mais aussi d'origine humaine.

## Les essais périodiques

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

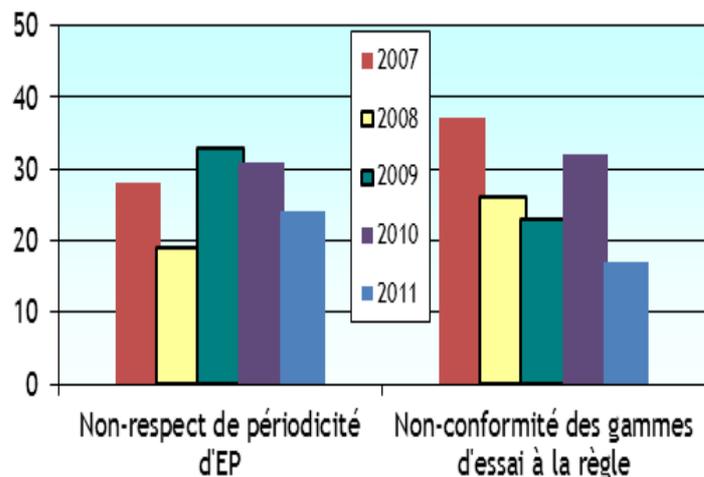
EDF déploie, depuis 2007, le « Projet d'homogénéisation des pratiques et des méthodes » (PHPM) qui vise à standardiser la documentation présente dans les installations et à améliorer son adaptation aux besoins des utilisateurs ([voir le rapport 2007](#)). Malgré une augmentation de non-conformités entre 2009 et 2010, l'IRSN constate toutefois que cette démarche a permis une baisse des non-conformités dans l'application des gammes d'essai périodiques sur la période 2007-2011. Ainsi, le nombre annuel d'événements de ce type a été réduit de moitié entre 2007 et 2011. Cette amélioration a été observée dans toutes les centrales ; aucune ne présente un nombre important de non-conformités imputables à la rédaction des documents opératoires.

**Les Essais périodiques (EP)** sont réalisés pour vérifier, 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 la périodicité prévue pour les essais correspondants est respectée et si les résultats de ces essais sont satisfaisants.

### Les non-respects des périodicités prévues

Les non-respects des périodicités prévues d'essais ont été nombreux en 2009 et 2010. L'IRSN a constaté une amélioration sensible en 2011, avec une baisse d'environ 25 % des non-respects par rapport à l'année 2010. Cette diminution, qui concerne principalement les réacteurs de 900 MWe, traduit une bonne maîtrise de la gestion des essais périodiques. Il est à noter que, bien que l'évolution de ces non-respects soit un indicateur de la rigueur dans l'exploitation du réacteur, leur nombre reste très faible en regard des milliers d'essais périodiques réalisés sur le parc pendant une année de production.



*Évolution entre 2007 et 2011 du nombre des non-respects de la périodicité prévue des essais périodiques et des non-conformités des gammes d'essai aux documents de référence*

---

# La radioprotection en exploitation : les tendances

---

Le nombre annuel d'événements significatifs concernant la radioprotection des travailleurs, déclarés pour le parc des réacteurs d'EDF, est resté stable au cours des trois dernières années. L'analyse menée par l'IRSN a néanmoins mis en évidence une augmentation du nombre des déclarations des événements liés à des défauts de signalisation ou à des non-respects des conditions d'accès en zone contrôlée.

La dose collective reçue par les travailleurs a augmenté d'environ 15 % en 2011 par rapport à l'année 2010. Ce résultat est à mettre en perspective avec l'augmentation du volume de maintenance réalisé en 2011 ; le volume de maintenance devrait encore croître dans les années à venir. Dans ce contexte, les efforts d'EDF concernant la maîtrise de la dosimétrie collective devront être poursuivis. A cet égard, l'appropriation par l'ensemble des intervenants des bonnes pratiques en matière de radioprotection restent des axes majeurs d'amélioration.

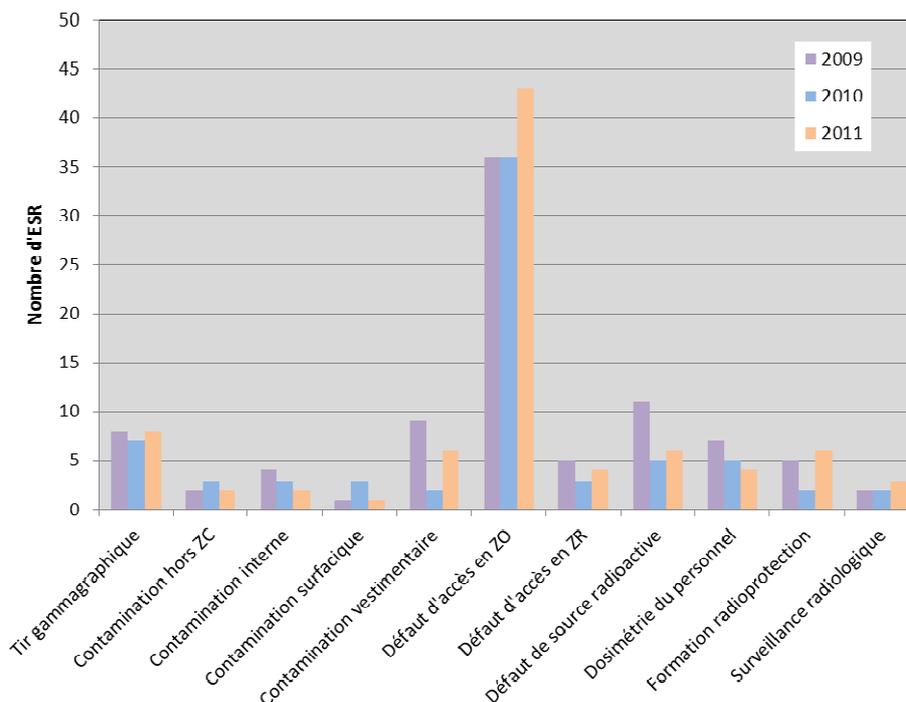
## Répartition des déclarations d'événements significatifs concernant la radioprotection

La réglementation relative à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants impose aux exploitants des installations nucléaires de déclarer à l'ASN les événements significatifs en radioprotection (ESR). Ces événements sont déclarés en fonction de critères définis par l'ASN (voir le tableau ci-après).

EDF analyse les circonstances et les causes de chacun des événements déclarés, ainsi que ses conséquences radiologiques ; celles réelles et celles plus graves qui auraient pu résulter de l'événement dans un contexte différent. Puis, EDF identifie et met en place des actions correctives pour en éviter le renouvellement. Ces analyses et les actions correctives qui en résultent sont communiquées à l'ASN et à l'IRSN. Les informations reçues permettent à l'IRSN d'exercer un suivi des tendances pour l'ensemble du parc.

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 anthroporadiométrie.
ESR 4	Toute activité (opération, travail, modification, contrôle...) notable, comportant un risque radiologique, réalisée sans une analyse de radioprotection (justification, optimisation, limitation) ou sans une 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 zone rouge, zones des tirs radiographiques).
	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.

En 2011, 97 ESR ont été déclarés par EDF (contre 86 en 2010). Le graphique ci-dessous précise la typologie de ces ESR. Les principaux enseignements tirés de leur analyse sont présentés dans la suite du texte.



Répartition des événements significatifs pour la radioprotection en fonction de leur type

Parmi les événements de 2011, trois ont été classés au niveau 1 sur l'échelle internationale INES. Le premier concerne une dispersion de contamination dans un bâtiment réacteur lors de travaux de maintenance sur le circuit primaire ; trois personnes présentent des traces de contamination inférieures au seuil d'enregistrement de dose de 0,5mSv. Les deux autres événements ont concerné la contamination de la peau (joue et nuque) de deux intervenants par du matériel contaminé. La dose équivalente à la peau est toutefois restée, pour les 2 intervenants, inférieure à la limite annuelle réglementaire fixée à 500 mSv (voir l'encadré ci-contre). Le plus marquant en termes de dose, s'est produit sur le site de Penly durant la dépose de matelas de plomb qui assurait une protection radiologique en haut des générateurs de vapeur. La contamination des opérateurs provient vraisemblablement de certains matelas de plomb pour lesquels les contrôles réalisés a posteriori ont montré l'existence d'une contamination surfacique non fixée. La voie de transfert de la contamination localisée sur les matelas de plomb à la joue de l'intervenant n'a pas été formellement déterminée. L'hypothèse la plus vraisemblable est que, durant son intervention, physiquement éprouvante, l'intervenant a transpiré et s'est contaminé en essuyant des gouttes de sueur sur son visage. Après la détection de la contamination par le premier portique de sortie, l'intervenant a été pris en charge par le service médical pour décontaminer sa joue. L'estimation par EDF de la dose équivalente à la peau a été de 426 mSv pour une exposition cutanée d'une heure et trente minutes. Une exposition supplémentaire de l'ordre d'un quart d'heure aurait donc conduit au dépassement de la limite réglementaire annuelle. Les conclusions d'EDF ont été confirmées par une analyse indépendante menée par l'IRSN.

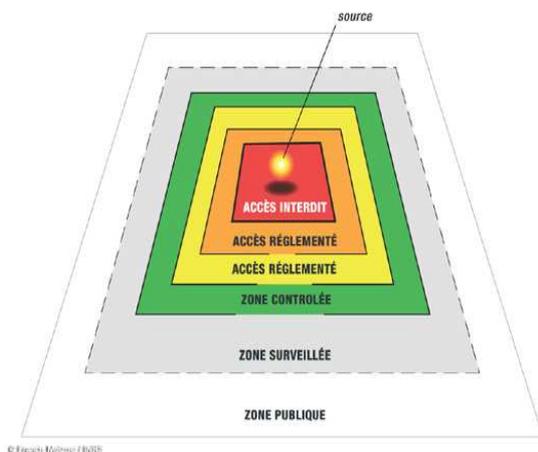
**Dose efficace/dose équivalente :** La dose efficace est utilisée pour estimer l'exposition aux rayonnements ionisants du « corps entier » d'un individu. Elle tient compte de la sensibilité de chaque tissu du corps et du type de rayonnement (alpha, bêta, gamma, neutronique). La dose d'« un organe » est appelée dose équivalente. Ces doses s'expriment en Sievert (Sv).

**Limites réglementaires de doses :** Pour les personnes du public, la dose efficace à ne pas dépasser est de 1 mSv/an (hors irradiation naturelle et médicale).

Pour les travailleurs les plus exposés, les doses réglementaires maximales à ne pas dépasser sur 12 mois consécutifs sont :

Dose efficace (corps entier)		20 mSv
Dose équivalente	Extrémités (mains, avant-bras, pieds et chevilles)	500 mSv
	Peau	500 mSv
	Cristallin	150 mSv

### Défaut d'accès en zone contrôlée



Conformément aux prescriptions réglementaires, le service compétent en radioprotection met en place un zonage radiologique des installations. Ce zonage se traduit par un balisage des lieux, effectué sur la base de mesures du débit d'équivalent de dose (DeD) - couramment appelé « débit de dose » - enregistré par un radiamètre, et matérialisé par un « trisecteur » de couleur variable selon la zone. Parmi les défauts d'accès en zone contrôlée, le non-respect des conditions d'accès dans les zones orange est la cause majeure des événements détectés. Leur nombre a augmenté en 2011 (43 ESR pour 36 ESR en 2010). Ce type d'événements peut

conduire à l'exposition d'intervenants, entraînant des dépassements de la limite annuelle de dose ou à laisser pénétrer en zone orange des intervenants qui ne bénéficient pas d'une autorisation d'accès.

L'IRSN a noté que, parmi les événements liés à des défauts de signalisation ou à des non-respects des conditions d'accès dans une zone orange, environ 47 % ont résulté d'un défaut de préparation du travail à réaliser. En outre, environ la moitié de ce type d'événements, concerne des activités liées à la présence de déchets ou des activités en fond de piscine dans le bâtiment du réacteur.

Les salariés titulaires d'un contrat de travail à durée déterminée et les salariés temporaires, appelés par la suite « intervenants non-CDI », ont un statut particulier. En effet, conformément à l'article D.4154-1 du code du travail, ils ne sont pas autorisés à travailler en zones orange (zones où le débit d'équivalent de dose est susceptible de dépasser 2 mSv/h). Un certain nombre d'ESR ont mis en évidence que cette exigence n'était pas respectée. Les origines de ces événements sont divers (défaut de préparation de l'activité, absence d'identification de zones orange à proximité de poste de travail...).

EDF a retenu deux axes d'amélioration : d'une part une démarche globale d'identification, de protection vis-vis des sources de rayonnement et de réduction des points irradiants (qualifiés de « points chauds ») présents dans les installations, d'autre part, pour chaque chantier, le renforcement de la préparation des activités susceptibles d'exposer des intervenants non-CDI. En outre, EDF a mis en œuvre des parades en vue de prévenir l'accès de tels intervenants en zone orange : le seuil d'alarme des dosimètres des intervenants non-CDI a été abaissé, à partir du début de l'année 2010, de 2 à 1,6 mSv/h. Cependant, le nombre des ESR de dépassement du seuil de 2 mSv/h pour les intervenants non-CDI a doublé entre 2010 et 2011 (20 ESR en 2011). Par ailleurs, les alarmes des dosimètres électroniques n'ont été perçues que par la moitié des intervenants. EDF a donc augmenté le niveau sonore des alarmes des dosimètres jusqu'à 85 dB.

Par ailleurs, les conditions d'accès dans les zones rouge font l'objet de prescriptions réglementaires renforcées; les manquements à ces conditions sont limités (moins de 5 ESR par an depuis 2008) mais les conséquences, qui pourraient être importantes, doivent inciter à réduire encore plus ces manquements.

### Événements liés aux tirs gammagraphiques

La radiographie gamma ou gammagraphie met en œuvre des sources fortement irradiantes et un écart dans la réalisation d'un tir pourrait entraîner une exposition importante de travailleurs.

L'IRSN constate que le nombre d'événements associés à ces tirs n'a guère évolué depuis trois ans (8 ESR en 2011 contre 7 ESR en 2010 et 8 ESR en 2009). Parmi ces événements, l'un se distingue ; il s'agit de l'entrée volontaire d'un opérateur dans la zone de tir alors que la source n'était pas insérée dans son logement plombé. Malgré un débit de dose élevé (348 mSv/h), l'opérateur n'a heureusement reçu qu'une dose de 270 µSv. La gammagraphie est un sujet important en matière de radioprotection car elle peut avoir une incidence notable sur les expositions de personnes. Les « surexpositions »

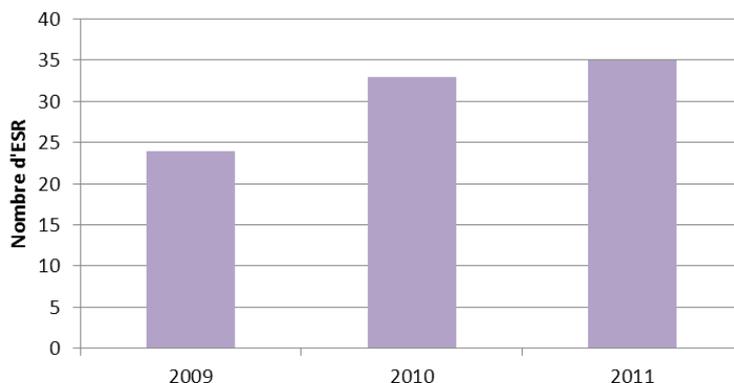
Les tirs gammagraphiques sont effectués à l'aide d'appareils mobiles autoprotégés (plombés) contenant une source radioactive scellée émettant des rayonnements gamma (généralement de l'iridium 192, du cobalt 60 ou éventuellement du césium 137). La source, en position d'utilisation expose un film radiographique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

significatives résultent généralement de la conjonction du franchissement d'un balisage à proximité d'une source et de la présence de cette source en position d'utilisation au moment de ce franchissement. Cependant, en 2011, aucun évènement n'a conduit à une exposition significative de personnes.

### **Défauts d'analyse des risques radiologiques et lacunes de « culture de radioprotection »**

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.

L'IRSN a évalué le nombre d'ESR liés à un défaut d'analyse des risques lors de la préparation de l'intervention ou à des lacunes de culture de radioprotection.



*Nombre d'ESR relatifs à des défauts d'analyse de risques radiologiques et des défauts de culture de radioprotection*

Le nombre de ces ESR est globalement stable au cours des deux dernières années et représente toujours plus d'un tiers des causes recensées. L'IRSN souligne qu'en 2011, 40 % de ces défauts d'analyse ont été constatés pour la gestion des déchets en arrêt de tranche et pour les interventions en fond de piscine du bâtiment du réacteur.

### **Activités réalisées en fond de piscine du bâtiment du réacteur**

Parmi les événements déclarés en 2011, l'IRSN a comptabilisé 15 ESR concernant des chantiers en fond de piscine du bâtiment du réacteur. Ces chantiers présentent certaines caractéristiques en matière de radioprotection. Elles sont pour la plupart à fort risque dosimétrique et sont effectuées dans un échéancier entraînant un planning serré. Ces activités doivent donc faire l'objet d'une préparation rigoureuse, formalisée dans un document appelé « Régime de Travail Radiologique (RTR) », destiné à informer les intervenants des conditions radiologiques prévues et à présenter des dispositions opérationnelles fondées sur une analyse de risques. Les dispositions prescrites dans les RTR ne sont malheureusement pas toujours respectées, notamment en termes d'utilisation d'un radiamètre pour vérifier que le débit de dose réel correspond bien aux valeurs indiquées dans le RTR ou pour prévenir et limiter les risques d'exposition des intervenants. A titre d'exemple, on peut citer l'évènement survenu le 18 septembre 2011 sur le site de Cattenom. Lors d'un contrôle de propreté du fond de la piscine du bâtiment du réacteur, un intervenant ramasse un morceau de scotch, sans en mesurer préalablement le débit de dose, et l'a mis ensuite dans un sac de déchets. Alors qu'il se dirigeait avec le sac à la main vers un autre intervenant, ce dernier a constaté que l'alarme de son dosimètre s'était déclenchée. Il a aussitôt demandé à l'intervenant de poser le sac et d'évacuer la zone. L'alarme a ainsi permis d'alerter les trois intervenants présents sur ce chantier d'un débit de dose anormal de l'ordre de 300 mSv/h dû à l'objet ramassé.

Cet évènement dénote un non-respect des règles fondamentales de radioprotection dans la mesure où l'utilisation d'un radiamètre est exigée pour toute activité présentant des risques d'irradiation. Ces règles sont censées être acquises lors des formations préalables à l'habilitation des opérateurs.

En cas de « Régime de Travail Radiologique » non adapté ou d'une maîtrise incomplète des règles fondamentales de la radioprotection, la dernière ligne de défense est l'alarme du dosimètre opérationnel. Toutefois, force est de constater que de nombreuses fois, les intervenants ont indiqué ne pas avoir entendu cette alarme.

En outre, sur différents sites, des défaillances ont été constatées dans la préparation de ce type d'activité. Par exemple, les cartographies utilisées qui sont censées refléter l'état radiologique des zones de travail ou des accès à ces zones ne sont pas toujours représentatives de l'état radiologique réel du fond de la piscine du bâtiment du réacteur. En effet, le RTR utilise les résultats des mesures pour une configuration donnée de l'installation. Pour deux ESR, des mouvements d'eau non anticipés dans les circuits étaient susceptibles de modifier la cartographie ; lors du démarrage de l'activité, les débits de dose mesurés et les doses prévisionnelles effectives n'étaient plus en concordance avec les valeurs présentées dans le RTR. De tels écarts peuvent conduire à une sous-estimation du risque radiologique et donc à la mise en œuvre de dispositions de radioprotection insuffisantes ou inadaptées. D'autres sources d'erreur peuvent conduire à des cartographies incomplètes, comme l'absence de détermination des points chauds qui devraient en pratique être signalés par un trisecteur en fonction du débit de dose mesuré. Par exemple, un intervenant a placé, un sac très irradiant de chiffonnettes provenant d'une activité de décontamination sous un matelas de plomb, sans signaler la zone. Lors du repli du chantier, l'alarme dosimétrique d'un intervenant s'est déclenchée au moment du retrait du matelas de plomb réalisé sans précaution particulière du fait de l'absence de signalisation.

Par ailleurs, l'accumulation de déchets irradiants lors des chantiers de décontamination constitue une source de débit de dose « ponctuelle » très importante. C'est pourquoi il est préférable d'évacuer ces déchets au fur et à mesure. Plusieurs ESR ont mis en évidence des moyens d'évacuation non adaptés (dimensions du réceptacle mal adaptées aux dimensions des déchets conduisant les intervenants à se rapprocher de déchets irradiants), ou inexistantes (sacs de déchets laissés dans le bâtiment du réacteur sans surveillance ni repérage).

Enfin, l'existence de chantiers menés en parallèle doit également être prise en compte lors des préparations de chantier, certaines activités pouvant conduire à modifier les conditions radiologiques pour d'autres activités en cours.

D'une manière générale, il convient de noter qu'EDF a lancé un vaste programme visant à réduire les risques de dépassement des limites réglementaires d'exposition. Ce programme prévoit l'implantation d'un poste de supervision de la radioprotection lors de chaque arrêt de réacteur. Ce poste recevra en temps réel, par télétransmission, l'ensemble des résultats des mesures de radioprotection réalisées par les intervenants ainsi que des images de certains chantiers sensibles équipés de caméras. Le superviseur pourra communiquer avec les intervenants par un système de communication audio. Ce poste de supervision de radioprotection est en cours de mise en place sur les sites.

### Détections de contamination de vêtements ou de petits objets en sortie de zone

Les détections de contamination de vêtements ou de petits objets à la sortie d'un site résultent 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 en dehors de la zone contrôlée.

Au cours des trois dernières années, le nombre annuel d'ESR relatifs à des contaminations vestimentaires ou à la détection de petits objets radioactifs à la sortie d'une centrale est resté inférieur à dix. De l'avis de l'IRSN, ce sujet mérite néanmoins une attention particulière du fait que les événements correspondants montrent des dysfonctionnements en matière de propreté radiologique. A cet égard, l'IRSN note le déploiement progressif sur certains sites, à la sortie des zones contrôlées, 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 plus précisément sur l'évolution du risque de dissémination de matières radioactives en dehors des zones contrôlées.

### Contamination interne

Lors de certaines interventions, la contamination des locaux peut conduire à une dispersion de matières radioactives et à une contamination interne d'intervenants. Ces situations sont parfois dues au fait que le risque de contamination n'a pas été correctement traité lors de la préparation de l'activité (pas d'exigence formalisée du port d'un équipement de protection des voies respiratoires lors du chantier, par exemple). Pour l'année 2011, l'IRSN a relevé moins de cinq ESR ayant entraîné une contamination interne d'intervenants. Ces contaminations sont toutefois restées en dessous du seuil limite d'exposition (externe et interne) fixé par le code du travail (articles R. 4451-12 et R. 4451-13). A titre d'exemple, on peut citer un événement classé au niveau 1 de l'échelle INES survenu le 14 juillet 2011 sur le site de Chinon, qui a conduit à une contamination interne de trois intervenants, supérieure à la limite de détection mais en tout état de cause inférieure à 1 mSv. Les causes de cette contamination sont liées à la défaillance des organes déprimogènes des sas des générateurs de vapeur en concomitance avec la réalisation d'activités pouvant entraîner d'importantes dispersions de contamination dans le bâtiment du réacteur. Cette conjonction d'activités et de dysfonctionnement du confinement dynamique a déjà fait l'objet de déclarations pour le site de Chinon en 2009 et pour le site du Blayais en 2010.

### Surveillance dosimétrique des travailleurs



*Dosimètre et film dosimétrique servent à la surveillance de la dosimétrie individuelle 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 mesure des doses reçues par l'organisme entier, ce qui permet de vérifier le respect de la limite de dose fixée par la réglementation. 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), grâce au suivi des doses individuelles et des doses collectives qui permet de détecter au plus tôt toute dérive des doses reçues lors d'un chantier.

EDF réalise annuellement un bilan des expositions reçues dans ses installations par ses personnels et par ceux de ces prestataires à partir des résultats de la dosimétrie opérationnelle. Après une diminution des doses collectives et individuelles opérationnelles pendant une dizaine d'années, la dose collective par réacteur a augmentée de 15 % pour l'année 2011 (0,71 h.Sv/réacteur contre 0,62 h.Sv/réacteur en 2010). EDF a expliqué cette augmentation par le report en 2011 d'un nombre important d'opérations de maintenance. EDF

prévoit, pour les années à venir, une poursuite de l'augmentation du volume de maintenance, du fait notamment du vieillissement des installations. Aussi, les efforts actuellement réalisés dans le cadre de la démarche ALARA devront être poursuivis, voire renforcés. Pour ce qui concerne les doses individuelles, il est à noter que la majorité de la population exposée a reçu, sur 12 mois glissants, une dose efficace inférieure à la limite de dose fixée pour les personnes du public (1 mSv). Par ailleurs, le nombre de travailleurs exposés ayant reçu une dose individuelle comprise entre 16 et 20 mSv (limite réglementaire) sur 12 mois glissants est resté faible (2 personnes en 2011 contre 3 en 2010 et 10 en 2009). Dans ce contexte général, tout relâchement des efforts actuellement réalisés pourrait rapidement conduire à une augmentation importante des doses individuelles et collectives.

D'après le bilan annuel établi par l'IRSN<sup>1</sup> à partir des données de la dosimétrie externe passive de 2011, 91 % du personnel d'EDF a reçu une dose individuelle inférieure à 1 mSv, la dose individuelle moyenne étant de 0,30 mSv. Une augmentation de 16 % de la dose collective passive du personnel d'EDF a également été observée entre 2010 et 2011.

La surveillance des doses dues aux neutrons concerne un peu plus de 10 % de l'effectif total surveillé en France par dosimétrie externe passive. Le bilan pour l'année 2011 de l'exposition du corps entier aux neutrons est une dose de 66,4 mSv pour l'ensemble des 2 730 travailleurs d'EDF concernés par le suivi de cette exposition. Le suivi de l'exposition des extrémités ne concerne qu'une

partie des travailleurs réalisant des tâches spécifiques (robinetiers...) et la dose totale mesurée correspondante s'élève à 88,5 mSv pour les 261 travailleurs d'EDF suivis. La dosimétrie vise à évaluer les doses reçues principalement au niveau des mains lors de chantiers particuliers pour lesquels la source de rayonnements se

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 rayonnement (rayons X, gamma, bêta, neutroniques) généré par une source extérieure. Les dosimètres portés par les travailleurs permettent de connaître les doses reçues par le corps entier, soit en différé après lecture dans un laboratoire agréé (« dosimétrie passive »), soit en temps réel (« dosimétrie opérationnelle »). Le dosimètre opérationnel est équipé d'une alarme sonore et visuelle qui prévient l'agent de sa présence dans un champ de rayonnement dépassant certains seuils fixés au préalable

La **dosimétrie interne** permet d'évaluer la dose reçue suite à l'incorporation de substances radioactives (inhalation, ingestion). Cette dosimétrie est assurée par des examens anthroporadiométriques (mesures directes de la contamination interne) et des analyses radiotoxicologiques.

**Les neutrons** produisent, pour une dose donnée, des effets biologiques plus importants que les rayonnements X et  $\gamma$ , et, contrairement à ces derniers, ont des effets fortement dépendant de leur énergie (d'un facteur 5 à 20 selon l'énergie). Suivant les zones de travail, la gamme d'énergie des neutrons auxquels peuvent être exposés les travailleurs est très étendue : de  $10^{-3}$  à  $10^8$  eV. A ceci s'ajoute le fait que, de par leur nature, les neutrons ne sont pas aisément détectables.

<sup>1</sup> Le rapport présentant ce bilan est téléchargeable depuis la page <http://www.irsn.fr/siseri> (onglet « bilan »)

trouve dans le matériel que l'intervenant doit modifier ou remplacer, ce qui entraîne un risque de dépassement de la limite réglementaire spécifique à cette exposition.

Le suivi de l'exposition interne des travailleurs intervenant dans les centrales nucléaires est en très grande partie (94 %) réalisé à l'aide d'examens anthroporadiométriques, autrefois appelés anthropogammamétries. L'effectif suivi en 2011 (personnels d'EDF et personnels des prestataires) a augmenté de 20 % par rapport à 2010 ; il a concerné en 2011 21 738 agents d'EDF et 22 412 prestataires. En 2011, 180 628 examens anthroporadiométriques ont été réalisés dans le cadre de la surveillance de routine et 8 622 examens dans le cadre de la surveillance spéciale ou de la surveillance de chantier<sup>2</sup>. Le nombre d'examens dont le résultat a été considéré comme positif correspond à 0,2 % de l'ensemble des examens. En 2011, 64 travailleurs ont fait l'objet d'une évaluation de dose engagée. Aucune dose supérieure à 1 mSv n'a été enregistrée.

L'**anthroporadiométrie** consiste à quantifier l'activité retenue à un instant donné dans l'organisme entier ou dans un organe spécifique (poumons, thyroïde...) en détectant les rayonnements X ou  $\gamma$  associés à la désintégration du (ou des) radionucléide(s)

La **dose engagée**. En cas de contamination interne par un radionucléide, la dose dite engagée est celle délivrée sur toute la durée pendant laquelle le radionucléide est présent dans l'organisme. Par défaut, la période d'engagement est prise égale à 50

Le bilan des dépassements de limites réglementaires de dose sur 12 mois consécutifs, consolidé par l'IRSN au cas par cas à l'aide des données transmises par les laboratoires de dosimétrie passive et des conclusions des enquêtes réalisées par des médecins du travail, montre qu'aucun travailleur (d'EDF ou de prestataires intervenant chez EDF) n'a fait l'objet d'un dépassement, que ce soit en termes de dose efficace pour le corps entier ou de dose aux extrémités.

---

<sup>2</sup> Au sens de la norme NF ISO 20553 (2006) - Surveillance professionnelle des travailleurs exposés à un risque de contamination interne par des matériaux radioactifs.

# 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 la maîtrise 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.

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 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/images

EDF : Pages 35, 37, 42, 43, 44, 51, 59, 72(photo), 73, 75,

IRSN : Pages 6, 8, 9, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 18, 19, 21, 23, 27, 28, 33, 34, 36, 38, 39, 45, 46, 57, 60, 66, 67, 68, 72(croquis), 77, 78, 79.