

Comité Stop-Nogent

Enregistrements de Magnuc en 1998 (incidents)

De fin février à début novembre

Anomalies génériques

3 avril

Tricastin (Drôme) Réacteur 4 - Soudures d'étanchéité défectueuses. Le 26 février, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement depuis le 21 février, l'exploitant a découvert d'importantes concrétions et coulures de bores sur le couvercle de la cuve et les adaptateurs des mécanismes de grappes. 65 manchons permettent le passage des tiges de commande des grappes de contrôle à travers le couvercle de la cuve d'un réacteur. A leur extrémité haute, c'est-à-dire au-dessus du couvercle, ces manchons étanches sont équipés d'adaptateurs permettant d'y visser les carters de mécanisme de grappes. Ces mécanismes assurent la régulation de la puissance du réacteur en levant ou en abaissant les grappes de commande. Une soudure, qui ne participe pas à la résistance mécanique de cet assemblage vissé, permet d'en assurer l'étanchéité. Le 26 février, des contrôles réglementaires ont mis en évidence l'existence d'une fuite d'eau primaire borée provenant d'une de ces soudures, certaines autres étant douteuses. Des coulures de bore ont été observées sur le couvercle qui depuis a été nettoyé et dont l'expertise est en cours. Une inspection de l'Autorité de sûreté a été menée le 13 mars sur le site afin de mieux évaluer l'ampleur du problème et les moyens de traitement proposés par EDF. De plus, des présentations des résultats préliminaires de cette expertise ont été faites à l'Autorité de sûreté les 20 et 24 mars. Il semble que la maîtrise insuffisante du procédé de soudure soit à l'origine de la fuite. Ce couvercle avait été changé en février 1996 pour faire suite à une autre anomalie rencontrée dès 1991 sur les manchons de l'ensemble des couvercles des réacteurs du parc nucléaire, qui, elle, aurait pu affecter la résistance mécanique. Dans ce contexte de remplacement des couvercles de cuve, des dégradations comparables de ces soudures d'étanchéité, mais de moindre ampleur, avaient déjà été observées sur d'autres réacteurs. Dès la fin 1997, l'Autorité de sûreté avait demandé d'apporter des améliorations au procédé de soudage. Une quinzaine de réacteurs, dont le couvercle a été récemment remplacé, pourrait être concernée par de telles fuites pouvant provoquer un début de corrosion du couvercle. En raison du caractère générique de cette anomalie de soudage, cet incident a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

3 avril

Dégradation des dispositifs antisismiques du système de relaying assurant l'alimentation électrique des automatismes des réacteurs. Le 23 mai 1997, alors que le réacteur 4 de Bugey était en cours de redémarrage, l'exploitant a constaté la rupture de trois silent-blocs (dispositifs antisismiques) du système de relaying. Le système de relaying assure l'alimentation électrique des automatismes du réacteur. Le bâti abritant ce système est fixé au moyen de silent-blocs qui sont des plots antivibratoires destinés à assurer la tenue au séisme du système de relaying. Un défaut de ces dispositifs antisismiques peut conduire en cas de séisme à un mauvais fonctionnement des automatismes concernés. La rupture des silent-blocs a été provoquée par le vieillissement de l'élastomère qui les constitue. Des investigations ultérieures menées sur les réacteurs 2 et 5 de Bugey ont laïes sur d'autres silent-blocs. Un contrôle identique réalisé sur les réacteurs 1 et 2 de Fessenheim le 4 février 1998 a mis en évidence le même défaut. L'ensemble des réacteurs du parc pourrait être affecté. La DSIN considère que ces anomalies, si elles n'ont pas de conséquences immédiates sur la sûreté des réacteurs, doivent faire l'objet d'un suivi rigoureux par l'exploitant. A la suite de l'incident de Bugey, la DSIN a demandé à EDF de: - lui transmettre les résultats des investigations réalisées sur le parc; - lui transmettre l'état d'avancement de l'analyse d'un nouveau dispositif de supportage des châssis de relaying qualifié au séisme, afin de permettre une remise en conformité des réacteurs; - préciser sa stratégie de traitement de ces anomalies, et notamment les délais fixés pour la réalisation des premières actions correctives. EDF a engagé des investigations pour recenser systématiquement par palier les fixations de ce type. En raison du constat sur plusieurs réacteurs d'une dégradation affectant le dispositif de tenue au séisme, et sous réserve des résultats des investigations engagées, ces anomalies sont classées au niveau 1 de l'échelle INES.

Anomalie générique (mise à jour 30 octobre 1998) - Dégradation des dispositifs antistatiques du système de relaying assurant l'alimentation électrique des automatismes des réacteurs Le 23 mai 1997, alors que le réacteur 4 de Bugey était en cours de redémarrage, l'exploitant a constaté la rupture des trois silent-blocs (dispositifs antisismiques) du système de relaying. Le système de relaying assure l'alimentation électrique des automatismes du réacteur. Le bâti abritant ce système est fixé au moyen de silent-blocs qui sont des plots antivibratoires destinés à assurer la tenue au séisme du système de relaying. Un défaut de ces dispositifs antisismiques peut conduire en cas de séisme à un mauvais fonctionnement

des automatismes concernés. La rupture des silent-blocs a été provoquée par le vieillissement de l'élastomère qui les constitue. Des investigations ultérieures menées sur les réacteurs 2 et 5 de Bugey ont montré l'existence de dégradations similaires sur d'autres silent-blocs. Un contrôle identique réalisé sur les réacteurs 1 et 2 de Fessenheim le 4 février 1998 ainsi que sur le réacteur 1 de Tricastin le 26 mars 1998, a mis en évidence le même défaut. L'ensemble des réacteurs du parc pourrait être affecté. La DSIN considère que ces anomalies, si elles n'ont pas de conséquences immédiates sur la sûreté des réacteurs, doivent faire l'objet d'un suivi rigoureux par l'exploitant. A la suite de l'incident de Bugey, la DSIN a demandé à EDF de : - lui transmettre les résultats des investigations réalisées sur le parc ; - lui transmettre l'état d'avancement de l'analyse d'un nouveau dispositif de supportage des châssis de relaiage qualifié au séisme, afin de permettre une remise en conformité des réacteurs ; - préciser sa stratégie de traitement de ces anomalies, et notamment les délais fixés pour la réalisation des premières actions correctives. Les premiers résultats des investigations réalisées sur le parc montrent que les réacteurs 1 et 2 de Nogent-sur-Seine contrôlés le 5 août 1998, le réacteur 2 de Saint-Alban contrôlé le 16 septembre 1998 ainsi que le réacteur 1 du Blayais contrôlé le 8 septembre 1998 sont également affectés par cette dégradation. De plus, il a été constaté une absence de quatre silent-blocs sur le réacteur 3 de Chinon le 28 juillet 1998. Ce défaut, datant de la construction de la centrale, est considéré au même titre qu'une dégradation. La remise en conformité des réacteurs les plus affectés a débuté durant l'été 1998. EDF a engagé des investigations pour recenser systématiquement par palier les fixations de ce type. En raison du constat sur plusieurs réacteurs d'une dégradation affectant le dispositif de tenue au séisme, et sous réserve des résultats des investigations engagées, ces anomalies sont classées au niveau 1 de l'échelle INES.

3 avril

Anomalies génériques concernant les défaillances du système de gestion des matières fissiles. Un certain nombre d'incidents relatifs au contrôle de la gestion des matières nucléaires par le Commissariat à l'énergie atomique sont venus souligner les défaillances du système de gestion en vigueur. Au Laboratoire d'Analyses des Matériaux Actifs (LAMA) du Centre de Grenoble, lors d'un contrôle EURATOM effectué le 27 juin 1997, deux tronçons d'un crayon irradié à oxydes mixtes d'uranium et de plutonium n'ont pu être trouvés dans l'installation malgré leur inscription dans l'inventaire comptable des matières nucléaires. L'important programme de recherche mis en oeuvre n'a pas permis à ce jour de retrouver ces tronçons. Par contre, il a mis en évidence la présence d'un crayon combustible provenant du réacteur Phénix non inscrit à l'inventaire de l'installation. Au Laboratoire d'Etudes et de Fabrications expérimentales de Combustibles nucléaires Avancés (LEFCA) du Centre de Cadarache, le 28 juillet 1997, un échantillon supposé être de l'uranium naturel s'est avéré contenir aussi du plutonium et de l'américium. Aux Ateliers de Traitement d'Uranium Enrichi (ATUE), situés également sur le Centre de Cadarache, l'exploitant a détecté le 7 août 1997 une quantité de plutonium supérieure à celle prévue dans un lot de matière censé contenir 2 kg d'uranium enrichi à 20 %. Les deux premiers incidents ont été classés au niveau 2 de l'échelle INES, le troisième au niveau 1. La similitude de l'origine de ces incidents conduit à se poser d'une manière plus générale la question de l'efficacité du système actuel de gestion des matières au CEA. Ce système, d'une part, constitue un maillon essentiel dans le dispositif international de lutte contre la prolifération et, d'autre part, participe à la sûreté de l'installation, notamment pour la maîtrise des risques de criticité et d'exposition externe aux rayonnements ionisants. En conséquence, le Haut Fonctionnaire de Défense du Ministère de l'Industrie et le Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires ont demandé à l'Administrateur Général de CEA d'analyser le système de gestion des matières nucléaires actuellement en vigueur et de mettre en oeuvre les mesures correctives nécessaires. En particulier, ils ont demandé qu'un nouveau "point zéro" de toutes les matières détenues soit établi et que les contrôles des matières utilisées en laboratoires pour les études et expérimentations soient renforcés. Les anomalies visées ci-dessus n'ont pas eu de conséquences pour le personnel ni pour l'environnement. Leurs conséquences potentielles étaient de nature différente. Toutefois, la similitude de leur origine conduit à ouvrir un dossier générique sur les défaillances du système de gestion des matières fissiles du CEA. En particulier, ils ont demandé qu'un nouveau "point zéro" de toutes les matières détenues soit établi et que les contrôles des matières utilisées en laboratoires pour les études et expérimentations soient renforcés. Les anomalies visées ci-dessus n'ont pas eu de conséquences pour le personnel ni pour l'environnement.

30 octobre

Anomalie générique - Dégradation des dispositifs antistatiques du système de relaiage assurant l'alimentation électrique des automatismes des réacteurs Le 23 mai 1997, alors que le réacteur 4 de Bugey était en cours de redémarrage, l'exploitant a constaté la rupture des trois silent-blocs (dispositifs antisismiques) du système de relaiage. Le système de relaiage assure l'alimentation électrique des automatismes du réacteur. Le bâti abritant ce système est fixé au moyen de silent-blocs qui sont des plots antivibratoires destinés à assurer la tenue au séisme du système de relaiage. Un défaut de ces dispositifs antisismiques peut conduire en cas de séisme à un mauvais fonctionnement des automatismes concernés. La rupture des silent-blocs a été provoquée par le vieillissement de l'élastomère qui les constitue. Des investigations ultérieures menées sur les réacteurs 2 et 5 de Bugey ont montré l'existence de dégradations similaires sur d'autres silent-blocs. Un contrôle identique réalisé sur les réacteurs 1 et 2 de Fessenheim le 4 février 1998 ainsi que sur le réacteur 1 de Tricastin le 26 mars 1998, a mis en évidence le même défaut.

L'ensemble des réacteurs du parc pourrait être affecté. La DSIN considère que ces anomalies, si elles n'ont pas de conséquences immédiates sur la sûreté des réacteurs, doivent faire l'objet d'un suivi rigoureux par l'exploitant. A la suite de l'incident de Bugey, la DSIN a demandé à EDF de : - lui transmettre les résultats des investigations réalisées sur le parc ; - lui transmettre l'état d'avancement de l'analyse d'un nouveau dispositif de supportage des châssis de relayage qualifié au séisme, afin de permettre une remise en conformité des réacteurs ; - préciser sa stratégie de traitement de ces anomalies, et notamment les délais fixés pour la réalisation des premières actions correctives. Les premiers résultats des investigations réalisées sur le parc montrent que les réacteurs 1 et 2 de Nogent-sur-Seine contrôlés le 5 août 1998, le réacteur 2 de Saint-Alban contrôlé le 16 septembre 1998 ainsi que le réacteur 1 du Blayais contrôlé le 8 septembre 1998 sont également affectés par cette dégradation. De plus, il a été constaté une absence de quatre silent-blocs sur le réacteur 3 de Chinon le 28 juillet 1998. Ce défaut, datant de la construction de la centrale, est considéré au même titre qu'une dégradation. La remise en conformité des réacteurs les plus affectés a débuté durant l'été 1998. EDF a engagé des investigations pour recenser systématiquement par palier les fixations de ce type. En raison du constat sur plusieurs réacteurs d'une dégradation affectant le dispositif de tenue au séisme, et sous réserve des résultats des investigations engagées, ces anomalies sont classées au niveau 1 de l'échelle INES.

Réacteurs 900MWe

3 AVRIL

LE BLAYAIS Réacteur 3. Dépassement des limites de fonctionnement imposées par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le 3 février, alors que le réacteur était en phase de montée en puissance, les limites de fonctionnement imposées par les spécifications techniques d'exploitation (STE) ont été dépassées. Afin que le coeur ne subisse pas de dommage notable en cas d'accident, par exemple en cas de brèche sur le circuit primaire, la différence de flux neutronique entre le haut et le bas du coeur ne doit pas être trop importante. A cet effet, les STE définissent, au moyen d'un "diagramme de pilotage", les limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le coeur. Pour contrôler la réaction nucléaire dans le coeur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration en bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire, - introduire les grappes de commande dans le coeur ou les en retirer. Il convient, en marche normale du réacteur, de maintenir certaines grappes à un niveau suffisant, fixé par les spécifications techniques, d'une part pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire en cas d'arrêt d'urgence, d'autre part pour assurer une bonne répartition du flux de neutrons. Le 3 février, la puissance du réacteur était réglée à la moitié de sa valeur nominale (50 %) pour réaliser un essai périodique d'évaluation des performances des grappes de commandes. A la fin de cet essai et lors de la remontée en puissance, en raison d'une mauvaise appréciation de l'évolution du coeur par les opérateurs, la puissance a été stabilisée à un niveau légèrement supérieur à la valeur nominale (102 %). Les opérateurs ont alors entrepris une borification suivie d'une action sur les grappes de commande pour ramener la puissance à 100 %. La conjonction de ces deux actions sur la répartition du flux neutronique a provoqué l'arrêt automatique du réacteur, les opérateurs ayant mal anticipé l'évolution des phénomènes physiques générés par leurs actions. Cet incident, initialement classé au niveau 0 de l'échelle INES, a été reclassé après analyse par l'exploitant au niveau 1 pour non-respect des spécifications techniques d'exploitation (STE).

30 avril

LE BLAYAIS Réacteur 2. Non-respect du niveau requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE) dans le réservoir du circuit de refroidissement de la piscine de stockage du combustible. Le 12 avril, lors de la mise à l'arrêt du réacteur pour visite partielle et rechargement en combustible, le niveau d'un réservoir du circuit de refroidissement de la piscine de stockage du combustible (circuit PTR) est passé sous le niveau requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le circuit PTR assure le refroidissement de la piscine de stockage. Il est constitué de deux voies, dont une de secours, alimentées en eau borée par un réservoir dont la contenance minimale, requise par conception et inscrite dans les STE, est de 1600 m3. Lors de la mise à l'arrêt du réacteur, le fluide primaire, sous l'effet d'un fort refroidissement, se contracte d'un volume d'environ 80 m3 qu'il faut compenser par des ajouts d'eau borée. Le 12 avril, alors que les opérateurs avaient décidé d'utiliser le circuit PTR pour compenser ce phénomène de contraction, une alarme est apparue en salle de commande pour les prévenir que le volume minimal requis dans le réservoir PTR allait être atteint. Afin de ne pas atteindre la limite de 1600 m3, une alarme apparaît lorsque le réservoir d'eau n'est plus que de 1650 m3. Cette alerte implique la mise en oeuvre d'une consigne détaillant les actions correctives à engager. Une vigilance et une rigueur insuffisantes dans l'application de cette consigne ont provoqué le franchissement de la limite spécifiée, et par conséquent la déclaration d'un incident significatif initialement classé au niveau 0. L'analyse précise de l'incident, menée parallèlement par l'Autorité de sûreté et l'exploitant, a toutefois mis en évidence une succession d'erreurs humaines dans l'utilisation des procédures, dans les actions de surveillance et dans la communication entre équipes. Cette accumulation d'erreurs constitue un

facteur additionnel pour "défaut de culture de sûreté" qui justifie le reclassement de cet incident au niveau 1 de l'échelle INES.

7 mai

LE BLAYAIS Réacteur 2. Non-respect du niveau requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE) dans le réservoir du circuit de refroidissement de la piscine de stockage du combustible. Le 12 avril, lors de la mise à l'arrêt du réacteur pour visite partielle et rechargement en combustible, le niveau d'un réservoir du circuit de refroidissement de la piscine de stockage du combustible (circuit PTR) est passé sous le niveau requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le circuit PTR assure le refroidissement de la piscine de stockage. Il est constitué de deux voies, dont une de secours, alimentées en eau borée par un réservoir dont la contenance minimale, requise par conception et inscrite dans les STE, est de 1600 m³. Lors de la mise à l'arrêt du réacteur, le fluide primaire, sous l'effet d'un fort refroidissement, se contracte d'un volume d'environ 80 m³ qu'il faut compenser par des ajouts d'eau borée. Le 12 avril, alors que les opérateurs avaient décidé d'utiliser le circuit PTR pour compenser ce phénomène de contraction, une alarme est apparue en salle de commande pour les prévenir que le volume minimal requis dans le réservoir PTR allait être atteint. Afin de ne pas atteindre la limite de 1600 m³, une alarme apparaît lorsque le réservoir d'eau n'est plus que de 1650 m³. Cette alerte implique la mise en oeuvre d'une consigne détaillant les actions correctives à engager. Une vigilance et une rigueur insuffisantes dans l'application de cette consigne ont provoqué le franchissement de la limite spécifiée, et par conséquent la déclaration d'un incident significatif initialement classé au niveau 0. L'analyse précise de l'incident, menée parallèlement par l'Autorité de sûreté et l'exploitant, a toutefois mis en évidence une succession d'erreurs humaines dans l'utilisation des procédures, dans les actions de surveillance et dans la communication entre équipes. Cette accumulation d'erreurs constitue un facteur additionnel pour "défaut de culture de sûreté" qui justifie le reclassement de cet incident au niveau 1 de l'échelle INES.

11 septembre

LE BLAYAIS Réacteur 3. Mauvais réglage temporaire des chaînes neutroniques de puissance. Le 25 août, lors d'une intervention programmée de réglage des chaînes neutroniques de puissance, une erreur de transmission d'information entre les équipes d'intervention a provoqué le mauvais réglage temporaire de celles-ci. La lecture de la puissance nucléaire par ces dispositifs de mesure s'est trouvée diminuée de 9 % pendant plus de deux heures lors de cette intervention de maintenance. L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le coeur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela de divers moyens de mesures dont les chaînes neutroniques de puissance qui désignent les quatre capteurs fixes affectés à cette mesure du flux de façon continue, lorsque le réacteur est en puissance. Pour éviter la dérive de ces dispositifs, l'exploitant réalise mensuellement, à partir d'instruments de mesure mobiles introduits dans le coeur à cette occasion, une mesure plus fine de ce flux et effectue les corrections nécessaires sur les chaînes neutroniques de puissance. Une erreur a été commise, minorant de 9 % la valeur réelle, lors de la saisie de la valeur mesurée de la puissance nucléaire dans le module informatique de traitement de l'information reçue par les chaînes neutroniques de puissance. La surveillance des différents dispositifs en salle de commande et notamment la comparaison entre la puissance nucléaire mesurée et la puissance effectivement "consommée" par la turbine, a permis de détecter rapidement cet écart qui a été corrigé immédiatement. Si cet incident n'a pas eu de conséquence en raison de la surveillance exercée par les équipes de conduite du site et de l'attitude des intervenants impliqués, il est toutefois classé au niveau 1 de l'échelle INES en raison de l'importance du rôle joué par les chaînes neutroniques de puissance dans la surveillance des variations intempestives de puissance nucléaire et dans le déclenchement des systèmes de sauvegarde associés.

29 mai

LE BUGEY Réacteur 1 (filiale uranium naturel graphite gaz). Légère contamination de trois personnes par des particules radioactives. En février, lors de la préparation d'un chantier lié à la mise à l'arrêt définitif de l'installation, trois personnes ont été légèrement contaminées par des particules radioactives. Les trois agents, salariés d'une entreprise prestataire d'EDF, chargés de mettre en conteneurs divers outillages utilisés pendant l'exploitation du réacteur, ont provoqué la mise en suspension dans l'air de particules radioactives. Les précautions prises lors de cette phase (recherche des points de contamination, pulvérisation de produits fixateurs, port de masques respiratoires durant les opérations à risque, ...) n'ont pas été suffisantes pour éviter l'inhalation de ces particules. Les examens médicaux, dont les résultats n'ont été connus avec précision que le 30 avril, ont révélé une contamination de 3,5 et 8 mSv, soit 5 à 15 % de la limite annuelle admise (50 mSv). Cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES, compte tenu du faible niveau de contamination mesuré.

24 juillet

LE BUGEY Réacteur 5: indisponibilité du circuit de secours de refroidissement du réacteur à l'arrêt. Le 18 juillet, alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 15 juillet pour rechargement en combustible, l'exploitant a rendu indisponible le circuit de secours de refroidissement du réacteur à l'arrêt (circuit PTR en secours du circuit RRA). Le circuit RRA assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation de l'eau du réacteur et son maintien à un niveau minimal dans le circuit primaire, afin

d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des combustibles encore présents dans le coeur du réacteur ; il est constitué de deux voies redondantes. Le circuit PTR assure les fonctions de filtration, de remplissage, de vidange et de refroidissement des piscines d'entreposage du combustible. Compte tenu de la configuration du réacteur le jour de l'incident, une voie du circuit PTR devait assurer le secours du circuit RRA ; or, un robinet maintenu par erreur en position fermée rendait indisponible le circuit de secours de refroidissement du réacteur à l'arrêt. Un rondier a découvert, lors d'un contrôle plusieurs heures après, que le robinet était en position fermée, alors qu'une pancarte mentionnait "vanne ouverte". Compte tenu de son caractère répétitif, cet incident a été classé niveau 1 de l'échelle INES.

24 avril

CHINON Réacteur 1. Insertion d'un groupe de grappes de commande dans le coeur du réacteur à un niveau non conforme aux spécifications techniques d'exploitation (STE) dans l'état considéré du réacteur. Le 12 avril, alors que le réacteur était en fonctionnement et que la réalisation d'un essai mensuel de manoeuvrabilité des grappes de commande était en cours, l'exploitant a découvert que le réacteur fonctionnait en dehors des limites imposées par les spécifications techniques d'exploitation (STE) en ce qui concerne la position d'un groupe de grappes de commande. Pour contrôler la réaction nucléaire dans le coeur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ; - introduire les grappes de commande dans le coeur ou les en retirer, ces grappes contenant des matériaux absorbant les neutrons. Lorsque le réacteur est en fonctionnement normal, il convient de maintenir certaines grappes à un niveau suffisant, fixé par les STE, pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire en cas d'arrêt automatique du réacteur et pour assurer une bonne répartition du flux de neutrons dans le coeur. En l'occurrence, lors de la réalisation d'un essai mensuel de manoeuvrabilité des grappes de commande, l'exploitant a découvert que le groupe de grappes en cause était inséré de 17 cm dans le coeur du réacteur alors qu'il aurait dû être totalement extrait. Cette anomalie existait depuis le 16 mars, date de redémarrage du réacteur après un arrêt automatique. Dès la découverte de l'anomalie, le groupe de grappes concerné a été placé dans la position requise par les STE ; les mesures effectuées ensuite ont permis de s'assurer que le réacteur était resté dans les limites de autorisées. En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et compte tenu d'un défaut de qualité dans le processus de contrôle et de vérification depuis l'origine de l'anomalie, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

29 mai

CHINON Réacteur 2. Indisponibilité du système d'appoint en eau borée proscrite par les STE dans l'état considéré du réacteur. Le 18 mai, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté - lors d'une ronde de quart - que le système d'appoint en eau borée (circuit REA) avait été indisponible pendant 5 heures, ce qui est contraire aux Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). Le bore est un corps qui a la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire, mélangé à l'eau du circuit primaire, il permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire. Le mélange d'eau et de bore est préparé dans deux réservoirs du circuit d'appoint en eau borée. L'un de ces réservoirs ainsi rempli doit être relié au circuit primaire. Le jour de l'incident, dans le cadre d'une manoeuvre d'exploitation, le réservoir en service a été rendu indisponible à cause de la fermeture inappropriée d'une vanne. Compte-tenu du non-respect des limites et conditions d'exploitation, révélateur d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

24 juillet

CHINON Réacteur 3. Défaut des connexions électriques des moteurs des 2 pompes du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA). Le 13 juillet, au cours de l'arrêt du réacteur pour rechargement, l'exploitant a constaté un défaut des connexions électriques des moteurs des 2 pompes du circuit RRA. Le circuit RRA assure une circulation et un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'évacuer la puissance résiduelle provenant des combustibles encore présents dans le coeur. Il est constitué de 2 voies redondantes ; sa disponibilité n'est pas requise lorsque le coeur du réacteur est déchargé. Le coeur du réacteur étant déchargé, des travaux sur les connecteurs des moteurs des deux pompes du circuit RRA ont été effectués ; à cette occasion, l'exploitant a constaté que sur les deux pompes les cosses des connexions électriques côté moteur étaient inadaptées au diamètre des cables. En dépit de ce défaut, l'alimentation électrique des pompes a toujours été assurée. Ce défaut aurait pu entraîner la défaillance des connexions et provoquer, dans un état du réacteur imposant la disponibilité du circuit RRA, la perte totale du système de refroidissement à l'arrêt. Compte tenu de ce risque, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

31 juillet

CHINON Réacteur 4. Non-ouverture à la pression attendue d'une soupape de protection contre les surpressions d'un générateur de vapeur. Le 16 juillet, lors d'un essai périodique destiné à vérifier la pression d'ouverture des soupapes de protection contre les surpressions des générateurs de vapeur, l'une d'entre elles ne s'est pas ouverte à la pression attendue. Les réacteurs à eau sous pression de 900 MWe comportent trois générateurs de vapeur. Un générateur de vapeur est un échangeur thermique entre l'eau du circuit primaire, portée à haute température (320°C) et pression élevée (155 bar) dans le coeur du réacteur, et l'eau du circuit secondaire qui se transforme en vapeur et alimente la turbine. Chaque

générateur de vapeur est protégé contre les surpressions de vapeur par 7 soupapes de sûreté implantées sur chacune des trois tuyauteries principales reliant les générateurs de vapeur à la turbine. La défaillance d'une soupape par générateur de vapeur a été prise en compte pour déterminer le nombre de soupapes nécessaires. Les expertises réalisées pour expliquer cette défaillance ont mis en cause l'utilisation d'une graisse inappropriée dont la dégradation à haute température est susceptible de perturber le fonctionnement des soupapes et de décaler leur pression d'ouverture. Des investigations sont engagées par l'exploitant pour identifier les soupapes potentiellement concernées et garantir leur disponibilité. La cause de cet incident étant susceptible d'affecter plusieurs soupapes des quatre réacteurs de Chinon, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

18 septembre

CHINON Réacteur 3. Cumul d'erreurs ayant entraîné l'indisponibilité d'un groupe électrogène de secours. Le 20 juillet, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement et maintenance, l'exploitant a mis en évidence, pendant l'essai de requalification des alimentations électriques normales, l'absence de démarrage automatique d'un des deux groupes électrogènes de secours. Ces groupes électrogènes de secours, à moteur diesel, ont pour fonction de pallier une perte des alimentations électriques normales. En cas de défaillance de ces diesels, un troisième groupe électrogène, dit d'ultime secours, réalimenterait le réacteur en électricité, de façon à le ramener dans un état sûr. L'absence de démarrage automatique de ce diesel était due à l'oubli de refermeture de deux bornes d'alimentation, après une intervention pour maintenance. L'exploitant a immédiatement rétabli la disponibilité de ce groupe électrogène après refermeture des deux bornes et requalification du diesel. L'analyse des causes précises de l'incident a mis à jour une succession d'erreurs humaines dans l'analyse de risques de l'intervention sur ce diesel, notamment l'absence d'utilisation des documents opératoires et un contrôle défaillant à l'issue de cette intervention. En raison de ce cumul de manquements, révélateur d'un manque de culture de sûreté, cet incident, initialement classé au niveau 0 de l'échelle INES, a été reclassé au niveau 1.

2 octobre

CHINON COMMUNIQUE DE PRESSE (Paris, le 24 septembre 1998) Le 15 septembre 1998 au Centre de stockage de l'Aube, l'ANDRA a relevé une non-conformité lors des contrôles effectués à l'arrivée d'un camion transportant des déchets radioactifs en provenance de la centrale EDF de Chinon. Un débit de dose compris entre 0,12 et 0,15 mSv/h a été mesuré à deux mètres des parois du véhicule pour une limite réglementaire fixée à 0,1 mSv/h. Le camion était chargé de cinq coques de béton contenant des déchets radioactifs. Les limites réglementaires imposées à chaque colis (débit d'équivalent de dose au contact et à un mètre, contamination surfacique) étaient satisfaites. En revanche, l'irradiation de l'ensemble du convoi dépassait les limites réglementaires. Ce dépassement n'a pas été détecté au départ de Chinon, par suite d'une défaillance du système de contrôle. Il a été vérifié que le chauffeur en cabine n'avait pas subi d'irradiation significative. L'Autorité de sûreté procèdera le 24 septembre 1998 à une inspection sur le site de Chinon pour déterminer les causes de cette non-conformité et évaluer les mesures correctives mises en place par l'exploitant. Contact presse : Sébastien DELERUE Tél : 01 43 19 39 61

7 mai

CRUAS-MEYSSE Réacteur 2. Injection de sécurité intempestive dans le circuit primaire du réacteur. Le 22 avril, alors que le réacteur était en fonctionnement, le déclenchement intempestif d'une protection du réacteur a provoqué une injection de sécurité dans le circuit primaire du réacteur. En cas d'accident, le circuit d'injection de sécurité sert à injecter de l'eau borée dans le cœur du réacteur, afin d'y rétablir un niveau et une pression d'eau suffisants en cas de brèche sur une tuyauterie du circuit primaire ou de contrôler la réaction nucléaire en cas de refroidissement trop important. Le jour de l'incident, lors d'un essai périodique de tarage des soupapes de protection des générateurs de vapeur contre des surpressions, la fermeture par erreur d'une vanne d'isolement d'un capteur de pression a entraîné le déclenchement du système de protection du réacteur et provoqué une injection de sécurité. Une inversion des étiquettes de repérage de vannes du même type est à l'origine de l'erreur de manœuvre de cette vanne. Cette inversion s'est produite lors d'une campagne récente de mise en place d'étiquettes métalliques, dont le but était de remplacer un système de repérage ancien, qui avait été à l'origine le 6 août 1996 du même incident sur le réacteur 4. En raison de l'insuffisance des contrôles effectués après une campagne d'étiquetage, révélatrice d'un manque de culture de sûreté, cet incident, initialement classé au niveau 0, a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

15 mai

CRUAS-MEYSSE Réacteur 2. Injection de sécurité intempestive dans le circuit primaire du réacteur. Le 22 avril, alors que le réacteur était en fonctionnement, le déclenchement intempestif d'une protection du réacteur a provoqué une injection de sécurité dans le circuit primaire du réacteur. En cas d'accident, le circuit d'injection de sécurité sert à injecter de l'eau borée dans le cœur du réacteur, afin d'y rétablir un niveau et une pression d'eau suffisants en cas de brèche sur une tuyauterie du circuit primaire ou de contrôler la réaction nucléaire en cas de refroidissement trop important. Le jour de l'incident, lors d'un essai périodique de tarage des soupapes de protection des générateurs de vapeur contre des surpressions, la fermeture par erreur d'une vanne d'isolement d'un capteur de pression a entraîné le déclenchement du système de protection du réacteur et provoqué une injection de sécurité. Une inversion des étiquettes de repérage de vannes du même type est à l'origine de l'erreur de manœuvre de cette vanne.

Cette inversion s'est produite lors d'une campagne récente de mise en place d'étiquettes métalliques, dont le but était de remplacer un système de repérage ancien, qui avait été à l'origine le 6 août 1996 du même incident sur le réacteur 4. En raison de l'insuffisance des contrôles effectués après une campagne d'étiquetage, révélatrice d'un manque de culture de sûreté, cet incident, initialement classé au niveau 0, a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

29 ami

CRUAS-MEYSSE Réacteur 3. Mauvais réglage du seuil de déclenchement de l'alarme associée à la mesure du flux neutronique. Le 20 mars, alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 27 février pour renouvellement partiel du combustible, une alarme associée à la mesure du flux neutronique a été mal réglée pendant 53 minutes lors des opérations de rechargement des assemblages combustibles. L'exploitant doit surveiller en permanence le flux de neutrons émis par le coeur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation de puissance. Il dispose pour cela de divers moyens de mesures, dont deux chaînes "sources" capables de mesurer de très faible flux lorsque le réacteur est à l'arrêt et notamment pendant le rechargement en combustible. Lorsque les seuils fixés pour ces chaînes de mesure sont dépassés, une alarme se déclenche ; il est alors procédé à l'arrêt des opérations de rechargement et, à titre préventif, à l'évacuation du personnel travaillant dans le bâtiment du réacteur. Pendant 53 minutes, le mauvais réglage constaté a affecté l'une des deux chaînes "sources" et aurait retardé, en cas de nécessité, la mise en oeuvre des mesures de sauvegarde évoquées ci-dessus, sans pour autant les empêcher. En raison du non-respect d'un seuil de réglage, révélateur d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

18 septembre

CRUAS-MEYSSE Réacteur 2. Dépassement de la vitesse de montée en puissance du réacteur. Le 30 août, alors que le réacteur était en phase de redémarrage, l'exploitant a effectué pendant 1 heure environ une montée en puissance avec une vitesse supérieure au critère de 3 % de puissance nominale par heure (PN/h), requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE) après toute manipulation du combustible. La pente maximale enregistrée a été de 7 % PN/h pendant 1 heure. Au cours d'un redémarrage après rechargement du combustible, la puissance du coeur du réacteur ne doit pas augmenter trop rapidement pour ne pas dégrader les gaines des crayons qui entourent le combustible. Or, le 30 août, la surveillance exercée par l'exploitant n'a pas été suffisante pour rester dans les limites fixées par les STE. L'exploitant n'ayant pas engagé dans les plus brefs délais les mesures correctives pour revenir à la situation normale, cet incident, initialement déclaré au niveau 0, a été reclassé par l'Autorité de sûreté au niveau 1 de l'échelle INES.

27 mars

DAMPIERRE Contamination du site sur deux points situés hors des zones contrôlées. Le 17 mars, lors d'une campagne de contrôle, deux points d'activité supérieure à 1 MBq ont été détectés hors des zones contrôlées du site : l'un sur la voirie, l'autre dans une benne. Les zones contrôlées sont des zones qui, en raison des risques d'irradiation et de contamination qu'elles peuvent présenter, sont confinées et soumises à une surveillance radiologique particulière. Des dispositions et des contrôles spécifiques sont mis en oeuvre, à la sortie de ces zones contrôlées, pour éviter la dissémination sur le site de particules radioactives. En outre, des contrôles périodiques sont réalisés sur les voies de circulation du site pour en évaluer la propreté radiologique et détecter les éventuels points de contamination. Enfin, des balises de détection permettent un contrôle ultime de radioactivité à la sortie du site. Le point de contamination détecté sur la voirie a pu être éliminé par grattage et par aspiration, celui de la benne a été isolé et ramené en zone contrôlée pour analyse. Cet événement révèle un dysfonctionnement dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives sur le site. Ce type d'événement s'est déjà produit en 1996 et 1997. Des mesures correctives ont alors été prises par l'exploitant qui n'ont pas, en l'état actuel des choses, l'efficacité attendue. La répétition de ce type d'événement révèle un manque de culture de sûreté. En conséquence, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

28 août

DAMPIERRE Réacteur 3. Oubli de l'installation de quatre tiges de commande de grappes de contrôle. Le 3 mai, alors que le réacteur était à l'arrêt pour maintenance et rechargement, un essai préalable au redémarrage de la tranche a permis de détecter l'oubli de l'installation de quatre tiges de commande des grappes de contrôle. Les grappes de contrôle, manoeuvrées à l'aide de tiges, permettent de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire. Pour quatre des soixante-et-une grappes de contrôle contenues dans le coeur, les tiges n'avaient pas été installées. Ces tiges auraient dû être mises en place lors du premier chargement de combustible mixte uranium plutonium (appelé MOX) dans ce réacteur. La cuve a dû être rouverte pour que les quatre tiges de commande manquantes soient installées. Cet oubli ayant été détecté et corrigé avant le redémarrage de l'installation, il n'y a pas eu de conséquence sur la sûreté. Un événement presque similaire s'étant produit en 1990, le retour d'expérience n'a pas été correctement pris en compte, ce qui montre un manque de culture de sûreté. A ce titre, l'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant de lui déclarer l'incident et l'a classé au niveau 1 de l'échelle INES.

18 septembre

DAMPIERRE Ensemble du site. Localisation anormale d'une source scellée neuve de césium 137. Le 20 août, une source scellée neuve de césium 137 a été détectée dans une benne de déchets ordinaires.

A cause de procédures non conformes à la réglementation, lors de l'expédition et de la livraison, cette source, qui a toujours gardé son enveloppe de protection, est malencontreusement restée dans le carton de livraison. Le carton, supposé vide, a alors été jeté aux ordures classiques du site. Le contrôle systématique des bennes d'ordures à la sortie du site a permis de retrouver la source neuve. Les balises de protection de radioactivité de sortie de site auraient également permis de détecter la source ; cependant, en raison d'une mauvaise maîtrise des matières radioactives, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

25 septembre

DAMPIERRE Réacteur 4. Indisponibilité du système de déclenchement automatique du circuit d'appoint en eau du réacteur à l'arrêt. Le 14 septembre, alors que le réacteur était à l'arrêt et le circuit primaire connecté sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA), l'exploitant a constaté que le système de déclenchement automatique du circuit d'appoint en eau n'était pas disponible. Pendant les phases d'arrêt, du réacteur, lorsque les assemblages combustibles sont dans la cuve, il est nécessaire d'assurer une circulation et un niveau minimal d'eau dans le circuit primaire afin d'évacuer la puissance résiduelle. Le circuit RRA assure cette fonction par l'intermédiaire de deux voies redondantes (il comporte ainsi deux pompes et deux échangeurs). Lors de certaines opérations de maintenance, notamment en début ou en fin d'arrêt du réacteur, l'exploitant est amené à vidanger partiellement le circuit primaire afin d'atteindre un niveau d'eau appelé plage de travail basse du circuit de refroidissement à l'arrêt (PTB du RRA). Il existe cependant une limite inférieure à ne pas dépasser. En effet, dans cette configuration, la quantité d'eau étant réduite, le fonctionnement des pompes ainsi que le niveau et la température de l'eau primaire doivent être surveillés attentivement pour détecter toute anomalie pouvant compromettre le refroidissement du cœur du réacteur. Si la quantité d'eau n'est pas suffisante pour permettre un fonctionnement correct des pompes il y a déclenchement automatique du circuit d'appoint en eau. Le jour de l'incident, l'exploitant a constaté l'indisponibilité du système de déclenchement automatique d'appoint en eau du circuit primaire. Cette indisponibilité était imputable à l'absence d'un fusible sur le système de commande électrique. Dès la découverte de cette anomalie, l'exploitant a privilégié les investigations nécessaires pour la remise en conformité des matériels concernés, alors qu'aux termes des spécifications techniques d'exploitation (STE) il aurait dû procéder immédiatement au remplissage du circuit primaire. Les dispositions d'exploitation normale ont été rétablies dans un délai d'1 heure et 45 minutes. Pendant cette période les paramètres de refroidissement du cœur ont fait l'objet d'une surveillance renforcée et le circuit d'appoint en eau est resté disponible manuellement. En raison du non-respect de la conduite à tenir fixée par les spécifications techniques d'exploitation, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

27 mars

FESSENHEIM Réacteur 1. Absence de réglage d'une protection du réacteur. Le 13 mars, après avoir changé un composant électronique lors d'une opération mensuelle de réglage des chaînes de puissance, l'exploitant a omis de régler l'une des protections du réacteur. L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela, entre autres, de chaînes de "puissance" utilisées en fonctionnement normal. Cet oubli a été détecté le 18 mars ; l'exploitant a alors immédiatement remis la protection du réacteur en conformité avec les prescriptions. En raison d'un défaut de culture de sûreté révélé par une analyse insuffisante des conséquences d'une intervention, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

3 avril

FESSENHEIM Réacteurs 1 et 2. Incohérence entre le rapport de sûreté et les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le 19 mars, au cours de l'étude préliminaire à une modification de l'installation, l'exploitant a détecté une incohérence entre le rapport de sûreté et les STE. Cette incohérence concerne le seuil de réglage d'une des protections neutroniques de chacun des réacteurs. L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela, entre autres, de chaînes de puissance en fonctionnement normal. Ces chaînes de puissance génèrent des signaux qui, s'ils atteignent le seuil de réglage, provoquent la mise en service des protections du réacteur. Dès la mise en évidence de la différence d'environ 8% existant entre la valeur utilisée pour le réglage de la protection et la valeur requise, l'exploitant a remis en conformité le seuil de réglage des protections sur les deux réacteurs. Cette situation résulte de l'absence de mises à jour de la documentation qui auraient dû être effectuées lors de modifications intervenues en 1989 sur le réacteur 1 et en 1990 sur le réacteur 2. En raison d'une identification tardive et d'une absence de traitement immédiat de l'anomalie,

14 août

FESSENHEIM Réacteurs 1 et 2. Présence d'eau radioactive dans une galerie et contamination de la terre sous-jacente. En février 1998, lors d'un contrôle de conformité de l'installation à son référentiel de sûreté, l'exploitant a découvert 50 m³ d'eau stagnante radioactive (environ 10 MBq/m³ d'Argent 110m) dans deux galeries inutilisées situées sous les bâtiments des auxiliaires nucléaires (BAN). L'eau contaminée proviendrait de la campagne d'enrobage des résines entre décembre 1997 et janvier 1998, et se serait infiltrée par des inétanchéités des caniveaux du bâtiment avant de se mélanger avec une infiltration plus importante d'eau non radioactive en provenance des galeries voisines. De plus, suite au constat de défauts dans le béton de la galerie, un carottage effectué fin juillet à l'extrémité d'une de ces

galeries a montré que cette contamination s'était infiltrée dans le remblai pour atteindre entre 24 et 46 Bq/g dans les deux premiers mètres de profondeur. Le bâtiment des auxiliaires nucléaires est un bâtiment commun aux deux tranches de Fessenheim et accueille entre autres le système mobile d'enrobage de résines usées ayant servi à purifier le circuit d'eau primaire. Le soubassement de ce bâtiment comporte des galeries servant à la circulation d'eau, des galeries véhiculant des câbles et deux galeries inutilisées. La galerie a été partiellement vidangée ; l'exploitant prévoit de déterminer l'étendue de la contamination du sol et a renforcé sa surveillance de la nappe phréatique. Une inspection de l'Autorité de sûreté et de l'Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants a été réalisée suite à cet incident le 6 août. L'incident a été classé provisoirement au niveau 0 de l'échelle INES.

21 août

FESSENHEIM Présence d'eau radioactive dans une galerie et contamination de la terre sous-jacente. En février 1998, lors d'un contrôle de l'installation, l'exploitant a découvert la présence de 50 m3 d'eau stagnante radioactive (environ 10 millions de becquerels par mètres cubes d'Argent 110m) dans deux galeries inutilisées situées sous les bâtiments des auxiliaires nucléaires. La bâtiment des auxiliaires nucléaires est un bâtiment commun aux deux tranches de Fessenheim. Il accueille, entre autres, le système mobile d'enrobage de résines usées, permettant de conditionner après leur utilisation les résines ayant servi à purifier le circuit d'eau primaire. Le soubassement de ce bâtiment comporte des galeries servant à la circulation d'eau, des galeries véhiculant des câbles et deux galeries inutilisées. Ayant constaté des défauts dans le béton de l'une de ces galeries, l'exploitant a effectué fin juillet un carottage à son extrémité. Cette opération a mis en évidence une infiltration d'eau contaminée dans le remblai, présentant dans les deux premiers mètres de profondeur une contamination de 24 à 46 becquerels par gramme. Un autre carottage, effectué à proximité de cette galerie, a montré l'absence de contamination, et donc le caractère limité de la pollution. La galerie a été partiellement vidangée. L'eau contaminée pourrait provenir de la campagne d'enrobage des résines réalisées entre décembre 1997 et janvier 1998 ; l'eau se serait infiltrée par des inétanchéités dans les caniveaux du bâtiment avant de se mélanger avec une infiltration plus importante d'eau non radioactive en provenance des galeries voisines. L'exploitant a informé l'Autorité de sûreté de cet incident le 4 août. Une inspection de l'Autorité de sûreté et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants a eu lieu le 6 août. A la suite de cette visite, et après prise en compte des remarques des inspecteurs, l'exploitant a poursuivi son programme d'expertise et a découvert la présence d'un autre type de contamination (de l'ordre de 600 becquerels par gramme) dans la partie supérieure du remblai à proximité de l'autre galerie inutilisée. L'exploitant continue ses investigations pour déterminer l'origine et l'étendue de cette contamination. Le suivi renforcé de l'eau de la nappe phréatique n'a pas mis en évidence de contamination de celle-ci. L'incident, initialement classé au niveau 0 par l'exploitant, a été reclassé par l'Autorité de sûreté au niveau 1 de l'échelle INES en raison de défaillances multiples dans la gestion des fluides radioactifs.

6 novembre

FLASH Fessenheim (Haut-Rhin) Réacteur 1 Découverte d'un défaut dans une soudure. Un défaut non acceptable a été découvert lors de l'arrêt du réacteur 1 dans une soudure du circuit d'injection de sécurité. Le circuit d'injection de sécurité permet, en cas de baisse anormale de la pression dans le circuit primaire, d'injecter rapidement et automatiquement de l'eau à une température de 40°C provenant d'un réservoir de secours. L'arrivée de cette eau "froide" sur une soudure contenant un défaut peut entraîner la rupture de celle-ci si il y a un écart trop important de température entre l'eau l'eau injectée et la tuyauterie qui est plus chaude. Le 24 septembre 1998, l'exploitant a informé l'Autorité de sûreté de la découverte d'un défaut situé dans une soudure du circuit d'injection de sécurité. Ce défaut était d'origine. L'exploitant s'est engagé à fournir avant redémarrage du réacteur une étude permettant de justifier le caractère acceptable du défaut. L'Autorité de sûreté a indiqué à l'exploitant que la réparation devait être envisagée lors du prochain arrêt même si l'étude permettait de conclure à la non-nocivité du défaut. Le 23 octobre, l'exploitant a produit une première justification qui concluait à la non-nocivité du défaut, basée sur l'hypothèse que la température au niveau de la soudure était d'environ 130°C. L'Autorité de sûreté a alors indiqué à l'exploitant que cette hypothèse de température n'était pas conforme aux mesures effectuées sur d'autres tranches du parc nucléaire. Le 27 octobre, l'exploitant a fourni une nouvelle étude faisant l'hypothèse d'une température au niveau du défaut de 200°C. Cette justification a été refusée par la DRIRE car elle ne respectait pas les critères et marges approuvés par l'Autorité de sûreté. Le 30 octobre, la température mesurée sur le réacteur en attente de redémarrage a atteint et aurait pu dépasser 200°C, ce qui contredisait les hypothèses des études précédentes. la DRIRE a considéré dès lors que le défaut était inacceptable et l'exploitant a décidé de procéder au déchargement du réacteur et de réparer le défaut. Le défaut aurait pu amener en cas d'accident à une défaillance partielle d'un système important pour la sûreté. Le traitement de ce défaut ayant mis en évidence des défaillances dans le traitement du dossier entre les niveaux local et national d'EDF, l'événement a été classé par l'Autorité de sûreté au niveau 1 de l'échelle INES. Cet incident a été abordé au cours d'inspections sur le site les 2 et 3 novembre effectuées par l'Autorité de sûreté. L'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant de vérifier avant redémarrage l'absence de défauts comparables sur les autres soudures de ce type et de remédier aux dysfonctionnements constatés.

COMMUNIQUE DE PRESSE FLASH Strasbourg, le 5 novembre 1998 L'Autorité de sûreté a décidé ce jour de classer au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, l'incident déclaré le 30 octobre 1998 par le CNPE de Fessenheim relatif à la découverte d'un défaut non acceptable dans une soudure du circuit d'injection de sécurité. Cet incident a été abordé au cours d'inspections sur le site les 2 et 3 novembre effectuées par l'Autorité de sûreté dont la DRIRE est le représentant local. Il ressort que : - ce défaut est d'origine, - compte tenu des températures constatées sur le circuit, il n'est pas possible de savoir si cette soudure aurait tenu dans le cas d'une mise en service du circuit d'injection de sécurité, - le traitement de ce défaut a mis en évidence des défaillances dans le traitement du dossier entre les niveaux local et national d'EDF, - L'exploitant a finalement décidé de décharger le réacteur et de réparer le défaut. L'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant de vérifier avant redémarrage l'absence de défauts comparables sur les autres soudures de ce type et de remédier aux dysfonctionnements constatés. Contact presse : M. MAURIN Tél : 03 88 25 92 30

10 avril

GRAVELINES Contamination du site sur trois points situés hors des zones contrôlées. Le 26 mars, lors d'une campagne de contrôle, trois points d'activité supérieure à 1 MBq (10 puissance 9 becquerel) ont été détectés hors des zones contrôlées du site à proximité des bâtiments du réacteur 4. Les zones contrôlées sont des zones qui, en raison des risques d'irradiation et de contamination qu'elles peuvent présenter, sont confinées et soumises à une surveillance radiologique particulière. Des dispositions et des contrôles spécifiques sont mis en oeuvre, à la sortie de ces zones contrôlées, pour éviter la dissémination sur le site de particules radioactives. En outre, des contrôles périodiques sont réalisés sur les voies de circulation du site pour en évaluer la propreté radiologique et détecter les éventuels points de contamination. Enfin, des balises de détection permettent un contrôle ultime de radioactivité à la sortie du site. Les points de contamination détectés sur la voirie ont pu être éliminés facilement par grattage et par aspiration. La contamination résiduelle est nulle. Ce type d'événement s'est déjà produit en 1997. Depuis la fin de l'année 1997, des mesures correctives ont été prises par l'exploitant. Les contrôles effectués depuis lors, à l'occasion des arrêts des réacteurs 2 et 5, n'ont révélé aucune contamination excédant la limite de 0,1 MBq. Ce nouvel événement, classé au niveau 0 de l'échelle INES, révèle cependant la persistance de certains dysfonctionnements dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives sur le site.

3 juillet

GRAVELINES Réacteur 1. Absence de joint sur 12 connexions de thermocouples. Le 16 juin, le démontage des 25 connexions des thermocouples de la cuve du réacteur a mis en évidence l'absence d'un joint sur 12 d'entre elles. Ces connexions assurent la liaison entre les thermocouples qui mesurent la température de l'eau dans la cuve et l'ébulliomètre. Celui-ci permet, notamment en situation post-accidentelle, d'apprécier l'état liquide ou gazeux de l'eau dans la cuve. L'absence des joints assurant l'étanchéité de ces connexions aurait pu perturber le fonctionnement de l'ébulliomètre. Un événement similaire a été déclaré sur le réacteur 4 le 5 mai dernier et portait sur l'absence de joint sur 15 connexions. En raison du non-respect répété d'une procédure d'intervention, cet incident, classé au niveau 0 par l'exploitant, a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES par l'Autorité de sûreté.

2 octobre

GRAVELINES Absence de joint sur 12 connexions de thermocouples de la cuve du réacteur. Le 15 septembre, lors du démontage des 25 connexions des thermocouples de la cuve du réacteur, l'exploitant a mis en évidence l'absence d'un joint sur 12 d'entre elles, la présence de joints excédentaires sur 4 autres, ainsi que l'absence de joint sur une des 18 connexions qui permettent de sélectionner et de relier les connexions précédentes à la chaîne de traitement du signal. Ces connexions assurent la liaison entre les thermocouples qui mesurent la température de l'eau dans la cuve et l'ébulliomètre. Celui-ci permet, notamment en situation post-accidentelle, d'apprécier l'état liquide ou gazeux de l'eau dans la cuve. L'absence des joints qui assurent l'étanchéité de ces connexions, aurait pu perturber le fonctionnement de l'ébulliomètre. Elle est due à la mauvaise qualité du travail réalisé lors d'une intervention de maintenance et à une insuffisance du contrôle qualité de l'exploitant. Deux événements similaires ont été déclarés sur le réacteur 4 le 5 mai dernier (portant sur l'absence de joint sur 15 connexions) et sur le réacteur 1 le 16 juin dernier (portant sur l'absence de joint sur 12 connexions). En raison du non-respect répété d'une procédure d'intervention, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

10 avril

ST-LAURENT Réacteur 1. Manutentions de combustibles sans avoir procédé à la fermeture totale du tube de transfert entre la piscine de stockage du combustible et la piscine du bâtiment du réacteur. Le 3 avril, alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a réalisé des manutentions de combustible dans la piscine de stockage du combustible alors que le tube de transfert vers la piscine du bâtiment du réacteur n'était pas correctement fermé, ce qui n'est pas conforme aux spécifications techniques. La piscine de stockage du combustible et celle du bâtiment du réacteur sont reliées par un tube de transfert qui permet le passage des éléments combustibles ; lorsque la piscine du bâtiment du réacteur est vidée, les opérations de manutention de combustible dans la piscine de stockage du combustible ne peuvent être réalisées que si le tube de transfert est fermé (c'est-à-dire vanne fermée à une extrémité et tape d'obturation posée à l'autre extrémité). En l'occurrence, des opérations plus longues que prévu de

décontamination en fond de piscine du bâtiment du réacteur ont conduit à retarder la fermeture complète du tube de transfert : la tôle d'obturation a été maintenue déposée. Cette situation n'a pas été prise en compte par l'équipe du matin qui a effectué des manutentions de combustible dans la piscine de stockage pendant une heure, alors que la communication avec la piscine du bâtiment du réacteur n'était pas totalement fermée. En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et d'un défaut de coordination entre les équipes, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

14 août

ST-LAURENT Réacteur 2. Rejets atmosphériques non contrôlés. Du 23 juillet au 3 août une partie des rejets atmosphériques du réacteur 2 de Saint-Laurent A n'a pas été contrôlée. Le réacteur 2 (type UNGG) est en phase de mise à l'arrêt définitif. Deux ventilations raccordées à la cheminée basse pression, équipée d'une chaîne de mesure, sont encore en fonctionnement : la ventilation du caisson réacteur et celle de la cellule "mise en conteneurs" (MEC). Les autres ventilations raccordées sont définitivement arrêtées. Afin d'isoler ces ventilations pour permettre leur démantèlement, la pose d'un fond plein sur la gaine principale en amont du raccordement de la ventilation MEC et de la ventilation du caisson a été décidée. Lors de la réalisation de ces travaux, le fond plein a été posé par erreur en aval du raccordement de la ventilation MEC. Le débit d'air provenant de la cellule MEC ne pouvant plus s'évacuer vers la cheminée a été refoulé vers l'extérieur via des locaux non ventilés. Dès détection de l'incident, l'exploitant a retiré le fond plein afin de rétablir l'évacuation des rejets par la cheminée contrôlée. Cet incident n'a pas eu de conséquences sur le personnel et l'environnement. En effet, la ventilation MEC dispose de ses propres filtres. Les contrôles effectués après détection de l'incident n'ont pas mis en évidence de contamination anormale des locaux où l'air a été refoulé. En raison de l'absence de contrôle d'une partie des rejets atmosphériques et d'une défaillance du système d'assurance qualité, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

21 août

ST-LAURENT Réacteur 2. Rejets atmosphériques non contrôlés. Entre le 23 juillet et le 3 août, une partie des rejets atmosphériques du réacteur 2 de Saint-Laurent A n'a pas été contrôlée. Le réacteur 2 est actuellement en phase de mise à l'arrêt définitif. Ses systèmes de ventilation ont été définitivement arrêtés, à l'exception de deux ventilations - la ventilation du caisson réacteur et celle de la cellule "mise en conteneurs" (MEC) - raccordées à une cheminée équipée d'une chaîne de mesure permettant un contrôle des rejets. Afin d'isoler ces ventilations pour permettre leur démantèlement, l'exploitant a souhaité poser un fond plein sur la gaine principale située en amont du raccordement de la ventilation MEC et de la ventilation du caisson. Or, lors de la réalisation de ces travaux, le fond plein a été posé par erreur en aval du raccordement de la ventilation MEC. Le débit d'air provenant de la cellule MEC, ne pouvant plus s'évacuer vers la cheminée, a été refoulé vers l'extérieur via des locaux non ventilés. Dès détection de l'incident, l'exploitant a retiré le fond plein afin de rétablir l'évacuation des rejets par la cheminée contrôlée. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur le personnel et l'environnement, la ventilation MEC disposant de ses propres filtres. Les contrôles effectués après détection de l'incident n'ont pas mis en évidence de contamination anormale des locaux vers lesquels l'air a été refoulé. En raison de l'absence de contrôle d'une partie des rejets atmosphériques démontrant une défaillance du système d'assurance qualité, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES. Réacteur 1. Glissement intempestif d'une grappe de commande lors d'une variation de charge

21 août

ST-LAURENT Réacteur 1. Glissement intempestif d'une grappe de commande lors d'une variation de charge. Le 13 août, alors que le réacteur était en fonctionnement, un glissement d'une grappe de commande a été observé lors d'une variation de charge. Les grappes de commande contiennent des matériaux absorbeurs de neutrons qui permettent de contrôler la réaction nucléaire dans le coeur du réacteur. En fonctionnement normal, certaines grappes doivent être maintenues à une hauteur suffisante pour d'une part, étouffer efficacement par leur chute la réaction nucléaire en cas d'urgence, d'autre part, pour assurer une bonne répartition du flux de neutrons dans le coeur du réacteur. Ce glissement de grappe intempestif s'est déjà produit à deux reprises (le 4 mai 1997 et le 11 juin 1998) sur la même grappe, dans les mêmes conditions. Elle a fait l'objet dans les deux cas de déclarations d'incident au niveau 0 de l'échelle INES. Les causes du second glissement intempestif survenu le 11 juin 1998 n'ayant toujours pas été élucidées, l'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant de poser une instrumentation sur cette grappe. Les mesures enregistrées par l'instrumentation au cours du glissement survenu le 13 août sont actuellement en cours de dépouillement, et devraient permettre d'en déterminer l'origine. Lors de ces incidents, le réacteur est toujours resté dans les limites de fonctionnement admises. Cependant, en raison de la répétitivité du phénomène et de l'absence d'explication sûre concernant son origine, l'incident du 11 juin 1998 a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

18 septembre

ST-LAURENT Réacteur 2. Non-respect des conditions de suivi des paramètres de divergence du réacteur. Le 6 septembre, alors que le réacteur était en phase de redémarrage, après arrêt pour maintenance et renouvellement partiel du combustible, l'exploitant n'a pas respecté les conditions de suivi des paramètres de la divergence du réacteur définies dans les procédures de conduite et d'essais. Après chaque renouvellement partiel du combustible, l'exploitant doit procéder, lors du redémarrage du réacteur,

à la réalisation d'essais dits "physiques", destinés notamment à vérifier les caractéristiques de la nouvelle recharge de combustible. Dans ce but, l'exploitant utilise un dispositif de mesure appelé réactimètre, qui permet de suivre plus précisément l'évolution des paramètres neutroniques du coeur lors de la divergence. Ce dispositif d'essai complète les informations d'exploitation normale à disposition de l'exploitant. Lors de l'incident, alors qu'une erreur de branchement du réactimètre le rendait indisponible à l'insu de l'exploitant, la divergence effective du réacteur n'a été détectée que par une élévation de la température moyenne du circuit primaire. Un suivi insuffisant des autres paramètres d'exploitation n'a pas permis de détecter la divergence du réacteur avant qu'elle ne se traduise par une élévation de température. Les systèmes de protection et de sauvegarde du réacteur sont toujours restés disponibles, notamment en ce qui concerne la maîtrise de la réactivité. Compte tenu de l'insuffisance du suivi des paramètres du réacteur en phase de divergence, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

27 février

TRICASTIN Réacteur 4. Non-respect de la périodicité fixée pour la réalisation d'un contrôle d'isolement de l'enceinte. Le 16 février, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté qu'un contrôle de bon fonctionnement de plusieurs vannes assurant l'isolement de l'enceinte n'avait pas été réalisé suivant la périodicité requise par les spécifications techniques d'exploitation. L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le coeur du réacteur et l'environnement (la première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire). Elle est destinée, en cas d'accident, à éviter le transfert dans l'environnement des produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obturer chacune de ces canalisations lorsque les spécifications techniques, les procédures de conduite ou la situation exigent l'étanchéité de l'enceinte. Une erreur de transcription dans l'état d'avancement du contrôle de fermeture automatique de certaines vannes appartenant à un circuit de prélèvements d'eau pour analyse aurait empêché la réalisation de ce contrôle fixé au 9 février. Ce contrôle, effectué dès la découverte de cette erreur, a permis de constater le bon fonctionnement des vannes concernées. En raison d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

3 AVRIL

TRICASTIN Réacteur 1. Défaut de bouchage de deux tubes d'un générateur de vapeur. Le 10 mars, l'exploitant a constaté que deux tubes d'un générateur de vapeur qui présentaient une anomalie lors du dernier arrêt pour rechargement en combustible n'avaient pas été obturés avant le redémarrage du réacteur. Les réacteurs à eau sous pression de 900 MWe comportent trois générateurs de vapeur. Un générateur de vapeur est un échangeur thermique entre l'eau du circuit primaire, portée à haute température (320 °C) et pression élevée (155 bar) dans le coeur du réacteur, et l'eau du circuit secondaire, qui se transforme en vapeur et alimente la turbine. Il comporte environ 3300 tubes en forme de U renversé. Ce faisceau de tubes est soutenu à intervalle régulier par 8 plaques entretoises. Ces tubes, susceptibles de subir des dégradations tout au long de la vie du réacteur, font l'objet de contrôles pendant les arrêts pour rechargement selon un programme préétabli. Ce programme, validé chaque année par l'Autorité de sûreté, prescrit les types de contrôles et les critères de bouchage de ces tubes que l'exploitant doit respecter. Ces critères visent à éviter une rupture de tube dans tous les cas de fonctionnement normal ou accidentel (en cas de séisme par exemple). Lors du dernier arrêt du réacteur pour rechargement, intervenu du 6 décembre 1997 au 17 janvier 1998, deux tubes d'un générateur de vapeur avaient été identifiés comme présentant des anomalies au niveau des deux dernières plaques entretoises en partie supérieure du faisceau. Malgré les prescriptions du programme de contrôle, ces tubes n'avaient pas été obturés à leurs extrémités par un bouchon métallique. Cet oubli involontaire a été mis en évidence par l'exploitant lors d'un contrôle effectué le 10 mars après redémarrage du réacteur. L'exploitant s'est engagé à procéder au bouchage des deux tubes concernés dans les meilleurs délais. En raison du risque potentiel de rupture de ces tubes en cas de séisme et de l'insuffisance du système d'assurance de la qualité de l'exploitant, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

28 août

Tricastin Réacteur 3. Indisponibilité du système de ventilation de l'enceinte. Le 16 août, alors que le réacteur était à l'arrêt, la défaillance d'une chaîne de mesure de la radioactivité a entraîné l'indisponibilité du système de ventilation de l'enceinte. Le jour de l'incident, l'exploitant procédait à un essai afin de tester certaines traversées de l'enceinte du réacteur. Durant cette opération, la fonction d'intégrité de l'enceinte était donc indisponible. Simultanément à cet essai, la défaillance d'une chaîne de mesure de la radioactivité a provoqué l'indisponibilité du système de ventilation de l'enceinte. Or, les spécifications techniques d'exploitation interdisent le cumul de ces deux indisponibilités. L'exploitant a rapidement remédié à la situation en réparant la chaîne de mesure défaillante. Néanmoins, il n'a pas appliqué la conduite à tenir dans une telle situation, qui consistait à fermer les vannes du système de ventilation dans un délai inférieur à 1 heure. L'incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. En raison du non-respect des spécifications techniques et de la non-application des règles de conduite applicables dans une telle situation, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Réacteurs 1300 MWe

20 mai

BELLEVILLE Réacteur 1. Indisponibilité d'un appareil de mesure de la concentration en bore du circuit primaire. Le 7 mai, alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a découvert que l'appareil de mesure de la concentration en bore du circuit primaire (boremètre) était indisponible. Le bore est un corps ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire. Il est mélangé à l'eau du circuit primaire et permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire. Sa concentration dans l'eau est mesurée à l'aide d'un appareil dénommé boremètre. Afin de procéder à une opération programmée de maintenance sur une vanne, et afin d'éviter toute sollicitation intempestive de celle-ci, son alimentation électrique a été coupée. Or, il s'avère que cette alimentation est commune à plusieurs vannes dont celles qui isolent le boremètre du circuit primaire. Celui-ci s'est donc retrouvé isolé du circuit primaire, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation (STE). En raison du non-respect des STE et compte-tenu qu'un incident similaire s'est produit sur le réacteur 2 en 1997, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

19 juin

BELLEVILLE Réacteur 2. Arrêt automatique du réacteur provoqué par le déclenchement intempestif du circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS). Blocage en position haute d'une grappe de commande lors de cet arrêt. Le 11 juin, alors que le réacteur était en fonctionnement, le déclenchement intempestif du circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS) a entraîné l'arrêt des pompes primaires puis l'arrêt d'urgence du réacteur, arrêt au cours duquel une grappe de commande est restée bloquée en position haute. En cas d'accident, le circuit EAS pulvérise de l'eau dans l'enceinte du réacteur, afin d'en diminuer la pression et la température, et d'éliminer l'iode radioactif. La réalisation d'un essai périodique sur le circuit EAS a entraîné, pour une raison encore inexpliquée, le déclenchement intempestif de l'aspersion de l'enceinte et l'émission d'un ordre d'isolement de l'enceinte qui a notamment conduit à l'interruption du refroidissement des pompes primaires et à l'arrêt de celles-ci. Au cours de la baisse de charge qui a précédé l'arrêt d'urgence du réacteur, l'une des 65 grappes de commande est restée bloquée en position haute ; elle n'a pas non plus chuté lors de l'arrêt. Les grappes de commande, qui contiennent des matériaux absorbant les neutrons, sont un des moyens dont dispose l'exploitant pour contrôler la réaction nucléaire, en les insérant ou en les retirant du cœur. La chute des grappes de commande permet d'arrêter immédiatement la réaction nucléaire. L'exploitant a alors appliqué les procédures incidentelles correspondant à la situation afin de ramener le réacteur dans un état sûr. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement. L'exploitant va maintenir le réacteur à l'arrêt pour procéder aux investigations et aux remises en état nécessaires. Le redémarrage du réacteur est soumis à l'accord du directeur de la sûreté des installations nucléaires. En raison de plusieurs défaillances indépendantes et simultanées dont celle d'un système de sauvegarde au moment où il était requis pour la sûreté du réacteur, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES par le directeur de la sûreté des installations nucléaires sur proposition de l'exploitant.

DSIN Paris, le 19 juin 1998 COMMUNIQUE DE PRESSE Le Directeur de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) a décidé, conformément à la proposition de l'exploitant, de classer au niveau 2 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) l'incident survenu le 11 juin 1998 sur le réacteur n°2 de la centrale nucléaire de Belleville (Cher). Alors que le réacteur était en fonctionnement, la réalisation d'un essai périodique sur le circuit d'aspersion de l'enceinte (circuit EAS) a provoqué, pour une raison encore inexpliquée, le déclenchement intempestif de l'aspersion de l'enceinte. Cette aspersion a entraîné l'arrêt des pompes primaires, puis l'arrêt automatique du réacteur. Lors de cet arrêt d'urgence, l'une des 65 grappes de commande, dont la chute permet d'arrêter la réaction nucléaire, est restée bloquée en position haute. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement. Il a toutefois mis en évidence plusieurs défaillances indépendantes et simultanées, dont celle d'un système de sauvegarde important au moment où il était requis pour la sûreté du réacteur. L'exploitant maintiendra le réacteur à l'arrêt le temps nécessaire pour procéder aux investigations et aux remises en état nécessaires. Son redémarrage sera soumis à l'approbation de la DSIN. Ci-joint : le communiqué relatif à l'incident diffusé le 19/06/98 sur le service télématique 3614 MAGNUC Contact presse : Sandrine Le Breton Tél. : 01 43 19 39 61

26 juin

BELLEVILLE Réacteur 2. Arrêt automatique du réacteur provoqué par le déclenchement intempestif du circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS). Blocage en position haute d'une grappe de commande lors de cet arrêt. Le 11 juin, alors que le réacteur était en fonctionnement, le déclenchement intempestif du circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS) a entraîné l'arrêt des pompes primaires puis l'arrêt d'urgence du réacteur, arrêt au cours duquel une grappe de commande est restée bloquée en position haute. En cas d'accident, le circuit EAS pulvérise de l'eau dans l'enceinte du réacteur, afin d'en diminuer la pression et la température, et d'éliminer l'iode radioactif. La réalisation d'un essai périodique sur le circuit EAS a entraîné, pour une raison encore inexpliquée, le déclenchement intempestif de l'aspersion de l'enceinte et l'émission d'un ordre d'isolement de l'enceinte qui a notamment conduit à l'interruption du

refroidissement des pompes primaires et à l'arrêt de celles-ci. Au cours de la baisse de charge qui a précédé l'arrêt d'urgence du réacteur, l'une des 65 grappes de commande est restée bloquée en position haute ; elle n'a pas non plus chuté lors de l'arrêt. Les grappes de commande, qui contiennent des matériaux absorbant les neutrons, sont un des moyens dont dispose l'exploitant pour contrôler la réaction nucléaire, en les insérant ou en les retirant du cœur. La chute des grappes de commande permet d'arrêter immédiatement la réaction nucléaire. L'exploitant a alors appliqué les procédures incidentelles correspondant à la situation afin de ramener le réacteur dans un état sûr. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement. L'exploitant va maintenir le réacteur à l'arrêt pour procéder aux investigations et aux remises en état nécessaires. Le redémarrage du réacteur est soumis à l'accord du directeur de la sûreté des installations nucléaires. En raison de plusieurs défaillances indépendantes et simultanées dont celle d'un système de sauvegarde au moment où il était requis pour la sûreté du réacteur, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES par le directeur de la sûreté des installations nucléaires sur proposition de l'exploitant.

2 octobre

BELLEVILLE COMMUNIQUE DE PRESSE (Paris, le 23 septembre 1998) Centrale nucléaire de Belleville La Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) a constaté que le taux de fuite des enceintes internes des tranches 1 et 2 de la centrale nucléaire de Belleville était plus élevé que prévu. La DSIN a vérifié que ce taux ne présentait aucun problème de sûreté pour les populations et l'environnement. Le gouvernement a en conséquence décidé qu'il n'y avait pas lieu de maintenir à l'arrêt ces deux tranches. La DSIN met en demeure EDF de réparer l'enceinte interne de chacune des deux tranches d'ici la fin 1999. Ces travaux permettront de renforcer sensiblement l'étanchéité des enceintes. La DSIN impose à EDF, d'ici ces réparations, des mesures complémentaires visant à renforcer la surveillance d'une part des tuyauteries du circuit primaire, d'autre part du système de filtration des rejets. Contact presse : Sébastien DELERUE Tél : 01 43 19 39 61

13 novembre

BELLEVILLE Réacteur 2 Autorisation de redivergence Le 12 novembre 1998, la Direction de la sûreté des installations nucléaires a autorisé la redivergence du réacteur n° 2 de Belleville. Ce réacteur était à l'arrêt depuis l'incident d'aspersion intempestive survenu le 11 juin 1998. Pendant l'été, une légère diminution du débit du circuit primaire est apparue. A la suite des investigations menées par l'exploitant, l'hypothèse de l'apparition d'une rugosité de l'intérieur du circuit primaire due à un faible dépôt d'oxydes sur ses parois a paru la plus vraisemblable. 1/3 Un traitement chimique d'hydrogénation a permis de retrouver un débit quasiment normal dans le circuit primaire. L'autorisation de redivergence a été accordée par l'Autorité de sûreté sous deux conditions : - la montée en puissance ne pourra avoir lieu qu'après une mesure de la répartition du flux neutronique dans le cœur, permettant de détecter un éventuel dépôt d'oxydes sur les éléments combustibles ; - l'Autorité de sûreté met en demeure EDF, de réparer l'enceinte interne d'ici la fin 1999 ; ces travaux permettront de renforcer sensiblement l'étanchéité de cette enceinte.

26 novembre

BELLEVILLE (Cher) Réacteur 2 Autorisation de redivergence Le 12 novembre 1998, la Direction de la sûreté des installations nucléaires a autorisé la redivergence du réacteur n° 2 de Belleville. Ce réacteur était à l'arrêt depuis l'incident d'aspersion intempestive survenu le 11 juin 1998. Pendant l'été, une légère diminution du débit du circuit primaire est apparue. A la suite des investigations menées par l'exploitant, l'hypothèse de l'apparition d'une rugosité de l'intérieur du circuit primaire due à un faible dépôt d'oxydes sur ses parois a paru la plus vraisemblable. Un traitement chimique d'hydrogénation a permis de retrouver un débit quasiment normal dans le circuit primaire. L'autorisation de redivergence a été accordée par l'Autorité de sûreté sous deux conditions : - la montée en puissance ne pourra avoir lieu qu'après une mesure de la répartition du flux neutronique dans le cœur, permettant de détecter un éventuel dépôt d'oxydes sur les éléments combustibles ; - l'Autorité de sûreté met en demeure EDF, de réparer l'enceinte interne d'ici la fin 1999 ; ces travaux permettront de renforcer sensiblement l'étanchéité de cette enceinte.

3 mars

CATTENOM Réacteur 3. Débordement d'un réservoir de traitement des effluents liquides. Le 19 février, alors que le réacteur était en phase de mise à l'arrêt, la soupape du réservoir de traitement des effluents liquides produits par le circuit primaire a rejeté de l'eau qui a été recueillie dans les gaines de ventilations des bâtiments de l'îlot nucléaire. Les effluents radioactifs liquides produits par le circuit primaire sont stockés dans un réservoir au cours de leur traitement avant d'être réutilisés. Afin de protéger ce réservoir contre les risques liés à une montée en pression excessive, il est équipé d'une soupape. Lors de la phase de mise à l'arrêt, une manoeuvre de conduite a provoqué une augmentation rapide du niveau du réservoir de traitement des effluents liquides, ce qui a eu pour conséquence une ouverture de la soupape de protection de ce réservoir et l'injection d'eau radioactive vers des gaines de ventilations. L'eau est restée confinée dans les bâtiments de l'îlot nucléaire. Par précaution, l'exploitant a aussitôt procédé à une évacuation préventive du personnel présent dans ces bâtiments et à un contrôle médical de ces agents qui n'a révélé aucune contamination. Cet incident, sans conséquence pour le personnel et l'environnement,

est classé au niveau 0 de l'échelle INES, sous réserve des résultats des analyses en cours pour en déterminer les causes.

26 juin

CATTENOM Réacteur 2. Débit d'air à la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires du réacteur inférieur au niveau requis. Le 15 juin, alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a constaté que le débit d'air à la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) était descendu en dessous du débit requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE) (180 000 Nm³/h). La même anomalie a également été constatée le 16 juin. Ces baisses de débit ont été causées par le déclenchement automatique du circuit de ventilation principale (DVN) à la suite d'interventions préalables à l'entretien des tableaux électriques. Le circuit DVN est un circuit de ventilation qui assure en fonctionnement normal le maintien des conditions ambiantes nécessaires pour le personnel et pour le bon fonctionnement des matériels du BAN. Les ventilateurs d'extraction de ce circuit assurent également le débit principal à la cheminée du BAN, qui collecte les rejets gazeux en provenance de divers bâtiments et du circuit de traitement des effluents gazeux. Le débit d'air à la cheminée du BAN doit permettre d'assurer une concentration suffisamment faible des produits radioactifs relâchés dans l'environnement. Les actions de remise en service ont été immédiatement entreprises ; il n'y a pas eu de rejet d'effluents gazeux durant le dysfonctionnement du circuit DVN. Le débit a été inférieur au débit nominal durant 9 minutes le 15 juin et 3 minutes le 16 juin. En raison d'un manque d'efficacité dans la mise en oeuvre d'un même "dossier d'activité" ayant entraîné à deux reprises une dégradation de la fonction de confinement, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

21 août

CATTENOM Réacteur 1. Diminution de la dépression dans l'espace inter-enceinte en dessous des valeurs requises. Le 14 juin 1997, pour contrôler le bon fonctionnement du circuit électronique d'une alarme, l'exploitant a diminué la dépression dans l'espace inter-enceinte en dessous des valeurs requises par les spécifications techniques d'exploitation (STE). L'enceinte de confinement d'un réacteur à eau sous pression de 1300 MW est constituée de deux parois en béton ; l'espace entre ces deux parois est maintenu en dépression par un circuit de ventilation et de filtration, garantissant l'étanchéité de l'enceinte du réacteur vis-à-vis de l'environnement. Les spécifications techniques d'exploitation indiquent que cet espace interenceinte doit présenter une dépression d'au moins 17,4 millibars par rapport à l'extérieur. Une telle règle ne peut être transgressée, sauf dérogation et mesures compensatoires approuvées par l'Autorité de sûreté. Un défaut ayant été constaté sur l'alarme contrôlant le niveau de cette dépression, l'exploitant est intervenu sur le circuit électronique afin de vérifier son bon fonctionnement. Or, l'équipe de conduite a utilisé une règle d'essai inappropriée à l'état dans lequel se trouvait le réacteur et a été amenée à réduire la dépression dans l'espace inter-enceinte à un niveau inférieur aux valeurs requises par les spécifications techniques d'exploitation. Cet événement a été mis en évidence par les inspecteurs de l'Autorité de sûreté lors d'une visite de surveillance réalisée le 29 avril 1998. Après analyse des justifications fournies par l'exploitant, le Directeur de la sûreté des installations nucléaires lui a demandé de déclarer cet incident et l'a classé au niveau 1 de l'échelle INES, en raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation.

15 mai

FLAMANVILLE Réacteur 2. Redémarrage du réacteur alors qu'une pompe requise pour son fonctionnement était indisponible. Le 27 avril, lors des opérations de redémarrage après arrêt décennal, l'exploitant a détecté qu'une pompe nécessaire au fonctionnement du réacteur n'avait pas subi avec succès les tests préalables à sa mise en route. Dans ces conditions, l'étanchéité du circuit primaire, qui constitue la deuxième barrière de sûreté entre les matières radioactives et l'environnement, n'était pas alors garantie. La prise en compte tardive par l'exploitant du fonctionnement dégradé de la pompe et une mauvaise interprétation de la conduite prescrite par les spécifications techniques d'exploitation (STE) justifient le classement de cet événement au niveau 1 de l'échelle INES.

18 septembre

FLAMANVILLE Réacteur 1. Non-respect de certains des termes d'une dérogation aux spécifications techniques d'exploitation (STE). Lors d'une inspection de l'Autorité de sûreté réalisée le 27 août, il a été constaté que l'exploitant n'avait pas respecté certains des termes d'une dérogation aux STE accordée par la DSIN. Le 22 août, le réacteur avait été ramené en arrêt à froid pour effectuer une opération de maintenance sur une des batteries. Cette opération nécessitait une dérogation aux STE car elle impliquait de rendre indisponible la batterie concernée. La dérogation avait été accordée sous la condition qu'aucun matériel important pour la sûreté ne soit rendu volontairement indisponible pendant les travaux. Or, en réalisant une manœuvre courante d'exploitation (brassage de bâches) et une opération programmée de changement de filtre sur des balises de surveillance de la radioactivité, l'exploitant a créé volontairement des indisponibilités de matériels. Par ailleurs, l'exploitant avait indiqué dans sa demande de dérogation qu'il ajouterait quatre éléments neufs à une batterie dont le comportement électrique n'était plus satisfaisant. Il a en fait utilisé quatre éléments usagés d'une ancienne batterie provenant d'une autre centrale. Ces écarts traduisent une préparation insuffisante de l'intervention sur la batterie, une attention insuffisante en ce qui concerne des indisponibilités de matériels qui ont été générées, alors que la dérogation les interdisait. De surcroît, ces écarts n'avaient pas été détectés par l'exploitant et c'est

l'inspection de l'Autorité de sûreté, réalisée quelques jours après l'opération, qui a permis de les découvrir. Compte tenu de la succession des dysfonctionnements dans le processus d'assurance qualité encadrant l'opération de maintenance de la batterie, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

2 octobre

FLAMANVILLE Réacteur 1 Non-respect de la concentration en bore du circuit primaire du réacteur. Le 18 septembre, alors que le réacteur était à l'arrêt pour maintenance, l'exploitant a réalisé un essai de mesure du temps de chute des grappes de commandes au cours duquel la concentration en bore du circuit primaire est passée à un niveau inférieur à la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Pour contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration en bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ; - introduire les grappes de commandes dans le cœur ou les en retirer, ces grappes contenant des matériaux absorbant les neutrons. Afin de garantir le bon fonctionnement des grappes de commandes qui permettent d'étouffer efficacement la réaction nucléaire en cas d'arrêt automatique du réacteur, l'exploitant procède régulièrement à des essais de chute de grappes dans le cœur. Lors de la préparation de l'essai, l'équipe de conduite n'a pas effectué les mesures de vérification requises afin de mesurer la concentration en bore de l'un des réservoirs connecté au circuit primaire. Les opérateurs ont utilisé des mesures antérieures à l'essai, qui comportaient des informations erronées. Ces mesures erronées ont apporté l'équipe de conduite à diminuer la concentration en bore de l'eau du circuit primaire, alors qu'elle aurait dû procéder à la manœuvre inverse. La concentration en bore est ainsi passée sous la limite minimale requise par les spécifications techniques d'exploitation. Les alarmes des dispositifs de surveillance ont averti l'équipe de conduite de ce défaut. Les opérateurs ont néanmoins légèrement tardé avant de réinjecter de l'eau fortement borée et de repositionner une partie des grappes de commandes afin de ramener le réacteur dans un état conforme aux spécifications techniques d'exploitation. Compte tenu de la répétition de cet incident dans des conditions similaires, démontrant l'absence de prise en compte du retour d'expérience en matière de risque de dilution du circuit primaire dans la phase de conduite considérée, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

9 octobre

GOLFECH Réacteur 2 Non-respect d'une condition associée à une dérogation aux spécifications techniques d'exploitation Le 28 septembre, lors d'une opération de contrôle des chaînes de "puissance" de mesure du flux neutronique du cœur du réacteur, l'exploitant n'a pas respecté une des conditions associées à une dérogation aux spécifications techniques d'exploitation (STE) accordée par l'Autorité de sûreté. L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela de divers moyens de mesure, quatre chaînes de "puissance" utilisées en fonctionnement normal, quatre chaînes "intermédiaires" utilisées lors du démarrage du réacteur, et quatre chaînes "sources" capables de mesurer de très faibles flux lorsque le réacteur est à l'arrêt. Lorsque le réacteur est en fonctionnement normal, il est nécessaire de contrôler régulièrement le réglage des chaînes de "puissance". Cette vérification impose de rendre inopérante temporairement la chaîne de mesure contrôlée; c'est pourquoi une dérogation aux STE est nécessaire. Cette dérogation a été accordée par l'Autorité de sûreté sous réserve que certaines conditions soient respectées, en particulier qu'aucun autre matériel important pour la sûreté du réacteur ne soit indisponible au même instant. Or, en raison d'une préparation insuffisante de l'intervention, cette condition n'a pas été respectée, puisque, au même moment, une vanne de la ligne de décharge de la vapeur à l'atmosphère était défailante et déclarée indisponible. Cet incident a été détecté par l'équipe de conduite 50 minutes après le début de l'intervention. Celle-ci a immédiatement été interrompue, et la chaîne de "puissance" concernée remise en service. En raison d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

13 novembre

GOLFECH Réacteur 2 Mauvais réglage temporaire des dispositifs de mesure du flux neutronique du réacteur. Le 14 octobre, une modification programmée du réglage des quatre chaînes de "puissance" de mesure du flux neutronique a été réalisée de manière incomplète, ce qui a provoqué temporairement le mauvais réglage de celles-ci. En effet, la lecture de la puissance nucléaire par ces dispositifs de mesure s'est trouvée diminuée de 7 % par rapport au flux réel pendant environ 30 heures. L'exploitant doit surveiller en permanence le flux de neutrons émis par le cœur pour pouvoir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela de divers moyens de mesure : quatre chaînes de "puissance" utilisées en fonctionnement normal, quatre chaînes "intermédiaires" utilisées lors du démarrage du réacteur, et quatre chaînes "sources" capables de mesurer de très faibles flux lorsque le réacteur est à l'arrêt. Lorsque le réacteur arrive en fin de cycle et que le taux d'usure du combustible nucléaire devient important, il est nécessaire d'abaisser régulièrement la température moyenne de fonctionnement du réacteur. L'abaissement de cette température influe sur le fonctionnement des chaînes de puissance, la valeur du flux neutronique mesuré ne correspondant plus à la valeur réelle. Pour corriger ce phénomène, l'exploitant procède, à partir d'une certaine température, à la modification de plusieurs paramètres de réglage des chaînes de puissance. Cette modification a été réalisée le 14 octobre successivement sur les quatre chaînes de puissance. Cette modification a été réalisée le 14 octobre

successivement sur les quatre chaînes, mais de manière incomplète. L'anomalie a été détectée le lendemain, à l'occasion d'un essai effectué hebdomadairement. Le réglage des chaînes de puissance a aussitôt été 3/4 corrigé. Par ailleurs, l'analyse systématique des résultats d'essais réalisée en différé le 4 novembre 1998 a montré que la valeur du flux neutronique mesurée par les quatre chaînes de puissance avait été inférieure de 7 % à la valeur réelle pendant la durée de ce mauvais réglage, c'est à dire environ 30 heures. Cet incident n'a pas eu de conséquences sur l'environnement. Il est toutefois classé au Niveau 1 de l'échelle INES car il a concerné simultanément les quatre chaînes de puissance.

10 avril

NOGENT/SEINE Réacteur 2. Surinsertion de grappes de commande. Le 2 mars, alors que le réacteur était en cours de réduction de puissance, certaines grappes de commande se sont insérées automatiquement dans le coeur à un niveau inférieur à celui imposé par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Afin de contrôler la réaction nucléaire dans le coeur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ; - introduire les grappes de commande dans le coeur ou les en retirer ; ces grappes de commande contiennent des matériaux absorbant les neutrons. Afin de pouvoir arrêter le réacteur rapidement en cas de nécessité, il convient de maintenir certaines grappes à un niveau suffisamment haut pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire, et pour que les distributions de puissance dans le coeur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté. L'insertion automatique des grappes en dessous de la limite autorisée a déclenché une alarme. La fiche d'intervention associée à cette alarme demande à l'exploitant d'ajouter du bore dans le circuit primaire dans un délai de 8 minutes si les grappes concernées n'ont pas rejoint la position prescrite. L'exploitant est intervenu pour replacer les grappes de commande au niveau requis ; constatant un début de remontée des grappes, il n'a pas jugé nécessaire d'engager l'ajout de bore prescrit par la fiche d'alarme. Les grappes sont restées insérées 13 minutes en dessous de la position autorisée. En raison du non-respect de la conduite à tenir en cas de sortie des limites et conditions d'exploitation et de la répétition d'un événement déjà survenu sur le parc, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

28 août

NOGENT/SEINE Réacteur 1. Extraction intempestive d'un assemblage combustible hors du coeur du réacteur lors de l'enlèvement des éléments internes supérieurs de la cuve. Le 19 août, alors que le réacteur était arrêté pour maintenance et remplacement de combustible, un assemblage combustible est resté accroché aux structures internes supérieures de la cuve au cours de leur enlèvement. La cuve du réacteur contient le combustible nucléaire, constitué de 193 assemblages combustibles. Ces assemblages sont maintenus dans la cuve par des structures dénommées "internes inférieurs" et "internes supérieurs". A l'issue de chaque cycle de fonctionnement, les assemblages combustibles sont déchargés puis entreposés dans la piscine du bâtiment du combustible. Leur déchargement impose, après l'ouverture de la cuve, l'enlèvement des structures internes supérieures. L'ensemble de ces opérations de manutention sont effectuées sous eau, afin d'assurer le refroidissement des assemblages combustibles et la protection radiologique des opérateurs. Le 19 août, alors qu'il procédait à la remontée progressive des internes supérieurs, l'exploitant a constaté qu'un assemblage combustible était accroché à ces matériels. Les opérations ont été arrêtées ; l'assemblage toujours intégralement sous eau est resté suspendu aux internes supérieurs. Il avait été extrait du coeur sur environ 4 mètres, sa longueur totale étant de près de 5 mètres. Aucune émission de produit radioactif n'a été détectée dans le bâtiment réacteur. L'exploitant a néanmoins fait procéder à l'évacuation totale de ce bâtiment et en a interdit l'accès. L'analyse par la DSIN, la DRIRE et l'IPSN des dispositions prévues par l'exploitant est en cours. Compte tenu de l'apparition d'une anomalie susceptible d'affecter l'intégrité d'un assemblage combustible, cet incident, initialement déclaré au niveau 0 de l'échelle INES, a été reclassé au niveau 1 par l'Autorité de sûreté.

13 mars

PALUEL Réacteurs 3 et 4. Mauvais réglage du système de protection contre le manque d'eau d'un générateur de vapeur. Le 26 février, alors que le réacteur 4 était en fonctionnement au maximum de puissance autorisée, un contrôle périodique a révélé que le seuil de réglage du système de protection contre le manque d'eau dans le générateur de vapeur était de 4 % inférieur à la valeur minimale fixée par les spécifications techniques d'exploitation. Les réacteurs à eau sous pression de 1300 MWe comportent quatre générateurs de vapeur qui sont des échangeurs thermiques entre l'eau du circuit primaire, portée à haute température (320°C) et pression élevée (155 bar) dans le coeur du réacteur, et l'eau du circuit secondaire, qui se transforme en vapeur et alimente la turbine pour produire du courant alternatif. Le système de protection contre le manque d'eau dans le générateur de vapeur intervient, le réacteur étant à pleine puissance, si le débit d'eau devient inférieur à une valeur seuil (117 t/h) et provoque alors le démarrage de l'alimentation de secours en eau et le déclenchement de la turbine. En l'occurrence, cette anomalie n'a pas eu de conséquence ; en revanche, si l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur avait été défaillante, la protection se serait déclenchée plus tard que prévu (seuil réglé à 111,75 t/h au lieu de 117). Cette anomalie provient d'une erreur dans la réécriture en décembre 1997 de la procédure applicable aux réacteurs 3 et 4 de Paluel. Le contrôle périodique se faisant à raison d'une boucle secondaire par mois et par réacteur, les seuils des boucles 2 et 3 des réacteurs 3 et 4 ont également été

trouvés décalés (de 2 à 6 %). Les mesures correctives ont été prises pour remettre en conformité les quatre capteurs mal réglés. Un contrôle supplémentaire par sondage des procédures nouvelles ou modifiées a été engagé par EDF. En raison d'une erreur de réglage ayant affecté les protections de sûreté de deux réacteurs différents, cette anomalie a été classée au niveau 1 de l'échelle INES.

29 mai

PALUEL Réacteur 2. Non-respect d'un engagement lié à une autorisation de dérogation aux Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). Le 3 mai, alors que le réacteur était en cours de redémarrage après arrêt pour rechargement en combustible et visite partielle, l'exploitant a constaté que la turbine à combustion du site n'était pas reliée aux alimentations électriques du réacteur. La turbine à combustion est un groupe électrogène mobile, commun à tous les réacteurs du site. Ce groupe est utilisé en ultime secours sur un réacteur en cas de perte totale des autres sources d'alimentation électrique. L'exploitant avait demandé à la DSIN une autorisation de déroger aux STE pour réaliser un essai sur un groupe turboalternateur de secours. Il s'était engagé à relier préventivement la turbine à combustion aux alimentations électriques du réacteur avant le début de l'essai. La DSIN avait donné son accord. Le 3 mai, alors que l'essai était déjà engagé, l'exploitant a constaté que la turbine à combustion n'avait pas été reliée aux alimentations électriques du réacteur 2. La situation a immédiatement été corrigée avant poursuite de l'essai. Un premier événement relatif à l'application d'une dérogation s'étant produit le jour même, le présent incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES en raison de lacunes d'organisation révélatrices d'un manque de culture de sûreté.

12 juin

PALUEL Réacteur 3. Indisponibilité de quatre capteurs de radioactivité requis dans l'état considéré du réacteur. Le 18 mai, alors que le réacteur était en cours de rechargement en combustible, l'exploitant a découvert, lors d'une vérification, qu'à la suite d'opérations de maintenance, une vanne de la tuyauterie d'amenée d'air aux capteurs du système de mesure de la radioactivité de l'air du bâtiment du réacteur avait été oubliée en position fermée, rendant indisponibles lesdits capteurs. Cette anomalie, qui a duré 24 heures, aurait dû être détectée lors des contrôles préalables au rechargement en combustible. Dès sa découverte, l'exploitant a procédé à la réouverture de la vanne. Cet incident n'a pas eu de conséquences pour le personnel et pour l'environnement. En tout état de cause, deux capteurs complémentaires utilisés lors de la manutention du combustible étaient opérationnels, et auraient détecté un éventuel dégagement de gaz radioactifs au-dessus de la piscine du bâtiment du réacteur. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

12 juin

PALUEL Réacteur 2. Exposition de personnels d'intervention à proximité d'une tuyauterie du circuit de traitement des effluents usés située hors zone contrôlée. Le 18 mai, 18 m3 d'effluents radioactifs ont été transférés involontairement d'un réservoir du circuit de traitement des effluents usés de l'îlot nucléaire (TEU), situé en zone contrôlée, vers un réservoir du circuit de rejet des effluents nucléaires (KER), situé hors zone contrôlée, ce qui a provoqué une exposition d'agents travaillant à proximité de ce circuit. Préalablement à leur rejet, les effluents radioactifs liquides sont dirigés vers différents réservoirs selon leur origine et leur radioactivité. Les effluents faiblement radioactifs de l'îlot nucléaire sont dirigés vers les réservoirs de recueil et de contrôle du circuit TEU avant d'être évacués, lorsque leur radioactivité le permet, vers le circuit de rejet des effluents produits par la centrale (dit circuit KER). Les règles d'exploitation (RGE) prévoient que la vidange d'un réservoir ne doit être effectuée qu'après la réalisation de prélèvements représentatifs de son contenu obtenus par brassage. Un brassage était en cours depuis vingt minutes sur un réservoir TEU lorsque les opérateurs ont constaté la baisse de 18 m3 de son niveau. L'exploitant a alors immédiatement suspendu cette opération. En fait, sans tenir compte d'une intervention déjà en cours sur les circuits de transfert d'éléments très faiblement radioactifs, l'équipe de conduite a procédé à un positionnement de vanne incompatible avec l'état du circuit. Les 18 m3 de fluide ainsi évacués du réservoir TEU ont circulé à proximité d'un chantier hors zone contrôlée. La dose reçue par les sept agents présents à proximité de la tuyauterie incriminée est estimée entre 13 et 25 microSv pour une limite annuelle admissible de 5000 microSv pour le grand public et les travailleurs non affectés aux travaux sous rayonnements ionisants. Cet incident, qui n'a pas eu d'impact sur l'environnement, est pour l'instant classé au niveau 0 de l'échelle INES, en l'attente des résultats de l'analyse en cours.

28 août

PALUEL Réacteur 4. Exposition de personnel d'intervention à proximité d'un circuit vapeur situé hors zone contrôlée. Du 2 au 19 août, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement et maintenance décennale, des opérateurs intervenant à proximité d'un circuit d'une tuyauterie de vapeur située hors de la zone contrôlée ont été exposés à des rayonnements. Les tuyauteries principales de vapeur assurent la circulation de la vapeur entre les générateurs de vapeur et la turbine. Elles sont au nombre de quatre sur les réacteurs de 1300 MWe. L'une de ces tuyauteries passe à proximité du toit du local contenant la réserve d'eau qui permet le refroidissement de la piscine de stockage du combustible (bâche PTR). Des opérateurs sont intervenus sur cette tuyauterie entre le 2 et le 19 août, alors que le niveau d'irradiation à ce poste de travail situé hors zone contrôlée était anormalement élevé. Cette anomalie a été détectée fortuitement par le service de radioprotection du site le 19 août. Les investigations menées par l'exploitant ont montré que les mouvements d'eau entre la bâche PTR et le circuit primaire effectués au

cours de la préparation de l'épreuve décennale du circuit primaire avaient entraîné un transfert de radioactivité entre les deux circuits. Du fait de la présence d'environ 3000 m³ d'eau contaminée, la zone de travail concernée présentait un débit de dose maximal de 0,01 mSv/h. Une évaluation majorante réalisée par l'exploitant a montré que, dans l'hypothèse où un intervenant aurait été exposé à ces rayonnements durant la durée du chantier, il aurait absorbé une dose correspondant à 1/10 ème de la limite annuelle autorisée. Cet incident, qui n'a pas eu d'impact sur l'environnement, a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

4 septembre

PALUEL Réacteur 3. Non-respect d'une procédure de contrôle de la réactivité imposée par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le 24 août, alors que le réacteur était en fonctionnement à 32 % de sa puissance nominale, les grappes de commande du réacteur se sont insérées automatiquement dans le coeur à un niveau inférieur à la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation (STE), et la conduite à tenir en pareille situation n'a pas été respectée. Afin de contrôler la réaction nucléaire dans le coeur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration en bore de l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ; - introduire les grappes de commande dans le coeur ou les en retirer ; ces grappes de commande contiennent des matériaux absorbant les neutrons. Afin de pouvoir arrêter le réacteur rapidement en cas de nécessité, il convient de maintenir certaines grappes à un niveau suffisamment haut pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire, et pour que les distributions de puissance dans le coeur du réacteur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté. Il existe pour ce cas une alarme, associée à une fiche d'alarme qui demande à l'exploitant d'ajouter du bore. Le 21 août, l'arrivée massive d'algues dans la station de pompage de l'eau de mer a provoqué une interruption de fonctionnement des deux pompes de circulation d'eau de mer destinée au refroidissement de la vapeur, ce qui a entraîné un arrêt automatique de la turbine de l'alternateur, puis l'arrêt du réacteur. Cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES. Le 24 août, il y a eu une nouvelle arrivée importante d'algues. L'exploitant a décidé d'interrompre l'envoi de la vapeur sur la turbine de l'alternateur, en utilisant un circuit de contournement de la turbine qui a nécessité la diminution très rapide de la puissance fournie par le coeur du réacteur. Des grappes se sont insérées automatiquement sans arrêt du réacteur, mais elles sont descendues en dessous de la limite fixée par les STE. Une alarme de contrôle de la réactivité est apparue, mais elle n'a pas été immédiatement détectée par l'équipe de conduite. L'exploitant a ajouté un mètre cube d'eau (non borée) dans le circuit primaire afin de faciliter le pilotage ultérieur du réacteur. L'exploitant a vu l'alarme 11 minutes après son apparition. L'ajout de bore requis n'a pas été effectué ; l'exploitant a poursuivi son action de remontée de grappes, sans borification, en s'attendant à retrouver une position conforme des grappes de façon rapide. La durée totale d'insertion de grappes sous la limite a été de 27 minutes. Pendant cette période, il y a eu une diminution d'une partie de la capacité d'étouffement en cas de chute de l'ensemble des grappes lors d'un éventuel arrêt automatique du réacteur. Des incidents de ce type se sont déjà produits sur d'autres réacteurs (fin 1995) ; le retour d'expérience aurait dû être pris en compte pour éviter leur renouvellement. Une inspection le 2 septembre a porté sur ces deux incidents successifs. En raison de son importance pour la sûreté, du non-respect de la conduite à tenir en cas de sortie des limites et conditions de fonctionnement et de la répétition d'incidents similaires déjà survenus sur le parc, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

6 novembre

PALUEL Réacteur 4 Erreur de câblage sur le système d'élaboration des protections (le 19 octobre) Le 19 octobre, au cours des essais de requalification du système de pilotage du réacteur après arrêt pour maintenance annuelle, une transmission erronée de la position des grappes de contrôle au système d'élaboration des protections a été détectée. Afin que le coeur du réacteur ne subisse pas de dommage notable en cas d'accident, la répartition du flux de chaleur ne doit pas connaître de trop forte hétérogénéité. Pour éviter qu'une élévation localisée de température se produise dans le réacteur, celui-ci est équipé d'un système d'élaboration des protections, qui fixe automatiquement la position des grappes de commande. A la suite d'une intervention de contrôle réalisée pendant l'arrêt de tranche, les opérateurs ont effectué un mauvais câblage des liaisons (inversion des connexions) assurant la transmission de données entre le système de contrôle de la grappe de la position des grappes de commande et le système d'élaboration des protections. En raison de cette erreur de connexion, les informations reçues par le système de protection concernant la position des grappes de commande étaient interverties pour quatre d'entre elles, entraînant un risque de mauvais fonctionnement de ce système. Seul le système d'élaboration a été affecté par cette anomalie. Le système de pilotage des grappes est quant à lui resté opérationnel, en raison de la disponibilité en salle de commande des données relatives à la position des grappes et de leur manoeuvrabilité. Dès la découverte de l'incident, la connexion a été remise en conformité et la liaison a été requalifiée. 3/4 En raison de la réalisation de la même erreur de connexion sur les quatre unités du système de protection, démontrant une prise en compte insuffisante du risque lié à une intervention sur des équipements redondants, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

23 octobre

PENLY Réacteur 1 Légère contamination de deux personnes par des particules radioactives (le 15 octobre) Le 15 octobre, lors du remplacement des ampoules électriques des projecteurs immergés dans la piscine de transfert du bâtiment combustible de la tranche 1, deux personnes ont été légèrement contaminées par des particules radioactives. Lors de cette opération, le système d'éclairage est extrait mécaniquement de la piscine puis manipulé pour démontage des ampoules. Lors de cette manipulation, les intervenants étaient équipés de protections externes destinées à éviter toute contamination par contact. En revanche, ils ne portaient pas de protections respiratoires. Selon l'exploitant, le risque de contamination par inhalation n'était pas à prendre en compte. En effet, à la sortie du matériel de la piscine, la contamination est piégée dans la pellicule d'eau et ne peut donc pas se disperser dans l'atmosphère. Dans le cas présent, l'intervention ayant été retardée, la pellicule d'eau a séché. Les manipulations ont alors entraîné la dispersion des particules et la contamination interne par inhalation des agents. Ce risque a été sous-estimé par l'exploitant. Les premiers examens effectués par le service médical de l'exploitant ont révélé une contamination maximale des deux agents de l'ordre de 10 % de la limite annuelle admissible pour les personnels d'exploitation. Cet incident a été classé au niveau 0 à l'échelle de INES, compte tenu du faible niveau de contamination.

13 mars

ST-ALBAN Réacteur 2. Non-respect de la périodicité de réalisation d'un contrôle sur une pompe. Le 3 mars, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que l'intervalle entre deux contrôles réglementaires des vibrations d'une pompe du circuit EAS était de 5 mois et 14 jours au lieu des 4 mois maximum prescrits par les spécifications techniques d'exploitation. Le circuit EAS pulvérise, en cas d'accident, de l'eau contenant de la soude dans l'enceinte du réacteur afin d'en diminuer la pression et la température, et d'éliminer l'iode radioactif. Il comprend notamment 2 files redondantes de pulvérisation dotées chacune d'une pompe, d'un échangeur de chaleur et de 4 rampes d'aspersion placées en partie haute de l'enceinte de confinement, afin de couvrir par aspersion la totalité de la surface de l'enceinte. Le 3 mars, l'exploitant a découvert qu'aucune mesure de vibration d'une des pompes n'avait été réalisée entre le 20 juin 1997 et le 4 décembre 1997. Le dernier contrôle de décembre n'avait pas mis en évidence d'anomalie. Un incident similaire s'était produit le 23 juin 1997 sur le réacteur 1. En raison d'un non-respect des spécifications techniques d'exploitation et de la répétition du même manquement à quelques mois d'intervalle, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

30 avril

ST-ALBAN Réacteur 2. Ouverture prohibée par les spécifications techniques d'exploitation (STE) d'une vanne du tube de transfert situé entre la piscine du bâtiment du réacteur et la piscine de stockage du combustible. Le 8 avril, alors que le réacteur était à l'arrêt pour visite décennale et renouvellement d'une partie du combustible, l'exploitant a ouvert la vanne du tube de transfert situé entre la piscine du bâtiment du réacteur et la piscine de stockage du combustible, ce qui est prohibé par les spécifications techniques d'exploitation (STE) dans la situation considérée de l'installation. La piscine du bâtiment du réacteur (BR) comporte deux bassins séparés par une cloison amovible, appelée batardeau. Le premier bassin contient la cuve du réacteur et le deuxième des éléments internes à la cuve qui y sont déposés lors des arrêts du réacteur. Ces bassins peuvent être remplis ou vidés indépendamment l'un de l'autre. La piscine de stockage du combustible a deux fonctions : d'une part, elle reçoit l'ensemble des assemblages du cœur du réacteur pendant les arrêts pour rechargement, d'autre part, elle sert au stockage des assemblages usés dans l'attente de leur envoi vers une usine de traitement. Elle comporte trois parties séparées par des batardeaux, un compartiment de transfert relié au tube de transfert, une piscine de désactivation du combustible usé et un compartiment destiné à recevoir les châteaux de transport du combustible. Un tube équipé d'un chariot permet le transfert des éléments combustibles entre le bâtiment du réacteur et le bâtiment de stockage du combustible (BK). La manutention de ces éléments entre la piscine de désactivation dans le BK et la cuve s'effectue alors que toutes les piscines sont remplies d'eau borée. En dehors des phases de manutention, le tube de transfert est fermé par une vanne. Le batardeau, situé dans le BR, a notamment pour rôle de limiter la baisse du niveau d'eau de la piscine de désactivation en cas d'ouverture inopinée du batardeau situé entre la piscine de désactivation et le compartiment de transfert. Le jour de l'incident, afin de pouvoir réaliser les essais concernant le chariot du tube de transfert, alors que ... les piscines étaient remplies d'eau, l'exploitant a ouvert la vanne de fermeture de ce tube sans mettre en place le batardeau du BR comme le demandent les STE. Ces essais, qui étaient initialement prévus piscines vides, avaient fait l'objet d'une analyse de risque, qui n'a pas été révisée malgré les modifications des conditions d'interventions (piscines partiellement remplies). En raison du non-respect des STE, imputable à une lacune dans le processus d'assurance de la qualité, et compte tenu de la répétition d'un incident du même type survenu sur le même réacteur le 16 novembre 1996, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

7 mai

ST-ALBAN Réacteur 2. Ouverture prohibée par les spécifications techniques d'exploitation (STE) d'une vanne du tube de transfert situé entre la piscine du bâtiment du réacteur et la piscine de stockage du combustible. Le 8 avril, alors que le réacteur était à l'arrêt pour visite décennale et renouvellement d'une partie du combustible, l'exploitant a ouvert la vanne du tube de transfert situé entre la piscine du bâtiment du réacteur et la piscine de stockage du combustible, ce qui est prohibé par les

spécifications techniques d'exploitation (STE) dans la situation considérée de l'installation. La piscine du bâtiment du réacteur (BR) comporte deux bassins séparés par une cloison amovible, appelée batardeau. Le premier bassin contient la cuve du réacteur et le deuxième des éléments internes à la cuve qui y sont déposés lors des arrêts du réacteur. Ces bassins peuvent être remplis ou vidés indépendamment l'un de l'autre. La piscine de stockage du combustible a deux fonctions : d'une part, elle reçoit l'ensemble des assemblages du cœur du réacteur pendant les arrêts pour rechargement, d'autre part, elle sert au stockage des assemblages usés dans l'attente de leur envoi vers une usine de traitement. Elle comporte trois parties séparées par des batardeaux, un compartiment de transfert relié au tube de transfert, une piscine de désactivation du combustible usé et un compartiment destiné à recevoir les châteaux de transport du combustible. Un tube équipé d'un chariot permet le transfert des éléments combustibles entre le bâtiment du réacteur et le bâtiment de stockage du combustible (BK). La manutention de ces éléments entre la piscine de désactivation dans le BK et la cuve s'effectue alors que toutes les piscines sont remplies d'eau borée. En dehors des phases de manutention, le tube de transfert est fermé par une vanne. Le batardeau, situé dans le BR, a notamment pour rôle de limiter la baisse du niveau d'eau de la piscine de désactivation en cas d'ouverture inopinée du batardeau situé entre la piscine de désactivation et le compartiment de transfert. Le jour de l'incident, afin de pouvoir réaliser les essais concernant le chariot du tube de transfert, alors que les piscines étaient remplies d'eau, l'exploitant a ouvert la vanne de fermeture de ce tube sans mettre en place le batardeau du BR comme le demandent les STE. Ces essais, qui étaient initialement prévus piscines vides, avaient fait l'objet d'une analyse de risque, qui n'a pas été révisée malgré les modifications des conditions d'interventions (piscines partiellement remplies). En raison du non-respect des STE, imputable à une lacune dans le processus d'assurance de la qualité, et compte tenu de la répétition d'un incident du même type survenu sur le même réacteur le 16 novembre 1996, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

12 juin

ST-ALBAN ST-MAURICE Réacteur 1. Non-respect des prescriptions concernant la concentration en bore du circuit primaire dans l'état considéré du réacteur. Le 21 mars, alors que le réacteur était en cours de mise à l'arrêt, la concentration en bore du circuit primaire a été inférieure pendant 4 minutes à la valeur prescrite par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le bore est un corps ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire. Il est mélangé à l'eau du circuit primaire et permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire. A l'arrêt, des quantités supplémentaires de bore sont introduites dans le circuit primaire afin de prévenir toute possibilité de redémarrage intempestif de la réaction nucléaire. Le 21 mars, pour procéder au remplacement d'une pièce défectueuse sur le transformateur électrique principal, l'exploitant a engagé les opérations visant à mettre le réacteur en arrêt à froid (pression du circuit primaire inférieure ou égale à 31 bar et température inférieure ou égale à 180°C). Lors de cette opération, l'exploitant n'a pas procédé dans les délais imposés par les STE à la borification du circuit primaire. Après analyse, cet incident - initialement classé au niveau 0 - a été reclassé le 25 mai au niveau 1 de l'échelle INES en raison des lacunes constatées dans le processus d'assurance qualité.

14 août

ST-ALBAN Réacteur 1. Omission de la condamnation de vannes par l'exploitant. Le 29 juillet, lors du repli programmé du réacteur pour intervention, l'exploitant a omis de condamner des vannes d'arrivée d'eau dont la concentration en bore est inférieure à la concentration en bore du circuit primaire sur lequel elles sont connectées. Le bore est un corps ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire. Il est mélangé à l'eau du circuit primaire et permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire. A l'arrêt, des quantités supplémentaires de bore sont introduites dans le circuit primaire afin de prévenir tout redémarrage intempestif de la réaction nucléaire. Les circuits connectés au circuit primaire et dont la concentration en bore est inférieure à celle du circuit primaire doivent être isolés de ce circuit. Toute possibilité de dilution qui aurait pour conséquence la diminution intempestive de la concentration en bore du circuit primaire est ainsi évitée. Cet isolement est assuré par la fermeture des vannes concernées. De plus, pour éviter l'ouverture fortuite de ces vannes, les spécifications techniques d'exploitation requièrent la condamnation de leur dispositif de commande par les spécifications techniques d'exploitation. Cette condamnation n'a pas été réalisée par l'exploitant lors de la mise à l'arrêt du réacteur. En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et de la répétition d'un incident identique survenu le 20 octobre 1996, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

26 novembre

ST-ALBAN ST-MAURICE Réacteur 2 Non-conformité de la position des grappes de contrôle de la réaction nucléaire. Le 9 novembre, alors que le réacteur était en pleine puissance, l'exploitant s'est aperçu que la position des grappes de contrôle de la réaction nucléaire n'était pas conforme. Pour contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire, - introduire les grappes de commande dans le réacteur ou les en retirer ; ces grappes de commande contiennent des matériaux absorbant les neutrons. Il convient, en fonctionnement normal du réacteur, de maintenir certaines grappes à un niveau suffisant fixé par les

spécifications techniques d'exploitation (STE) pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire en cas d'arrêt d'urgence du réacteur et assurer une bonne répartition du flux de neutrons. La position des grappes est régulièrement réajustée lors d'essais périodiques pour tenir compte de l'usure du combustible. C'est au cours d'une réactualisation qu'une erreur de réglage a été réalisée, celle-ci a été détectée sept jours après lors de la réalisation d'un contrôle. Cette erreur n'avait pas affecté significativement la marge de sécurité disponible pour le contrôle de la réaction nucléaire. En raison de l'inadéquation d'une procédure, cet événement a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Réacteurs 1450 MWe

20 février

CHOOZ Réacteurs B1 et B2. Dépassement du nombre d'heures de fonctionnement autorisé à puissance réduite. Le 10 février, alors que le réacteur B2 était en cours de redémarrage, l'exploitant a constaté que le nombre d'heures pendant lequel le réacteur est autorisé à fonctionner à puissance réduite avait été dépassé. Pendant le premier cycle de fonctionnement, l'exploitant est amené à faire varier rapidement la puissance du réacteur afin de réaliser différents essais et mises au point de matériels. La durée de fonctionnement du réacteur à puissance réduite est restreinte par les spécifications techniques d'exploitation (STE), afin de limiter les sollicitations qui s'exercent sur les assemblages combustibles en cas de variation rapide de puissance. En première analyse, il apparaît que cette durée a été calculée pour un seul mode de pilotage du réacteur, alors que plusieurs modes de pilotage sont normalement utilisés par l'exploitant, notamment dans la situation considérée. Dès la détection de cette anomalie, l'exploitant a arrêté le réacteur conformément aux STE et a procédé à un contrôle de ce paramètre sur le réacteur B1 qui fonctionnait à 100 % de sa puissance nominale ; le même constat ayant été effectué, l'exploitant a également arrêté le réacteur B1. L'exploitant a engagé une analyse technique pour expliquer les raisons de ces anomalies et justifier les conditions dans lesquelles les deux réacteurs pourront redémarrer. L'autorisation de redémarrage par l'Autorité de sûreté est subordonnée aux résultats des analyses en cours. En raison du non-respect des STE, les incidents affectant les deux réacteurs sont classés au niveau 1 de l'échelle INES.

7 mai

CHOOZ Réacteur 2. Indisponibilité d'une voie du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA). Le 24 avril, alors que le réacteur était à l'arrêt, en procédant à une manoeuvre prohibée par les spécifications techniques d'exploitation (STE), l'exploitant a rendu indisponible une voie du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA). Le circuit RRA assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation et un maintien du niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant du combustible encore présent dans le coeur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes (voies A et B) disposant chacune d'une pompe et d'un échangeur de chaleur. La chaleur est cédée, dans ces échangeurs, au circuit de refroidissement intermédiaire (RRI), d'où leur appellation d'échangeurs RRA/RRI. Le jour de l'incident, l'exploitant a arrêté la pompe de la voie B du circuit RRA dans le cadre de la conduite du réacteur, puis a procédé à l'isolement du circuit RRI. Cette dernière manoeuvre est prohibée par les STE dans l'état considéré du réacteur, parce qu'elle rend indisponible la voie concernée du circuit RRA en interrompant le refroidissement de l'échangeur RRA/RRI correspondant. Cette erreur est imputable à l'utilisation d'une consigne de conduite erronée: la consigne temporaire corrective mise en place antérieurement n'a pas été consultée. Dès la découverte de cette anomalie, l'exploitant a engagé la remise en service des matériels concernés. Les dispositions d'exploitation normale ont été rétablies dans un délai de trois heures et demie. Compte-tenu de la mise hors service de matériels requis par les STE et de la non-consultation de la consigne de conduite corrective, traduisant un manque de culture de sûreté, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

15 mai

CHOOZ Réacteur 2. Indisponibilité d'une voie du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA). Le 24 avril, alors que le réacteur était à l'arrêt, en procédant à une manoeuvre prohibée par les spécifications techniques d'exploitation (STE), l'exploitant a rendu indisponible une voie du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA). Le circuit RRA assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation et un maintien du niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant du combustible encore présent dans le coeur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes (voies A et B) disposant chacune d'une pompe et d'un échangeur de chaleur. La chaleur est cédée, dans ces échangeurs, au circuit de refroidissement intermédiaire (RRI), d'où leur appellation d'échangeurs RRA/RRI. Le jour de l'incident, l'exploitant a arrêté la pompe de la voie B du circuit RRA dans le cadre de la conduite du réacteur, puis a procédé à l'isolement du circuit RRI. Cette dernière manoeuvre est prohibée par les STE dans l'état considéré du réacteur, parce qu'elle rend indisponible la voie concernée du circuit RRA en interrompant le refroidissement de l'échangeur RRA/RRI correspondant. Cette erreur est imputable à l'utilisation d'une consigne de conduite erronée: la consigne temporaire corrective mise en

place antérieurement n'a pas été consultée. Dès la découverte de cette anomalie, l'exploitant a engagé la remise en service des matériels concernés. Les dispositions d'exploitation normale ont été rétablies dans un délai de trois heures et demie. Compte-tenu de la mise hors service de matériels requis par les STE et de la non-consultation de la consigne de conduite corrective, traduisant un manque de culture de sûreté, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

29 mai

CHOOZ (Réacteur 2. Ouverture prohibée par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) de deux vannes d'isolement de l'enceinte de confinement. Le 16 mai, alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a ouvert deux vannes d'isolement de l'enceinte de confinement pour assurer l'approvisionnement en air comprimé des personnels intervenant sur le circuit de refroidissement à l'arrêt. L'ouverture de ces vannes est prohibée dans l'état considéré du réacteur, car elles contribuent au confinement du bâtiment du réacteur imposé par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton à l'intérieur duquel se trouvent la cuve, le coeur du réacteur, les générateurs de vapeur et le pressuriseur. Elle constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le coeur du réacteur et l'environnement. Elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De ce fait, son étanchéité est particulièrement surveillée. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obturer chacune des canalisations lorsque les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE), les procédures de conduite ou la situation exigent l'étanchéité complète de l'enceinte. Le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation et un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des combustibles encore présents dans le coeur du réacteur. Le 16 mai, l'exploitant a procédé, dans le bâtiment du réacteur, au remplacement de joints d'étanchéité sur des vannes du circuit de refroidissement à l'arrêt. Pour cette intervention, les personnels doivent être protégés du risque d'inhalation éventuelle de gaz radioactifs. Cette protection est effectuée par le port de matériels respiratoires individuels, c'est-à-dire de masques et de bouteilles d'air autonomes, ou par l'alimentation de chaque intervenant en air respirable produit par un circuit d'air comprimé. Cette dernière solution a été retenue ; elle a conduit l'exploitant à maintenir ouvertes pendant vingt-quatre heures deux vannes d'un circuit d'air comprimé. Cette erreur n'a été mise en évidence que le 18 mai, alors qu'une nouvelle intervention était programmée. Cette opération a été effectuée en dotant les personnels de matériels de protection individuelle autonomes. Compte-tenu de l'absence de respect des conditions d'isolement du bâtiment du réacteur et de la détection fortuite de cette anomalie, cet incident - initialement classé au niveau 0 - a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

9 octobre

CHOOZ Réacteur 1 Rupture d'un crayon combustible au cours de son extraction d'un assemblage combustible Le 29 septembre, un crayon en cours d'extraction d'un assemblage combustible s'est rompu ; le quart inférieur du crayon est resté dans l'assemblage. Les pastilles d'oxyde d'uranium sont restées maintenues dans chacune des deux parties du crayon. Les assemblages combustibles sont constitués de pastilles d'oxyde d'uranium maintenues dans des crayons cylindriques. Ils sont stockés, après leur déchargement du réacteur, dans la piscine du bâtiment du combustible. L'exploitant procède à l'examen de ces assemblages, notamment pour contrôler l'intégrité des crayons, qui constituent, pendant le fonctionnement du réacteur, la première des trois barrières interposées entre le combustible et l'environnement. À l'issue des contrôles réalisés, trois des deux cent cinq assemblages combustibles déchargés devaient faire l'objet d'une extraction de crayon pour expertise, et réparation éventuelle de l'assemblage. L'exploitant a immédiatement arrêté l'intervention et mis en œuvre les dispositions prévues en cas d'incident de manutention de combustible. Aucune activité radiologique n'a été détectée dans le bâtiment ni dans la piscine de manutention et de stockage des assemblages. La partie du crayon qui avait été extraite a été stockée le 30 septembre dans un carquois prévu à cet usage ; l'assemblage combustible a été à nouveau stocké, avant son évacuation ultérieure. Compte-tenu de l'endommagement altérant l'intégrité d'un crayon combustible, cet incident, déclaré au niveau 0 de l'échelle INES, a été reclassé au niveau 1.

15 mai

CIVAUX Paris, le 13 mai 1998 COMMUNIQUE DE PRESSE Le Directeur de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) a classé au niveau 2 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) un incident survenu le 12 mai 1998 sur le réacteur n°1 de la centrale nucléaire de Civaux (Vienne). Une fuite d'eau importante est en effet survenue sur une tuyauterie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur (circuit RRA), entraînant une perte de fluide de refroidissement primaire. La fuite, d'un débit estimé à environ 30 m3 par heure, a été détectée le 12 mai 1998, vers 20h00 sur le circuit de refroidissement à l'arrêt. Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation d'un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le coeur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. Au moment de l'incident, le réacteur était à l'arrêt (depuis le 7 mai). La fuite a été arrêtée par isolement d'une des voies du circuit RRA, vers 5 h 00 du matin, le 13 mai 1998. Les investigations menées par l'exploitant sur le tronçon défaillant du circuit RRA ont mis en évidence une fissure de 180 mm sur une soudure de ce tronçon. Le réacteur est actuellement à

l'arrêt. Il est correctement refroidi par la voie restée intacte du circuit RRA et il n'y a à ce jour aucun risque pour les populations. La fuite a entraîné un écoulement d'eau du circuit primaire dans les puisards du bâtiment du réacteur. L'eau ayant été entièrement collectée dans le bâtiment du réacteur, cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement. Des investigations complémentaires sont actuellement menées par l'exploitant pour déterminer la nature et la durée de la réparation et définir dans quel état du réacteur doit être menée la réparation pour garantir à la fois la sûreté.. du réacteur et la sécurité des intervenants. Les propositions de l'exploitant seront examinées par l'Autorité de sûreté. Des informations sur cet incident sont disponibles sur le service télématique 3614 MAGNUC. Contact Presse : Sandrine LE BRETON Tél. 01 43 19 39 61

INFORMATIONS HEBDOMADAIRES DSIN (SURETE) FLASH n°1 13 mai 1998 Réacteur 1. Fuite importante sur une tuyauterie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur. Civaux (Vienne).

Le 12 mai 1998, vers 20h00, alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 7 mai, une fuite d'eau d'un débit estimé à environ 30 m3 par heure a été détectée sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA). Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation d'un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le coeur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. La fuite a été arrêtée par isolement d'une des voies du circuit RRA, vers 5 h 00 du matin, le 13 mai 1998. Elle a entraîné un écoulement d'eau du circuit primaire dans les puisards du bâtiment du réacteur. L'eau ayant été entièrement collectée dans le bâtiment du réacteur, cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement. Les investigations menées par l'exploitant sur le tronçon défaillant du circuit RRA ont mis en évidence une fissure de 180 mm sur une soudure de ce tronçon. Le réacteur est actuellement à l'arrêt. Il est correctement refroidi par la voie restée intacte du circuit RRA et il n'y a à ce jour aucun risque pour les populations. Des investigations complémentaires sont actuellement menées par l'exploitant pour déterminer la nature et la durée de la réparation et définir dans quel état du réacteur doit être menée la réparation pour garantir à la fois la sûreté.. du réacteur et la sécurité des intervenants. Les propositions de l'exploitant seront examinées par l'Autorité de sûreté. En raison de l'apparition d'une fuite importante qui a entraîné une perte de fluide de refroidissement primaire, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES qui en comporte 7.

FLASH SPECIAL DSIN 14 mai 1998 Civaux (Vienne) Réacteur 1. Fuite importante sur une tuyauterie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur.

Le 12 mai 1998, vers 20h00, alors que le réacteur était à l'arrêt à froid depuis le 7 mai, une fuite d'eau d'un débit estimé à environ 30 m3 par heure a été détectée sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA). Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt à froid du réacteur (pression faible, température faible), la circulation d'un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le coeur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. La fuite a été arrêtée par isolement d'une des voies du circuit RRA, vers 5 h 00 du matin, le 13 mai 1998. Elle a entraîné un écoulement d'eau du circuit primaire dans les puisards du bâtiment du réacteur. L'eau ayant été entièrement collectée dans le bâtiment du réacteur, cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement. Le réacteur est actuellement à l'arrêt. Il est correctement refroidi par la voie restée intacte du circuit RRA et il n'y a à ce jour aucun risque pour les populations. Les investigations menées par l'exploitant sur le tronçon défaillant du circuit RRA ont mis en évidence une fissure de 180 mm sur une soudure de ce tronçon. Il vient d'être décidé par l'exploitant, avec l'accord de l'Autorité de sûreté : - de remplacer le tronçon accidenté par un tronçon neuf ; - de procéder à cette réparation dans un autre état du réacteur appelé arrêt à chaud sur générateur de vapeur. Dans cet état, la pression et la température sont plus élevées mais le coeur du réacteur sera refroidi par les générateurs de vapeur de façon redondante et durable, c'est-à-dire dans des conditions tout à fait satisfaisantes au plan de la sûreté. Hors des périodes de production d'électricité ou d'entretien, cet état d'arrêt est le plus couramment utilisé. Le réacteur devrait atteindre cet état dans la nuit du 14 au 15 mai. L'Autorité de sûreté a en outre demandé à l'exploitant : - d'expertiser le tronçon accidenté une fois celui-ci déposé ; - de lui proposer un programme de contrôle des deux voies du RRA comportant des contrôles sur le site, mais aussi un examen des contrôles faits en fabrication. Ceci ne préjuge pas d'autres demandes complémentaires ultérieures. L'Autorité de sûreté est présente sur place depuis le 13 mai au matin. En raison de l'apparition d'une fuite importante qui a entraîné une perte de fluide de refroidissement primaire, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES qui en comporte 7. L'Autorité de sûreté rendra compte régulièrement de l'évolution de la situation sur le 3614 MAGNUC.

FLASH SPECIAL DSIN 15 mai 1998 - 9h45 Civaux (Vienne) Réacteur 1. Fuite importante sur une tuyauterie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur.

Le 12 mai 1998, vers 20h00, alors que le réacteur était à l'arrêt à froid depuis le 7 mai, une fuite d'eau d'un débit estimé à environ 30 m3 par heure a été détectée sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA). Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt à froid du réacteur (pression faible, température faible), la circulation d'un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le coeur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. La fuite a été arrêtée par isolement d'une des voies du circuit RRA, vers 5 h 00 du matin, le 13 mai 1998. Elle a entraîné un écoulement d'eau du circuit primaire dans les puisards du bâtiment du réacteur. L'eau ayant été entièrement collectée dans le bâtiment du

réacteur, cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement. Le réacteur est actuellement à l'arrêt. Il est correctement refroidi par la voie restée intacte du circuit RRA et il n'y a à ce jour aucun risque pour les populations. Les investigations menées par l'exploitant sur le tronçon défaillant du circuit RRA ont mis en évidence une fissure de 180 mm sur une soudure de ce tronçon. Il a été décidé par l'exploitant, avec l'accord de l'Autorité de sûreté : - de remplacer le tronçon accidenté par un tronçon neuf ; - de procéder à cette réparation en arrêt normal des générateurs de vapeur. Dans cet état, le coeur du réacteur sera refroidi par les générateurs de vapeur de façon redondante et durable, c'est-à-dire dans des conditions tout à fait satisfaisantes au plan de la sûreté. Hors des périodes de production d'électricité ou d'entretien, cet état d'arrêt est le plus couramment utilisé. Le réacteur devrait atteindre cet état dans le week-end. Le retard observé par rapport à ce qui avait été précédemment annoncé ne provient d'aucun fait nouveau important. Il a été nécessaire : - d'adapter la procédure habituelle de passage de l'arrêt à froid à l'arrêt normal sur générateurs de vapeur pour tenir compte de l'état du réacteur ; cette procédure sera plus longue que d'habitude ; - de vérifier minutieusement cette nouvelle procédure ; - de définir des conditions d'intervention protégeant au mieux le personnel. En raison de l'apparition d'une fuite importante qui a entraîné une perte de fluide de refroidissement primaire, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES qui en comporte 7. L'Autorité de sûreté rendra compte régulièrement de l'évolution de la situation sur le 3614 MAGNUC. Cet incident fait l'objet d'un suivi régulier par les services de l'Autorité de sûreté. Durant le week-end (du samedi 16 mai à 8 h au lundi 18 mai à 8 h) des informations pourront être obtenues en enregistrant vos messages et vos coordonnées au numéro de téléphone suivant : 01 43 19 33 15 Vous serez rappelés dès que possible.

Enregistré le 18 mai : FLASH SPECIAL DSIN 18 mai 1998 Civaux (Vienne) Réacteur 1. Fuite importante sur une tuyauterie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur. Le 12 mai 1998, vers 20h00, alors que le réacteur était à l'arrêt à froid depuis le 7 mai, une fuite d'eau d'un débit estimé à environ 30 m3 par heure a été détectée sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA). Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt à froid du réacteur (pression faible, température faible), la circulation d'un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le coeur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. La fuite a été arrêtée par isolement d'une des voies du circuit RRA, vers 5 h 00 du matin, le 13 mai 1998. Elle a entraîné un écoulement d'eau du circuit primaire dans les puits du bâtiment du réacteur. L'eau ayant été entièrement collectée dans le bâtiment du réacteur, cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement. Le coeur est resté correctement refroidi par la voie restée intacte du circuit RRA et il n'y a eu aucun risque pour les populations. Il a par ailleurs été décidé par l'exploitant, avec l'accord de l'Autorité de sûreté, de : - remplacer le tronçon accidenté par un tronçon neuf ; - contrôler tous les tronçons provenant du même lot de fabrication. L'exploitant a finalement proposé de faire cette réparation dans la situation suivante du réacteur: refroidissement du coeur assuré par la file intacte du RRA avec formation d'une bulle au pressuriseur à faible pression. L'Autorité de sûreté a donné son accord à cette proposition. L'état visé a été atteint par le réacteur le dimanche 17 mai. La réparation ne commencera pas avant le mercredi 20 mai. Le redémarrage du réacteur est bien entendu soumis à l'autorisation de l'Autorité de sûreté. En raison de l'apparition d'une fuite importante qui a entraîné une perte de fluide de refroidissement primaire, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES qui en comporte 7.

29 mai

FLASH n° 5 DSIN 26 mai 1998 Civaux (Vienne) Réacteur 1. Fuite importante sur une tuyauterie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur. Le 12 mai 1998, vers 20h00, alors que le réacteur était à l'arrêt à froid depuis le 7 mai, une fuite d'eau d'un débit estimé à environ 30 m3 par heure a été détectée sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA). Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt à froid du réacteur (pression faible, température faible), la circulation d'un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le coeur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. La fuite a été arrêtée par isolement d'une des voies du circuit RRA, vers 5 h 00 du matin, le 13 mai 1998. Elle a entraîné un écoulement d'eau du circuit primaire dans les puits du bâtiment du réacteur. L'eau ayant été entièrement collectée dans le bâtiment du réacteur, cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement. Le coeur est resté correctement refroidi par la voie restée intacte du circuit RRA et il n'y a eu aucun risque pour les populations. Il a par la suite été décidé par l'exploitant, avec l'accord de l'Autorité de sûreté, de remplacer le tronçon accidenté par un tronçon neuf et d'effectuer cette réparation dans l'état suivant du réacteur : refroidissement du coeur assuré par la file intacte du RRA avec formation d'une bulle au pressuriseur à faible pression. L'état visé a été atteint par le réacteur le dimanche 17 mai. Le jeudi 21 mai, l'Autorité de sûreté donnait son accord sur les conditions de la réparation : découpage du tronçon accidenté, contrôle du tronçon neuf, contrôle par ressuage des parties de la tuyauterie restant en place, définition des conditions de soudage, etc... Le tronçon accidenté a été découpé le 21 mai au soir et les résultats du contrôle par ressuage ont été connus le samedi 23 mai. Ils ont montré l'existence d'un réseau de fissures à l'intérieur de l'une des deux extrémités de la tuyauterie restant en place. Ces fissures rendent impossible la soudure en l'état du tronçon neuf. De nouvelles modalités seront établies d'ici la fin de la semaine tant pour la réparation que pour l'état à choisir pour le réacteur. Une explication claire sur les causes de la fuite ne pourra pas être apportée

avant d'avoir les résultats des expertises du tronçon accidenté, c'est-à-dire d'ici une quinzaine de jours. Le redémarrage du réacteur est bien entendu soumis à l'autorisation de l'Autorité de sûreté. En raison de l'apparition d'une fuite importante qui a entraîné une perte de fluide de refroidissement primaire, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES qui en comporte 7.

FLASH n° 6 DSIN 28 mai 1998 Civaux (Vienne) Réacteur 1. Fuite importante sur une tuyauterie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur. Le 12 mai 1998, vers 20h00, alors que le réacteur était à l'arrêt à froid depuis le 7 mai, une fuite d'eau d'un débit estimé à environ 30 m3 par heure a été détectée sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA). Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt du réacteur (pression faible, température faible), la circulation d'un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le cœur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. La fuite a été arrêtée par isolement d'une des voies du circuit RRA, vers 5 h 00 du matin, le 13 mai 1998. Elle a entraîné un écoulement d'eau du circuit primaire dans les puits du bâtiment du réacteur. L'eau ayant été entièrement collectée dans le bâtiment du réacteur, cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement. Le cœur est resté correctement refroidi par la voie restée intacte du circuit RRA et il n'y a eu aucun risque pour les populations. Il a par la suite été proposé par EDF d'effectuer une réparation définitive en remplaçant le tronçon accidenté par un tronçon neuf. L'Autorité de sûreté a donné son accord le 15 mai à cette proposition tout en demandant un contrôle à l'intérieur des deux extrémités de la tuyauterie restant en place après découpage du tronçon accidenté. Les résultats de ce contrôle ont été connus le samedi 23 mai. Ils ont montré l'existence d'un réseau de micro-fissures à l'intérieur de l'une des deux extrémités de la tuyauterie restant en place. La réparation a alors été interrompue pour examen de la situation. L'Autorité de sûreté a donné ce jour son accord aux propositions d'EDF visant à décharger le combustible du réacteur après avoir procédé, de façon provisoire, au soudage du tronçon neuf. Une explication claire sur les causes de la fuite ne pourra pas être apportée avant d'avoir les résultats des expertises du tronçon accidenté, c'est-à-dire d'ici une quinzaine de jours. Le redémarrage du réacteur est bien entendu soumis à l'autorisation de l'Autorité de sûreté. En raison de l'apparition d'une fuite importante qui a entraîné une perte de fluide de refroidissement primaire, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES qui en comporte 7.

12 juin

CIVAUX FLASH n° 7 DSIN 8 juin 1998 Civaux (Vienne) Réacteur 1. Fuite importante sur une tuyauterie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur. Le 12 mai 1998, vers 20h00, alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 7 mai, une fuite d'eau d'un débit estimé à environ 30 m3 par heure a été détectée sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA). Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt du réacteur (pression faible, température faible), la circulation d'un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le cœur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. La fuite a été arrêtée par isolement d'une des voies du circuit RRA, vers 5 h 00 du matin, le 13 mai 1998. Elle a entraîné un écoulement d'eau du circuit primaire dans les puits du bâtiment du réacteur. L'eau ayant été entièrement collectée dans le bâtiment du réacteur, cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement. Le cœur est resté correctement refroidi par la voie restée intacte du circuit RRA et il n'y a eu aucun risque pour les populations. Il a par la suite été proposé par EDF d'effectuer une réparation définitive en remplaçant le tronçon accidenté par un tronçon neuf. L'Autorité de sûreté a donné son accord le 15 mai à cette proposition tout en demandant un contrôle à l'intérieur des deux extrémités de la tuyauterie restant en place après découpage du tronçon accidenté. Les résultats de ce contrôle ont été connus le samedi 23 mai. Ils ont montré l'existence d'un réseau de micro-fissures à l'intérieur de l'une des deux extrémités de la tuyauterie restant en place. La réparation a alors été interrompue pour examen de la situation. L'Autorité de sûreté a donné le jeudi 28 mai son accord aux propositions d'EDF visant à décharger le combustible du réacteur après avoir procédé, de façon provisoire, au soudage du tronçon neuf. Le soudage de ce tronçon neuf a depuis été effectué et la qualité des soudures réalisées a été contrôlée le week-end des 6 et 7 juin. Les opérations préliminaires au déchargement devraient débiter en milieu de semaine. Le redémarrage du réacteur est bien entendu soumis à l'autorisation de l'Autorité de sûreté. En raison de l'apparition d'une fuite importante qui a entraîné une perte de fluide de refroidissement primaire, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES qui en comporte 7.

19 juin

CIVAUX FLASH n° 8 DSIN 18 juin 1998 Civaux (Vienne) Réacteur 1. Fuite importante sur une tuyauterie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur. Le 12 mai 1998, vers 20h00, alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 7 mai, une fuite d'eau d'un débit estimé à environ 30 m3 par heure a été détectée sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA). Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt du réacteur (pression faible, température faible), la circulation d'un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le cœur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. La fuite a été arrêtée par isolement d'une des voies du circuit RRA, vers 5 h 00 du matin, le 13 mai 1998. Elle a entraîné un écoulement d'eau du circuit primaire dans les puits du bâtiment du réacteur. L'eau ayant été entièrement collectée dans le bâtiment du réacteur, cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement. Le cœur est resté correctement refroidi par la voie restée intacte du circuit RRA et il n'y a eu aucun risque pour les populations. Il a par la suite été

proposé par EDF d'effectuer une réparation définitive en remplaçant le tronçon accidenté par un tronçon neuf. L'Autorité de sûreté a donné son accord le 15 mai à cette proposition tout en demandant un contrôle à l'intérieur des deux extrémités de la tuyauterie restant en place après découpage du tronçon accidenté. Les résultats de ce contrôle ont été connus le samedi 23 mai. Ils ont montré l'existence d'un réseau de micro-fissures à l'intérieur de l'une des deux extrémités de la tuyauterie restant en place. La réparation a alors été interrompue pour examen de la situation. L'Autorité de sûreté a donné le jeudi 28 mai son accord aux propositions d'EDF visant à décharger le combustible du réacteur après avoir procédé, de façon provisoire, au soudage du tronçon neuf. Le soudage de ce tronçon neuf a depuis été effectué et la qualité des soudures réalisées a été contrôlée le week-end des 6 et 7 juin. Le cœur du réacteur est actuellement refroidi par les deux voies du RRA et l'ouverture du couvercle de la cuve aura lieu le 19 juin 1998. Le déchargement devrait débuter le 23 juin 1998 et durer environ 5 jours. Les résultats des premières investigations techniques quant à l'origine de la fuite conduisent à incriminer un phénomène de fatigue thermique, aucun défaut de fabrication n'ayant été mis en évidence. Le redémarrage du réacteur est bien entendu soumis à l'autorisation de l'Autorité de sûreté. En raison de l'apparition d'une fuite importante qui a entraîné une perte de fluide de refroidissement primaire, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES qui en comporte 7.

18 septembre

CIVAUX Rejet à la centrale. Dans le courant du mois de juin 1998, une gestion imparfaite des effluents par l'exploitant a conduit à une élévation sensible, mais maîtrisée, de la radioactivité des rejets en Vienne, tout en restant dans les limites prescrites par l'arrêté interministériel d'autorisation. La fuite sur un des deux circuits de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), le 12 mai 1998, a produit un volume d'eau contaminée de l'ordre de 280 m³ ; cette eau a été normalement dirigée vers les circuits de retraitement prévus à cette effet, avant de rejoindre les réservoirs de stockage, dans l'attente d'un rejet ultérieur en Vienne lorsque les débits de la rivière le permettraient. En fonctionnement normal, préalablement à leur rejet, les effluents sont dirigés vers des réservoirs différents, selon leur origine ou leur niveau d'activité. Conformément aux règles générales d'exploitation, la vidange d'un réservoir est effectuée après réalisation de prélèvements représentatifs de son contenu, pour divers contrôles d'activité et de composition avant rejet. Le 14 mai 1998, une mesure erronée de l'activité des effluents rejetés lors de l'incident a conduit à sous-estimer celle-ci et à en transférer 80 m³ dans un réservoir sans traitement spécifique ; la mesure ultérieure de la radioactivité du contenu total de ce réservoir a amené l'exploitant à ne pas engager le rejet, mais à passer à nouveau l'intégralité du réservoir en retraitement afin d'en réduire l'activité. Début juin, le volume de la partie commune des circuits de remplissage de deux réservoirs voisins, dont l'un contenait les effluents produits le 12 mai, a été mélangé au contenu d'un réservoir prêt à être rejeté. Après que les contrôles adéquats eurent montré que le contenu de ce réservoir pouvait être rejeté conformément à l'arrêté interministériel d'autorisation, et après information de l'OPRI, le rejet a été effectué les 6, 7, et 8 juin. L'examen par l'Autorité de sûreté du bilan des rejets dans l'environnement en juin, transmis comme chaque mois par l'exploitant, a permis de constater une élévation de la radioactivité des rejets en Vienne (260 MBq d'activité hors tritium, pour 27 MBq le mois précédent), restant inférieure aux valeurs classiquement atteintes sur des centrales en fonctionnement, et nettement en deçà des limites prescrites par l'arrêté interministériel d'autorisation. Les limites prescrites par l'arrêté interministériel d'autorisation n'ayant pas été transgressées, l'événement n'a eu aucune conséquence sur la sûreté ni sur l'environnement. Néanmoins, après analyse conjointe, et au titre du retour d'expérience, il a été déclaré en tant qu'incident significatif et classé au niveau 0 de l'échelle INES. Le débit de la Vienne étant à un niveau suffisant, la centrale s'apprête dans les prochains jours à procéder au rejet des effluents radioactifs liquides collectés lors de l'incident du 12 mai dernier, après traitement physico chimique et décroissance radiologique, dans les conditions normales spécifiées par l'arrêté interministériel d'autorisation du 8 septembre 1997. L'ensemble de ces rejets représentera moins de 1 % de la valeur annuelle autorisée.

Autres sites

20 février

Saclay (Essone) Zone de gestion des effluents radioactifs liquides du Centre d'études du CEA Sortie du régime de fonctionnement autorisé. Le 6 février, lors de vérifications demandées par la DSIN, l'exploitant a découvert que certaines alarmes concernant des éléments importants pour la sûreté avaient fait l'objet de réglages non conformes aux spécifications en vigueur et que, par conséquent, les opérations de bitumage effectuées en 1997 l'avaient été dans cette configuration erronée. La zone de gestion des effluents radioactifs liquides regroupe les moyens de collecte des effluents de faible (FA), moyenne (MA) et haute (HA) activité. Elle dispose également de moyens de traitement par évaporation des effluents FA et MA. Les concentrats résultant de l'évaporation sont conditionnés dans une installation d'enrobage dans du bitume. L'autorisation d'exploitation de cette installation a été suspendue par la DSIN le 10 avril 1997, compte tenu des écarts constatés lors de l'inspection du avril en ce qui concerne la maîtrise du risque incendie et l'absence de prise en compte des enseignements issus de l'accident survenu à Tokai-Mura au Japon le 11 mars 1997, dans une installation utilisant un procédé de bitumage analogue à celui de

l'installation considérée. Afin de se prononcer sur le redémarrage de cette installation, la DSIN a demandé à l'exploitant de procéder à un ensemble d'investigations sur les conditions dans lesquelles s'est déroulée la dernière campagne d'exploitation et d'apporter des justifications concernant des paramètres importants pour la sûreté. C'est à l'occasion de ces investigations qu'ont été découverts le 6 février des réglages d'alarmes erronés en ce qui concerne : - la température de coulée du bitume - la température dans la goulotte - le taux de sel dans les fûts Des investigations complémentaires sont en cours pour savoir si d'autres écarts se sont produits lors de la dernière période d'exploitation. Compte tenu du non-respect des limites de fonctionnement autorisées, et sous réserve des résultats des investigations complémentaires en cours, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

20 février

Bollène (Vaucluse) SOCATRI (assainissement et récupération de l'uranium) Pollution chimique de la nappe phréatique. Le jeudi 12 février la société SOCATRI, filiale de la COGEMA, a informé l'Autorité de sûreté que l'installation qu'elle exploite sur le site de Bollène dans le Vaucluse, était à l'origine d'une pollution de la nappe phréatique par du chrome. Outre des activités de maintenance nucléaire, la société SOCATRI exploite une installation de traitement de surface de pièces métalliques par dépôt électrolytique à base de chrome pour des industriels du secteur de la mécanique. Cette pollution, qui pourrait être ancienne, a pour origine probable des infiltrations liées à une fissuration de cuve : elle serait contenue dans la zone de pompage de la nappe située à l'aplomb de l'installation, pompage mis en place lors de la création des installations pour éviter de solliciter les infrastructures des bâtiments. Les mesures effectuées depuis le 12 février dans la nappe, en dehors de cette zone de pompage, ne montrent pas de pollution significative, et il n'a pas été utile de prendre des mesures conservatoires pour la protection de la santé publique. Lors de l'inspection effectuée le jour même de la déclaration de l'incident, .. l'Autorité de sûreté a pris, à l'encontre de l'exploitant, les mesures administratives nécessaires pour faire cesser la pollution et traiter la nappe polluée et transmettra à l'Autorité judiciaire les procès-verbaux correspondants. S'agissant d'une pollution non radioactive, cet incident n'a pas été classé sur l'échelle INES.

27 février

Saclay (Essone) Usine de production de radioéléments CIS Bio international. Exposition externe d'un agent. Le 12 février, un opérateur de l'usine de production de radioéléments de CIS Bio international a été exposé pendant quelques secondes à une source radioactive. CIS Bio international est une entreprise qui produit des radioéléments à usage biomédical et des sources radioactives à usage médical ou industriel. Le 12 février, l'opérateur chargé de récupérer un flacon supposé vide s'est aperçu après quelques secondes - visuellement, puis par le déclenchement des balises de radioprotection installées dans la pièce - de la présence d'une source à l'intérieur du flacon qu'il a immédiatement replacé en lieu sûr. La source radioactive était une source scellée de césium 137, d'activité égale à 0,185 TBq, restée à cause d'une erreur de manipulation dans un flacon après une opération de contrôle de ses caractéristiques. L'exposition subie par l'opérateur et estimée par l'OPRI aux valeurs suivantes : - au niveau des mains, entre 50 et 400 millisieverts (soit entre 10 et 80% de la limite annuelle réglementaire) ; - au niveau du corps entier, entre 0,2 et 0,4 millisievert (1 à 3% de la limite trimestrielle). L'opérateur, au moment de l'incident, ne portait pas son dosimètre électronique à alarme et n'a pas utilisé de détecteur d'irradiation avant de se saisir du flacon. Ces deux moyens auraient permis de pallier les conséquences de l'erreur initiale de manipulation de la source radioactive. Ce cumul de défaillances, révélateur d'un manque de culture de sûreté, justifie le classement de cet incident au niveau 1 de l'échelle INES. Erreur de consignation d'une porte blindée isolant une zone comportant un risque d'irradiation

27 février

La Hague (Manche) Atelier T1 de l'usine UP3, Cogéma Erreur de consignation d'une porte blindée isolant une zone comportant un risque d'irradiation. Le 20 février, alors qu'ils pénétraient dans une cellule de maintenance de l'atelier, deux opérateurs chargés du démontage d'un échafaudage ont été avertis par leurs dosimètres à alarmes de conditions anormales d'irradiation, provoquées par le maintien par erreur en position ouverte d'une porte blindée isolant une zone comportant un risque d'irradiation. L'atelier T1 est un atelier de cisailage dissolution. C'est un atelier mécanique et chimique de retraitement de combustibles usés. Il a été procédé dans cet atelier au remplacement du porte lames d'une cisaille ; à l'issue d'opérations de cette nature, il convient de refermer la porte blindée destinée à isoler la cellule de maintenance de tout risque d'irradiation. En l'occurrence, la porte a été par erreur consignée en position ouverte et le contrôle prévu avant toute intervention dans la cellule n'a pas été réalisé. Les deux intervenants ont quitté la cellule immédiatement après le déclenchement de leurs dosimètres à alarmes ; ils ont intégré des doses de 1 et 4 microsieverts qui correspondent à moins d'un dix-millième de la limite annuelle réglementaire. En raison du non-respect d'une procédure de contrôle destinée à prévenir le risque d'irradiation, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

6 mars

TRICASTIN Installation TU5 - COGEMA. Dépassement d'un seuil de rejet chimique. Le 21 février, les appareils de détection et de mesure équipant la cheminée de rejet des effluents gazeux de l'installation ont enregistré pendant six minutes un dépassement du seuil autorisé pour le rejet des oxydes d'azote. L'installation TU5 transforme le nitrate d'uranyle en oxyde d'uranium, forme solide aisément

entreposable, et en acide nitrique destiné à être recyclé à l'établissement COGEMA de La Hague. Au cours des réactions chimiques mises en oeuvre dans le procédé industriel de cette installation, des vapeurs nitreuses, contenant des oxydes d'azote, se forment en quantité plus ou moins importante, selon le rendement des réactions chimiques. Le 21 février, un lavage incomplet du produit en cours de traitement (pulpe d'UO₄) a entraîné une libération hors norme d'oxydes d'azote au moment où la pulpe d'UO₄ est transformée en oxyde d'uranium (U₃O₈), par craquage dans un four de calcination. Le dépassement du seuil de rejet chimique (163 mg/m³, pour 150 autorisés) a eu lieu bien que l'installation ait été préalablement arrêtée par les opérateurs sur indication d'une pré-alarme. Les seuils de radioactivité n'ont pas été dépassés ; cet incident n'a pas eu de conséquence sur le personnel et l'environnement. De tels dépassements se sont déjà produits, en mars et en juin 1996 et plus récemment le 19 janvier 1998. L'exploitant travaille à la réalisation d'un équipement destiné au traitement des effluents des unités de l'installation TU5 (cf. revue Contrôle n°120) qui à terme devrait permettre d'éviter définitivement le renouvellement de ce type d'incident. En raison de la transgression d'une limite réglementaire et de la répétition de ces dépassements, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

6 mars

Saclay (Essonne) Laboratoire d'études des combustibles irradiés - CEA Contamination de deux agents. Le 27 février, faute d'avoir respecté les consignes en vigueur, deux agents sont sortis du Laboratoire d'études des combustibles irradiés (LECI) situé sur le centre du CEA à Saclay avec une légère contamination au niveau des mains, estimée par l'exploitant à 50 Bq/cm² sur environ 10 cm². Ces agents étaient chargés d'introduire en cellule 2 de la ligne ISIDORE du LECI un cordon de caméra vidéo par le toboggan de la cellule. Contamination de deux agents (suite). Le toboggan est une ouverture bouchonnée qui permet l'introduction de petits objets à l'intérieur de la cellule. Pour débloquer le cordon qui s'était coincé dans le toboggan, les agents ont utilisé une tige dont la manipulation a entraîné la remise en suspension d'une contamination résiduelle. Une partie de cette contamination s'est déposée sur les mains des opérateurs. L'opération terminée, les deux agents ont quitté la zone sans procéder au contrôle obligatoire grâce aux appareils situés à cet effet à la sortie, contrairement aux consignes en vigueur dans l'installation. Ce n'est que plus tard dans la journée qu'ils ont effectué ce contrôle. Par ailleurs, une consigne interne, prévoyant l'information et la présence de représentants de la section de radioprotection des installations en charge des contrôles lors des opérations d'introduction de matériels à l'aide des toboggans, n'a pas été respectée. Cette consigne avait été émise à la suite d'une anomalie survenue sur ce même toboggan le 17 septembre 1997. Le respect de cette consigne aurait permis aux agents de s'apercevoir de la présence d'une contamination résiduelle dans le toboggan. Les examens spectrométriques complémentaires n'ont pas mis en évidence d'autre contamination des agents ; les contrôles effectués par l'exploitant à l'intérieur du périmètre de l'installation ont révélé des traces de contamination qui ont été éliminées. Aucune contamination à l'extérieur de l'INB n'a été constatée. Ces non-respects de consignes, révélateurs d'un manque de culture de sûreté, justifient le classement de cet incident au niveau 1 de l'échelle INES. Marcoule (Gard) Sortie du domaine de fonctionnement autorisé à l'atelier d'entreposage

6 mars

Marcoule (Gard) Etablissement Cogéma - installation nucléaire de base classée secrète Sortie du domaine de fonctionnement autorisé à l'atelier d'entreposage et de conditionnement des déchets alpha (ECDA) Le 25 février, les mesures systématiques effectuées sur un lot de 164 fûts de déchets issus d'opérations de découpe de matériels contaminés réalisées dans l'atelier (essentiellement du plutonium) autorisée dans l'un des locaux de l'atelier. Une prescription technique fixe cette limite à 200 grammes alors que la quantité maximale présente dans le local a été de l'ordre de 500 grammes. En première analyse, il s'avère que l'évaluation initiale de la quantité de matières fissiles contenue dans les matériels contaminés et autorisant leur introduction dans l'atelier avait été sous-estimée. Cette évaluation avait été effectuée en 1993 à l'usine UP dont sont issus ces matériels. Les opérations de découpe en cours dans l'atelier ECDA ont été suspendues. Leur reprise est soumise à l'autorisation de l'Autorité de sûreté des installations nucléaires de base secrètes, après analyse détaillée des causes de l'anomalie et des mesures préventives prises par l'exploitant. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur le personnel et l'environnement. En application de l'échelle INES, cette sortie du domaine de fonctionnement autorisé a été classée au niveau 1. Exposition externe d'un agent, usine de production des radioéléments de Saclay

13 mars

Marcoule (Gard) Etablissement Cogéma - installation nucléaire de base classée secrète Sortie du domaine de autorisé à l'atelier d'entreposage et de conditionnement des déchets alpha (ECDA) Le 25 février, les mesures systématiques effectuées sur un lot de 164 fûts de déchets issus d'opérations de découpe de matériels contaminés réalisées dans l'atelier (essentiellement du plutonium) autorisée dans l'un des locaux de l'atelier. Une prescription technique fixe cette limite à 200 grammes alors que la quantité maximale présente dans le local a été de l'ordre de 500 grammes. En première analyse, il s'avère que l'évaluation initiale de la quantité de matières fissiles contenue dans les matériels contaminés et autorisant leur introduction dans l'atelier avait été sous-estimée. Cette évaluation avait été effectuée en 1993 à l'usine UP dont sont issus ces matériels. Les opérations de découpe en cours dans l'atelier ECDA ont été suspendues. Leur reprise est soumise à l'autorisation de l'Autorité de sûreté des installations

nucléaires de base secrètes, après analyse détaillée des causes de l'anomalie et des mesures préventives prises par l'exploitant. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur le personnel et l'environnement. En application de l'échelle INES, cette sortie du domaine de autorisé a été classée au niveau 1.

27 mars

Cadarache (Bouches-du-Rhône) Réacteur Masurca - CEA Contamination successive de deux agents. Le 12 mars, lors du démontage d'un élément de plaquettes de combustible UO₂PuO₂ dans la salle de chargement des éléments combustibles du réacteur, l'un des deux agents qui procédaient à l'opération a été légèrement contaminé. Le réacteur expérimental Masurca est une maquette critique destinée, en particulier, à tester les combustibles nucléaires ; les éléments combustibles sont constitués de plaquettes (empilées les unes sur les autres) ou de réglettes cylindriques à base d'uranium appauvri (naturel ou enrichi) ou de plutonium; ils comportent une gaine étanche. Le 13 mars, trois agents ont été chargés de rechercher la source de contamination. Ces agents ne portaient pas de protection respiratoire ; l'un d'eux a été contaminé. Un défaut d'étanchéité d'une gaine de combustible, vraisemblablement à l'origine de l'incident, a été découvert. Des investigations sont en cours pour déterminer les causes de ce défaut. Par ailleurs, les deux agents contaminés sont soumis à des examens médicaux complémentaires afin de confirmer l'aspect bénin des contaminations diagnostiquées lors des premiers examens auxquels ils ont été soumis. L'absence de protection respiratoire des agents révèle un manque de culture de sûreté, justifiant le classement de cet incident au niveau 1 de l'échelle INES.

30 avril

Veurey-Voroize (Isère) Société industrielle de combustible nucléaire (SICN) Chute de poudre d'uranium appauvri dans un atelier. Le 20 février, au cours d'une expérimentation portant sur l'optimisation des paramètres de transport des poudres par couloir vibrant, 36 kg de poudre d'uranium appauvri ont été répandus sur le sol lors de la vidange d'un conteneur. Cet incident a pour origine une fausse manoeuvre qui a entraîné la rupture de la liaison entre le conteneur et la boîte destinée à recevoir la poudre. Il n'a eu aucune conséquence à l'extérieur de l'atelier concerné. L'exploitant a procédé au nettoyage de l'atelier et a effectué des mesures de contrôle d'ambiance. Ces mesures et les contrôles médicaux subis par l'opérateur se sont avérés négatifs. Compte tenu des insuffisances dans la préparation de la manipulation, et de l'absence de consigne

7 mai

Romans-sur-Isère (Drôme) Etablissement FBFC (fabrication de combustibles nucléaires). Fuite d'hydrogène sur un four de frittage de l'atelier de fabrication de pastilles d'oxyde d'uranium. Le 25 avril, alors que le four de frittage n°4 de l'atelier de fabrication des pastilles d'oxyde d'uranium était en phase de redémarrage sous atmosphère d'hydrogène, les opérateurs ont constaté l'apparition d'une flamme sur la partie latérale du four. Le four de frittage sert à l'élaboration des combustibles nucléaires destinés aux réacteurs à eau sous pression. Il a pour fonction principale de modifier les caractéristiques mécaniques et physiques des pastilles d'oxyde d'uranium issues des presses de compactage, en les portant à haute température sous atmosphère d'hydrogène. Fuite d'hydrogène sur un four de frittage de l'atelier de fabrication de pastilles d'oxyde d'uranium (suite). Pour obtenir cette température, le four est muni de résistances électriques ; pour maintenir dans l'atelier une température compatible avec les conditions de travail, le four est équipé sur sa face externe d'un circuit de refroidissement à l'eau comportant des durites en caoutchouc. Au moment de l'incident, le four ne contenait pas de pastilles et montait en température. Aucun système d'alarme n'ayant fonctionné, la fuite d'hydrogène a été révélée par une flamme de 40 cm environ au niveau d'une traversée électrique du four. Cet incident étant intervenu en dehors des heures ouvrées, les pompiers de la ville de Romans et les personnes d'astreinte ont été appelés ; leur intervention n'a pas été nécessaire: la fuite a brûlé jusqu'à son auto-extinction par manque d'hydrogène. L'exploitant a immédiatement procédé à la mise en sécurité du four en interrompant le système de chauffage et en remplaçant l'hydrogène par de l'azote. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour le personnel et l'environnement ; il n'a pas affecté les équipements voisins. En raison d'une dégradation du confinement primaire de l'hydrogène, constituant la perte d'une ligne de défense en profondeur à l'égard du risque d'incendie et d'explosion, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES. Rupture de confinement sur un circuit de procédé

7 mai

Pierrelatte (Drôme) Etablissement COGEMA - Installation nucléaire de base classée secrète (INBS) Rupture de confinement sur un circuit de procédé dans l'atelier TU2. Le 1er mai à 3h27, dans l'atelier TU2, la rupture d'un soufflet métallique placé sur un circuit de procédé en aval du four de réduction de l'oxyde d'uranium U3O8 en UO2 a entraîné une dispersion du produit fabriqué dans l'atelier, occasionnant une contamination locale. Il n'y a pas eu de contamination à l'extérieur de l'atelier, le confinement du local ayant été respecté. Le contrôle corporel des agents présents sur les lieux lors de l'incident s'est révélé négatif. Les installations ont été immédiatement mises en sécurité et les opérations de décontamination ont été mises en oeuvre. l'exploitant a proposé de classer cet événement au niveau 0 en application de l'échelle INES. Compte tenu du dépassement du domaine de fonctionnement autorisé, le Haut-Commissaire à l'énergie atomique, Autorité de sûreté des INBS, classe cet incident au niveau 1. Chute de poudre d'uranium appauvri dans un atelier.

7 mai

Veurey-Voroize (Isère) Société industrielle de combustible nucléaire (SICN) Chute de poudre d'uranium appauvri dans un atelier. Le 20 février, au cours d'une expérimentation portant sur l'optimisation des paramètres de transport des poudres par couloir vibrant, 36 kg de poudre d'uranium appauvri ont été répandus sur le sol lors de la vidange d'un conteneur. Cet incident a pour origine une fausse manoeuvre qui a entraîné la rupture de la liaison entre le conteneur et la boîte destinée à recevoir la poudre. Il n'a eu aucune conséquence à l'extérieur de l'atelier concerné.

15 mai

EVENEMENTS (Mise à jour du 15/05/98) Communiqué de presse. Conformément à la demande faite par le Premier ministre, André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) lui a remis le 13 mai 1998 un rapport portant sur la contamination des convois de transport de combustibles irradiés (1). Conformément à la demande faite par le Premier ministre, André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) lui a remis le 13 mai 1998 un rapport portant sur la contamination des convois de transport de combustibles irradiés d'EDF. * Ce rapport fait apparaître les éléments suivants : * Au plan sanitaire, il ressort des premières investigations que le non-respect de la norme de 4 becquerels par cm² n'a pas eu de conséquences, les réglementations sanitaires ayant été respectées, tant pour les travailleurs COGEMA du terminal de Valognes que pour le public. Bien que restant à préciser, les doses susceptibles d'avoir été reçues par le personnel de la SNCF doivent a priori être très nettement inférieures à celles reçues par le personnel COGEMA. * Au plan technique, il apparaît que la contamination des convois est due à un manque de rigueur - tant technique qu'organisationnel - de la part de l'expéditeur des convois, EDF. Les contaminations constatées montrent une absence de maîtrise de la décontamination des convois expédiés par certains sites EDF : tant la propreté du bâtiment des combustibles que la qualité de la décontamination et la qualité du contrôle de la décontamination doivent être améliorées. Le contrôle au départ des convois, tel qu'il est pratiqué par EDF, ne garantit pas en effet l'absence totale de contamination externe des convois au regard des seuils réglementaires. * Enfin, la situation constatée provient aussi de l'insuffisance du contrôle exercé depuis plusieurs années au nom de l'Etat. Dans son rapport, André-Claude Lacoste propose qu'un certain nombre de mesures soient engagées : * Les dispositions déjà prises pour améliorer les méthodes de décontamination et de mesure des emballages doivent être étendues aux wagons. * Les terminaux ferroviaires - Valognes et les autres terminaux appartenant à des exploitants nucléaires - doivent être décontaminés. * La SNCF, sa direction, les médecins du travail et les syndicats doivent être associés à la réflexion avant toute reprise des transports. * Des contrôles de dosimétrie et de radioactivité des convois doivent être mis en oeuvre par les pouvoirs publics, en complément des mesures effectuées par les exploitants. * Pour sa part, la DSIN renforcera en 1998 la politique d'inspection engagée en 1997. Des contrôles seront effectués chez les concepteurs, constructeurs, utilisateurs, expéditeurs et leurs sous-traitants. * Au plan de l'information, le champ d'application de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) sera étendu au transport des matières radioactives, afin de faciliter la compréhension par le public et les médias du niveau de gravité des événements survenant dans ce domaine. Contact Presse : Sandrine LE BRETON Tél. 01 43 19 39 61

DIVERS Paris, le 30 avril 1998 COMMUNIQUE DE PRESSE A la suite d'une visite de surveillance menée conjointement par la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) et l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) le 28 avril 1998 au terminal ferroviaire de Valognes, propriété de COGEMA La Hague, il a été constaté qu'en 1997, 35 % des convois * utilisés par EDF pour transporter son combustible usé vers La Hague présentaient une contamination surfacique, en au moins un point, supérieure .. à la limite réglementaire fixée à 4 becquerels par cm². Sur les 44 wagons d'EDF concernés en 1997, 10 présentaient une contamination externe. A ce stade rien ne permet néanmoins de penser qu'il y ait eu un risque sanitaire pour les populations. Les investigations se poursuivent. La DSIN a, en particulier, demandé à EDF de lui fournir des explications sur les origines de cette contamination et sur les mesures correctrices prises. Parmi les convois trouvés contaminés à Valognes en 1997 et 1998 se trouvent également des convois allemands et suisses ; cependant aucune contamination externe n'a été décelée. La DSIN en a immédiatement informé ses homologues. La DSIN est responsable du contrôle du transport des matières fissiles depuis le 12 juin 1997. Dans le cadre de ses nouvelles compétences, elle avait constaté, à la suite d'une visite de surveillance menée à la centrale nucléaire EDF de Saint-Alban le 18 décembre 1997, que 25 % des emballages de transport de combustibles irradiés contrôlés à Valognes, en provenance de l'ensemble des sites EDF, avaient présenté en 1997 une contamination surfacique supérieure au seuil réglementaire. Les actions correctrices mises en oeuvre par EDF sur demande de la DSIN, ont permis d'abaisser ce pourcentage à environ 15 % en 1998 (1 wagon et 9 emballages sur 60 convois). La DSIN veillera à ce que les progrès se poursuivent. Contact Presse : Sandrine LE BRETON Tél. 01 43 19 39 61 * Un convoi désigne soit un wagon, soit un emballage.

Paris, le 6 mai 1998 COMMUNIQUE DE PRESSE A la suite d'une visite de surveillance menée le 28 avril 1998 au terminal ferroviaire de Valognes, propriété de COGEMA La Hague, la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) a constaté qu'en 1997, 35 % des convois utilisés par EDF pour transporter son combustible usé vers La Hague présentaient une contamination surfacique. La DSIN a rendu cette

information publique par un communiqué, ci-joint, en date du 30 avril 1998. Les investigations se sont depuis poursuivies pour évaluer les risques sanitaires : 1) en ce qui concerne la protection des travailleurs, la COGEMA a précisé que les 14 personnes ayant travaillé en 1997 sur le site de Valognes ont reçu en 1997 des doses très inférieures à la norme européenne de 20 mSv par an. Seules trois personnes auraient reçu des doses supérieures au seuil d'enregistrement de 0,15 mSv. Pour chacune d'entre elles, les valeurs mesurées sur l'année sont respectivement de 3,85 mSv, 3,45 mSv et 0,50 mSv. 2) en ce qui concerne la protection du public, l'Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire a estimé, le 5 mai, à 0,05 mSv/h le débit de dose maximum à 2 m des convois pour une norme de 0,1 mSv/h. La DSIN a demandé à EDF de lui fournir des explications sur les contaminations observées. Elle poursuit ses investigations et organise en particulier des visites de surveillance complémentaires. Contact Presse : Sandrine LE BRETON Tél. 01 43 19 39 61

- 15 mai** **Romans-sur-Isère (Drôme) Etablissement FBFC (fabrication de combustibles nucléaires). Fuite d'hydrogène sur un four de frittage de l'atelier de fabrication de pastilles d'oxyde d'uranium.** Le 25 avril, alors que le four de frittage n°4 de l'atelier de fabrication des pastilles d'oxyde d'uranium était en phase de redémarrage sous atmosphère d'hydrogène, les opérateurs ont constaté l'apparition d'une flamme sur la partie latérale du four.
- 20 mai** **Tricastin - Pierrelatte (Drôme) Etablissement COGEMA - Installation TU5 Dépassement d'un seuil de rejet chimique.** Le 10 mai, les appareils de détection et de mesure équipant la cheminée de rejet des effluents gazeux de l'installation ont enregistré pendant six minutes un dépassement du seuil autorisé pour le rejet des oxydes d'azote. L'installation TU5 transforme le nitrate d'uranyle en oxyde d'uranium, forme solide aisément entreposable, et en acide nitrique recyclé dans l'établissement COGEMA de la Hague. Au cours des réactions chimiques mises en oeuvre dans le procédé industriel de TU5, des vapeurs nitreuses, contenant des oxydes d'azote, se forment en quantité plus ou moins importante, selon le rendement des réactions chimiques. Le dimanche 10 mai, un lavage incomplet du produit en cours de traitement (pulpe d'UO₄) a entraîné une libération hors norme d'oxydes d'azote au moment où la pulpe d'UO₄ est transformée en oxyde d'uranium (U₃O₈) par craquage dans un four de calcination. Le dépassement du seuil (167 mg/m³, pour 150 autorisés) a eu lieu bien que l'installation ait été préalablement arrêtée par les opérateurs sur indication d'une pré-alarme. Les seuils de radioactivité n'ont pas été dépassés ; cet incident n'a pas eu de conséquence sur le personnel et l'environnement. De tels dépassements se sont déjà produits, en mars et en juin 1996 et plus récemment en janvier et février 1998. L'exploitant travaille à la réalisation d'un équipement destiné au traitement des effluents des unités TU5 (cf Contrôle n°120) qui à terme devrait permettre d'éviter définitivement le renouvellement de ce type d'incident. En raison de la transgression d'une limite réglementaire et de la répétitivité de ces dépassements, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.
- 29 mai** **Rejets non contrôlés d'effluents radioactifs - Installation STE2 de l'usine UP2 400 de COGEMA La Hague.** Le 23 avril, les équipements de contrôle et de mesure de l'une des cheminées de l'installation STE2 ont détecté une augmentation anormale de l'activité radiologique rejetée, suivie le lendemain d'une deuxième augmentation d'activité rejetée. L'unité d'entreposage des boues de la Station de Traitement des Effluents n°2 (STE2) assure la réception et l'entreposage des boues issues du traitement chimique des effluents radioactifs ainsi que des effluents issus du décolmatage des filtres utilisés avant rejet en mer. Des éjecteurs, alimentés en vapeur, permettent de transférer les effluents de la cuve de réception vers la cuve d'entreposage. Par ailleurs, les effluents gazeux provenant de la ventilation de l'unité sont filtrés avant rejet à la cheminée par 3 lignes de filtration parallèles, composées chacune de 3 filtres. Le 23 avril, à la suite d'un transfert d'effluents de décolmatage entre la cuve de réception et la cuve d'entreposage, un défaut de fermeture d'une vanne d'alimentation en vapeur a entraîné une fuite de vapeur dans les "ciels" des cuves. Cette vapeur a ensuite été entraînée par la ventilation de l'unité, mouillant les filtres de première barrière des 3 lignes de filtration. Ceci a entraîné une perte d'efficacité de la filtration gazeuse et un rejet non contrôlé dans l'environnement de particules radioactives (aérosols). Dès que les équipements de contrôle et de mesure ont détecté une augmentation de l'activité radiologique rejetée, l'exploitant a isolé l'alimentation en vapeur de l'unité, ce qui a permis le retour immédiat à un fonctionnement normal. Le 24 avril, l'isolement de l'une de ces 3 lignes de filtration, rendu nécessaire afin de remplacer le filtre mouillé, a entraîné une augmentation du débit gazeux traversant les deux autres lignes. Les équipements de contrôle et de mesure ont alors détecté une deuxième augmentation de l'activité radiologique rejetée pendant le temps qu'a duré l'intervention. L'activité des aérosols rejetés dans l'atmosphère lors de cet incident a été de 420 000 Bq, valeur faible comparée à la limite réglementaire (0,0005 %) et aux rejets de l'ensemble des installations de COGEMA La Hague en 1997 (2 %) mais qui est du même ordre de grandeur que l'activité rejetée par les installations de traitement des effluents au cours de cette même année. Cet incident, considéré comme un écart interne par l'exploitant, a été présenté aux inspecteurs de l'Autorité de sûreté lors de leur inspection du 13 mai. A la demande de l'Autorité de sûreté, l'exploitant a déclaré cet écart interne en tant qu'incident significatif le 15 mai. En raison de rejets radioactifs non contrôlés, cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

29 mai	Tricastin (Drôme) COGEMA - Etablissement TU5 Dépassement d'un seuil de rejet chimique. Le 17 mai, les appareils de détection et de mesure équipant la cheminée de rejet des effluents gazeux de l'installation ont enregistré pendant dix minutes un dépassement du seuil autorisé pour le rejet des oxydes d'azote. L'installation TU5 transforme le nitrate d'uranyle en oxyde d'uranium, forme solide aisément entreposable, et en acide nitrique recyclé sur l'établissement COGEMA de La Hague. Au cours des réactions chimiques mises en oeuvre dans le procédé industriel de TU5, des vapeurs nitreuses, contenant des oxydes d'azote, se forment en quantité plus ou moins importante selon le rendement des réacteurs chimiques. Le dimanche 17 mai, un lavage incomplet du produit en cours de traitement (pulpe d'UO₄) a entraîné une libération hors norme d'oxydes d'azote au moment où la pulpe d'UO₄ est transformée en oxyde ... d'uranium (U₃₀₈) par craquage dans un four de calcination. Le dépassement du seuil de rejet autorisé pour les oxydes d'azote (186 mg/m³, pour 150 autorisés) a eu lieu bien que l'installation ait été préalablement arrêtée par les opérateurs sur indication d'une pré-alarme. De tels dépassements se sont déjà produits en 1996, en janvier et février 1998 et, plus récemment, le 10 mai 1998. L'exploitant travaille à la réalisation d'un équipement destiné au traitement des effluents des unités TU5 (cf Contrôle n°120) qui devrait permettre d'éviter définitivement le renouvellement de ce type d'incident. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur le personnel et l'environnement, cependant en raison de transgression d'une limite réglementaire de rejet et de la répétitivité de ces dépassements, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.
12 juin	Marcoule Etablissement COGEMA - Atelier de décontamination des matériels (Installation nucléaire de base classée secrète). Début d'incendie dans les armoires électriques d'alimentation du réseau de ventilation de l'atelier de décontamination des matériels. Le 1er juin à 7h02, un début d'incendie a eu lieu à l'atelier de décontamination des matériels, dans le local qui abrite les armoires électriques d'alimentation du réseau de ventilation de cet atelier. L'alarme a été déclenchée par les moyens automatiques reliés au PC de surveillance interne à l'établissement. L'atelier étant à l'arrêt, la ventilation était en régime réduit. Les équipes d'intervention sont intervenues très rapidement. L'atelier étant placé sous surveillance, aucune personne n'était présente dans les locaux. L'incendie a été circonscrit à 7h08 par les moyens propres à l'établissement. Les dégâts sont limités aux armoires électriques. Une première analyse des causes de cet incendie conduit à la conclusion d'un court-circuit dans le contacteur de ligne du ventilateur. Cet événement n'a eu aucune conséquence, ni pour le personnel, ni pour l'environnement. En l'application de l'échelle INES, cet événement est classable au niveau 1.
12 juin	Site du Tricastin. Perte d'alimentation électrique de plusieurs installations. Dans la nuit du 27 au 28 mai, de violents orages ont provoqué, à 0h49, une coupure générale de l'alimentation électrique de plusieurs installations nucléaires du site du Tricastin : installations de l'établissement COGEMA, du centre CEA de la vallée du Rhône et d'une partie de l'usine FBFC. Ces installations sont alimentées à partir d'un poste électrique commun situé sur l'établissement COGEMA. La perte totale d'alimentation électrique est un incident dont l'occurrence est anticipée dans les bases de conception des installations nucléaires. Ainsi, dès la perte d'alimentation électrique, les procédures prévues ont été appliquées : mise en sécurité des équipements, évacuation du personnel, etc. L'alimentation électrique des différentes installations a été rétablie progressivement entre 3h00 et 8h00. A l'issue de cette panne, les appareils de détection n'ont enregistré aucune contamination radioactive ou chimique. En raison d'une défaillance de mode commun ayant affecté les réseaux de ventilation et de surveillance de plusieurs installations et en raison de la durée de la perte de source électrique, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.
12 juin	La Hague (Manche) COGEMA - Usine UP2 - Atelier NPH Manutention d'un panier de combustible usé dans des conditions non conformes aux règles générales d'exploitation (RGE). Le 19 mai, lors d'une opération de contrôle de combustibles dans la piscine de l'atelier NPH, des déplacements d'un panier d'entreposage de combustible usé ont été effectués pour procéder à différentes inspections sur le combustible. Ces déplacements ont été entrepris alors que le couvercle de ce panier était déposé, sans qu'ait été mise en oeuvre la procédure d'intervention exceptionnelle prescrite en pareil cas par les RGE. Les combustibles usagés sont placés en piscine en attendant leur retraitement. Ils sont stockés et manipulés au moyen de paniers munis de couvercles pour pallier tout risque de criticité. Le retrait du couvercle est toutefois autorisé à titre exceptionnel, sous réserve de l'application d'une procédure particulière prévue par les RGE. Après cet incident, une inspection a été réalisée le 4 juin par l'Autorité de sûreté. Compte tenu du non-respect des RGE, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.
19 juin	Caen (Calvados) GANIL - Grand accélérateur national d'ions lourds Légère contamination de deux agents lors d'une intervention sur du matériel d'exploitation. Le 16 avril, deux opérateurs ont pénétré dans la salle de distribution du faisceau de particules de l'accélérateur pour effectuer une réparation sur un des éléments de distribution du faisceau dans les salles d'expérimentations. Cette salle est une zone contrôlée, équipée d'une balise de détection d'irradiation et dont l'accès est limité par un système de

sécurité. Lorsque les agents sont entrés dans la salle, les conditions d'accès étaient réunies. En cours d'intervention, le niveau d'irradiation a varié entraînant une exposition des deux agents estimée à 0,001 millisievert (à comparer à une limite réglementaire annuelle de 50 millisieverts). Cet incident est dû à : - un défaut d'alarme sonore sur la balise de radioprotection ; - un défaut de conception d'un système de sécurité. Il est à noter que le défaut d'alarme sonore avait été détecté lors des contrôles périodiques sans que des mesures correctives aient été prises. Ces faits, ainsi que l'absence de port des films dosimétriques par les deux agents sont révélateurs de lacunes de culture de sûreté. En conséquence, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

19 juin

La Hague (Manche) COGEMA - Usine UP3 - Atelier T1 de cisailage et de dissolution des combustibles usés Non-respect de la périodicité de décolmatage d'une centrifugeuse. Le 4 juin, alors que l'atelier était en activité, l'exploitant a découvert que l'obstruction partielle d'un débitmètre avait entraîné une sous-estimation de 25% du tonnage de combustibles usés cisailés, retardant par voie de conséquence le décolmatage périodique prescrit de la centrifugeuse destinée à clarifier les solutions de dissolution. La première opération du retraitement d'un combustible usé consiste à le cisailier en petits tronçons qui sont envoyés dans de l'acide nitrique afin d'en dissoudre le contenu. La solution obtenue est alors centrifugée afin de récupérer la partie non solubilisée, qui vient se déposer sur les bords de la centrifugeuse. Une prescription de sûreté impose le décolmatage régulier de ce dépôt, afin d'éviter tout risque d'échauffement en cas de blocage de la centrifugeuse sans possibilité d'arrosage. Tous les autres moyens de pallier le risque d'échauffement étaient disponibles le 4 juin. Le décolmatage de la centrifugeuse a été effectué dès qu'a été découverte l'anomalie. Le système automatique de mesure par le débitmètre défectueux a été doublé par un contrôle des opérateurs. Le bouchon obstruant le débitmètre a été dissout lors d'une intervention réalisée le 11 juin. En raison d'une sortie du domaine de fonctionnement autorisé, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

19 juin

Tricastin / Pierrelatte (Drôme) Etablissement COGEMA Contamination radioactive d'une voie ferroviaire du site. Le 9 juin, le directeur de l'établissement COGEMA de Pierrelatte a été informé de l'existence d'une contamination radioactive localisée entre deux traverses de la voie ferroviaire desservant le site nucléaire du Tricastin. Cette découverte a eu lieu dans le cadre d'un programme de contrôle général des voies de transport récemment engagé par EDF. Les mesures de radioactivité effectuées par EDF, COGEMA et l'OPRI ont révélé un débit de dose à 1 mètre de 0,25 microsievert/heure. En d'autres termes, une personne, séjournant 24 heures sur 24 à 1 mètre de ce point de contamination pendant un an, recevrait une dose de 2,2 millisieverts. Cette quantité est à comparer à la limite réglementaire, pour le public, de 5 millisieverts par an et à l'exposition à la radioactivité naturelle qui est de l'ordre de 2,3 millisieverts par an. L'analyse des prélèvements de sol réalisés a montré que la contamination était due à une présence d'uranium. L'assainissement de la portion de voie incriminée a eu lieu du 10 au 11 juin. Les traverses et le ballast contaminés ont été récupérés. Cet assainissement a permis de confirmer la présence de nitrate d'uranyle. Selon l'exploitant de l'établissement COGEMA, cette contamination aurait pour origine une fuite, constatée le 29 juillet 1992, sur un conteneur de transport de nitrate d'uranyle à destination d'une installation nucléaire militaire de la COGEMA. Cet événement n'a eu aucune conséquence ni pour le public ni pour l'environnement. S'agissant d'une pollution liée au transport de matières radioactives en dehors du périmètre d'une INB, cet incident ne fait pas l'objet d'un classement sur l'échelle INES qui n'a pas encore été adaptée à ce type d'incident.

26 juin

MARCOULE- Usine Mélox - Perte d'un niveau de filtration d'un réseau de ventilation. Le 15 juin, le troisième et dernier niveau de filtration d'un réseau de ventilation de très haute dépression du bâtiment 500 est resté inefficace pendant 2 heures 30. Ce réseau de ventilation permet le maintien de la dépression des enceintes de confinement, dans lesquelles est mise en oeuvre la matière nucléaire ; il assure également la régulation de la température des enceintes. Ce type de réseau comporte trois niveaux de filtration qui permettent d'arrêter les substances radioactives pour éviter toute émission vers l'extérieur. Au cours d'une opération d'échange de filtre, une erreur dans la mise en oeuvre des procédures d'intervention sur le réseau de ventilation a rendu inopérant le troisième niveau de filtration. Les deux autres niveaux sont restés opérationnels. L'installation était dans les conditions normales de fonctionnement. Cet événement n'a pas eu de conséquences pour le personnel et pour l'environnement ; cependant, en raison du nonrespect des procédures d'intervention sur une fonction importante pour la sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

26 juin

Cadarache (Bouches-du-Rhône) Laboratoire d'étude et de fabrication de combustibles avancés (LEFCA) du CEA. Non respect des consignes concernant le risque de criticité. Le 17 juin, un dépassement de la masse de matière fissile autorisée a été constaté dans un alvéole du magasin d'entreposage. Le LEFCA est un laboratoire qui réalise des études de base sur le plutonium, l'uranium et les actinides et manipule leurs composés sous toutes les formes en vue d'applications aux combustibles des réacteurs nucléaires. Les activités du laboratoire sont arrêtées depuis l'incident du 27 juillet 1997. Cet incident classé au niveau 2 de l'échelle INES par la DSIN, avait révélé des anomalies dans la gestion des

matières nucléaires (présence de plutonium dans un emballage censé contenir uniquement de l'uranium), et avait conduit le CEA à entreprendre un inventaire des matières présentes dans ses magasins de stockage. L'un des principaux risques dans cette installation est la criticité, situation dans laquelle une quantité suffisante de matière fissile est réunie dans une disposition propre à produire une réaction nucléaire incontrôlée. Au LEFCA, la sûreté en ce qui concerne ce risque est notamment assurée par la limitation de la masse de matière fissile présente dans les alvéoles d'entreposage et les cellules d'expérimentation. Au cours de cet inventaire général des matières radioactives, un dépassement des limites de masse (920 g pour une limite de 750 g) a été constaté dans un des magasins de stockage. Ce dépassement n'a pas eu de conséquence en termes de criticité, les limites fixées comprenant des marges importantes ; il n'a pas eu de conséquence pour le personnel et l'environnement. Néanmoins, en raison d'un non-respect des règles de fonctionnement autorisé, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

26 juin

Saclay (Essonne) Fuite d'effluent à la station de traitement des effluents du Centre CEA. Le 18 juin, le CEA a constaté la présence d'une flaque de liquide autour de fûts entreposés dans un local de la station de traitement des effluents du Centre de Saclay. D'autres fûts s'étant mis à leur tour à fuir, le CEA a mis en oeuvre des opérations de reprise du contenu des fûts qui se sont achevées le dimanche 21 juin, à 20 heures. La station de traitement des effluents de Saclay est destinée à traiter les effluents liquides provenant des différentes installations du Centre. Dans un des locaux de cette installation, inemployé, le CEA a, en 1996, entreposé 53 fûts en acier noir de 200 l contenant des effluents radioactifs liquides. Le 18 juin matin, lors d'une intervention pour des contrôles électriques, le CEA a constaté la présence d'une flaque liquide autour de ces fûts ; ce liquide, qui provenait d'un fût percé à sa base, était un effluent faiblement radioactif de forte acidité (pH = 1). Une opération de pompage a été engagée par le CEA. Au cours de la nuit du 18 au 19 juin, il est apparu que d'autres fûts, au contact de la flaque, se sont à leur tour mis à fuir du fait de la corrosion par l'acide. Le 19 juin, le CEA a engagé les opérations de reprise du contenu de l'ensemble des fûts présents dans ce local, afin de le transvaser dans des fûts neufs, certains en inox résistants à la corrosion, d'autres en acier noir. Le bâtiment dans lequel s'effectuaient ces opérations a été entouré à l'extérieur par un périmètre de sécurité. En parallèle, la capacité de rétention du local a été augmentée par la construction d'un muret. L'Autorité de sûreté, informée le 19 juin de cet incident, a effectué le jour même une inspection afin notamment d'examiner les dispositions prises par l'exploitant. Le chantier d'intervention mis en place a fonctionné en continu pendant le weekend. Dans la nuit du 19 au 20 juin, le CEA a constaté que les fûts neufs en acier noir utilisés pour recevoir le contenu des fûts anciens se mettaient eux aussi à fuir. Il a donc retransvasé leur contenu dans des fûts en inox. L'Autorité de sûreté a procédé à une autre inspection le 21 juin 1998, pour s'assurer du bon avancement des opérations de reprise. Ces dernières se sont achevées le 21 juin à 20 h. Selon l'exploitant, cet incident n'a eu aucune conséquence pour le personnel et pour l'environnement. Cependant, cet incident met en évidence un manque de rigueur de la part de l'exploitant dans le cadre de la gestion de ces effluents : - les fûts incriminés ont été entreposés dans un local fortement encombré non prévu à cet effet ; - les fûts n'étaient pas prévus pour résister à la corrosion d'effluents acides. Du fait de la défaillance des barrières de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

3 juillet

Paris, le 30 juin 1998 COMMUNIQUE DE PRESSE A la suite des problèmes de contamination de surface constatés sur les convois de transport de combustible usé, EDF a présenté à la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) un ensemble de mesures destinées à assurer avec une plus grande rigueur la décontamination et le contrôle des convois au départ de ses sites. Après examen de ces dispositions, le Directeur de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) a donné son accord à la reprise des transports de combustible usé expédié à partir des centrales d'EDF. Cette reprise aura lieu dans les prochains jours. Elle s'effectuera progressivement, site par site, après contrôle par les services de l'Autorité de sûreté et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) du respect des dispositions prévues dans le cadre du plan présenté par EDF. La DSIN a informé la SNCF de cette décision. A titre de précaution, la SNCF avait décidé le 6 mai 1998 de suspendre tout transport par fer de combustibles usés dans l'attente d'informations complémentaires sur l'impact radiologique dû à la contamination des convois. Les contrôles effectués lors par l'OPRI ont confirmé l'absence d'impact sanitaire causé par cette contamination. Contact presse : Sandrine Le Breton Tél. : 01 43 19 39 61

Bollène (Vaucluse) Société SOCATRI Contamination de deux agents lors d'une opération de maintenance. Le 2 juillet, au cours d'une opération de changement de joint sur un conteneur de transport de nitrate d'uranyle, deux agents de maintenance ont été légèrement contaminés par la projection de deux à trois litres de solution uranifère. Outre d'importantes activités non nucléaires, la société auxiliaire du Tricastin (SOCATRI) assure des activités de maintenance, d'entreposage et d'assainissement de matériels provenant de l'industrie nucléaire. La projection de liquide est survenue au moment où les opérateurs ont voulu ouvrir l'orifice de remplissage pour en remplacer le joint. Malgré une manipulation préalable destinée à équilibrer la pression interne du conteneur avec la pression atmosphérique, un reliquat de surpression interne a provoqué une remontée, par le tube plongeant, du liquide résiduel présent en pied de

cuve. Les deux agents ont immédiatement été pris en charge par le service médical de l'établissement. Ils ont été soumis aux opérations de décontamination et aux examens médicaux obligatoires en pareille situation. Aucune contamination significative n'a été observée. L'incident ayant eu lieu à l'intérieur d'un local spécialement conçu pour ce type d'intervention, il n'a pas eu de conséquence sur l'environnement. Compte tenu de l'utilisation d'un mode opératoire qui s'est révélé inadéquat, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

24 juillet

Saclay (Essonne) Centre d'études du CEA. Contamination de résidus sur le site de l'usine d'incinération de Villejust. Les contrôles réalisés à la suite de la perte d'une source scellée de strontium 90 de très faible activité au CEA de Bruyères-le-Châtel - retrouvée le 18 juillet - ont mis en évidence la présence, dans les résidus de l'usine d'incinération de Villejust, d'une petite source de radium, provenant probablement d'un paratonnerre, et de taches de contamination par des produits de fission. Les matériaux correspondant aux taches de contamination ont été enlevés et transportés à titre conservatoire sur les Centres du CEA. Ces taches présentaient une activité moyenne de l'ordre de 10 Bq/g. La nature de ces produits de fission montre qu'ils proviennent probablement d'une "cible" de thorium irradié par faisceau de protons dans un accélérateur. Ce type d'expérimentation est lié aux recherches de physique nucléaire, menées par des laboratoires tant du CEA que d'autres organismes de recherche. La DSIN a procédé le 23 juillet à une inspection au Centre CEA de Saclay afin de s'assurer des conditions dans lesquelles les résidus provenant de Villejust sont entreposés sur le site. Au cours de cette visite de surveillance, menée en liaison avec la DRIRE Ile-de-France les inspecteurs ont vérifié par ailleurs l'état d'avancement des investigations visant à identifier l'origine de cette cible de thorium. Il apparaît que la nature des résidus découverts ne correspond pas aux cibles irradiées dans l'accélérateur SATURNE du Centre CEA de Saclay. Les investigations doivent donc être étendues, sous le couvert de la DRIRE Ile-de-France, à d'autres accélérateurs et aux laboratoires de la région, en dehors des Centres CEA, susceptibles d'avoir manipulé des cibles thorium.

24 juillet

Bruyères-le-Châtel (Essonne) Centre CEA - Installation nucléaire de basse classée secrète (INBS) Perte d'une source de très faible activité. Une source scellée de strontium 90, dans son conteneur de protection, a été déposée par erreur dans une poubelle destinée aux déchets ordinaires. Il s'agit d'une source de très faible activité (2.10×10^7 becquerels) qui n'émet que du rayonnement bêta. La source qui, dans son conteneur de protection ne pouvait être détectée par les contrôles de sortie du Centre, a suivi le cheminement des déchets banals: enlèvement par le prestataire de service et incinération dans ses propres installations. La disparition de la source a été constatée le 9 juillet 1998 à 13h00. Cet incident n'a eu aucune conséquence radiologique jusqu'à l'incinération incluse, car il n'a pas pu y avoir de rejets atmosphériques. Les risques ne pourraient être que très faibles dans les cendres ou mâchefers du fait de la nature de la source et de sa faible activité uniquement en rayonnement bêta. Des mesures de contrôle sont en cours tant au niveau de l'incinérateur que du dépôt des résidus. Cet évènement est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

24 juillet

Fontenay-aux-Roses (Hauts-de-Seine) Centre d'études du CEA: laboratoire de chimie du plutonium Légère contamination provoquée par la chute d'un flacon contenant une solution nitrique de plutonium au laboratoire de chimie du plutonium. Le 19 juin, un flacon contenant 2 à 3 ml d'une solution nitrique de plutonium 238 s'est brisé en tombant sur le sol d'un laboratoire du bâtiment de radiochimie (laboratoire de chimie du plutonium). Cette installation est en cours d'assainissement dans le cadre des opérations de cessation définitive d'exploitation. Lors de l'extraction de 3 flacons d'une boîte à gants pour analyse de leur contenu, la rupture d'une soudure de la manche en vinyle dans laquelle se trouvaient ces flacons a entraîné la chute de l'un d'entre eux. L'opérateur, qui portait son appareil de protection des voies respiratoires, a été soumis à un contrôle au service médical du travail du Centre qui n'a détecté aucune contamination corporelle; seule une de ses chaussures a été légèrement contaminée. Il n'y a pas eu de contamination atmosphérique du laboratoire. Les contrôles effectués dans celui-ci ont montré une contamination surfacique du sol de 4 à 200 Bq/cm² sur une surface de 1 m²; cette surface a été décontaminée par l'exploitant et la manche en vinyle défectueuse remplacée. S'agissant d'un accident similaire à celui qui s'était produit dans la même installation le 30 janvier dernier, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

14 août

Cabri (Cadarache) Ecart sur des procédures d'intervention. Le mardi 4 août à 14 heures, le mauvais positionnement d'une vanne lors d'une opération normale d'épuration, en circuit fermé, du sodium contenu dans un réservoir de stockage du réacteur CABRI a provoqué une perte d'étanchéité d'une boîte à gant (BAG) et un faible relâchement de gaz radioactifs dans l'atmosphère. Le sodium est utilisé pour le refroidissement des circuits expérimentaux. (suite). Le 4 août, lors de la mise en route de l'installation pour l'épuration du circuit, il s'est avéré que la vanne, placée entre le circuit expérimental et le réservoir de stockage de sodium, n'était pas fermée. Ceci a provoqué une surpression dans le circuit et la rupture d'un gant de la BAG. Par ailleurs, la procédure relative à cette opération ne précisait pas explicitement la fermeture de cette vanne. Le rejet à la cheminée représente 1,5 millionième de l'autorisation annuelle des

rejets sur le site de Cadarache. Aucune contamination n'a été décelée, suite aux contrôles et analyses sur le personnel et l'installation. Cet incident n'a présenté aucune conséquence ni pour l'environnement ni pour le personnel. CABRI est un réacteur de recherche pour étudier la sûreté des combustibles électronucléaires en cas d'accident de réactivité. En raison d'un dysfonctionnement dans l'application des procédures et du caractère incomplet de l'une d'elles, cet incident est classé, en attente, au niveau 1 de l'échelle INES.

21 août

Saclay Réacteur Osiris - Centre d'étude du CEA Exposition accidentelle d'un opérateur aux rayonnements. Le 14 août, lors d'une opération de nettoyage d'une piscine du réacteur expérimental Osiris, au Centre d'étude du CEA de Saclay, un opérateur a été exposé accidentellement aux rayonnements. Au cours de l'opération de nettoyage de la piscine du réacteur, l'opérateur utilisait un aspirateur à eau, dont le tuyau a été obstrué à son extrémité par un écrou métallique de 30 mm de diamètre. L'opérateur a alors remonté le tuyau à la surface de l'eau, a récupéré l'objet à la main et l'a déposé sur le sol. S'étant rendu compte, grâce au matériel de contrôle, que cet écrou était radioactif, il l'a immédiatement rejeté dans la piscine. L'opérateur a été conduit au service médical du centre afin d'y subir les premiers examens, puis a été orienté par précaution vers l'hôpital Percy de Clamart pour une analyse complémentaire. Il a quitté l'hôpital une heure plus tard. Le développement de son film dosimètre et les calculs effectués après reconstitution des circonstances de l'incident montrent que la dose qu'il a reçue se situe nettement au-dessous des limites réglementaires annuelles d'exposition aux rayonnements. Cet incident a eu lieu pendant l'arrêt annuel de maintenance du réacteur Osiris. Ce réacteur de recherche de faible puissance (70 mégawatts thermiques) est utilisé pour réaliser des études sur la tenue de différents matériaux sous irradiation, produire des radioéléments à usage médical, et du silicium dopé pour les besoins de la microélectronique. Cet incident, qui n'a eu aucune conséquence pour l'environnement, a été classé au niveau 1 de l'échelle INES en raison d'un manque de culture de sûreté et de radioprotection.

18 septembre

CEA/Valduc Installation nucléaire de base classée secrète (INBS) Contamination d'un agent par du tritium. Le 9 septembre, au cours d'une opération de maintenance et à la suite d'une erreur commise lors d'un branchement sur un équipement étanche contenant du tritium dans une boîte à gants, un agent d'une entreprise intervenant sur le Centre a été légèrement contaminé par le tritium. L'agent a fait immédiatement l'objet d'un contrôle radiotoxicologique qui a fait apparaître une dose intégrée d'environ 4,5 millisieverts, soit de l'ordre du 1/10ème de la dose annuelle pour les travailleurs du nucléaire. Compte tenu du non-respect de consignes, l'incident, qui a entraîné aucune conséquence pour l'environnement et les autres membres du personnel, a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

9 octobre

TRICASTIN Établissement TU5 de GOGEMA Dépassement d'un plafond de rejet chimique Le 17 septembre, les appareils de détection et de mesure équipant la cheminée de rejet des effluents gazeux de l'installation ont enregistré pendant dix minutes un dépassement du plafond autorisé pour le rejet des oxydes d'azote. L'installation TU5 transforme le nitrate d'uranyle en oxyde d'uranium, aisément entreposable sous forme de solide, et en acide nitrique, recyclé sur l'établissement COGEMA de La Hague. Au cours des réactions chimiques mises en œuvre dans le procédé industriel de TU5, des vapeurs nitreuses contenant des oxydes d'azote 1/4 en quantité plus au moins importante, selon le rendement des réactions chimiques. Le jour de l'incident, un lavage incomplet du produit en cours de traitement (pulpe d'UO₄) a entraîné une libération hors norme d'oxydes d'azote au moment où la pulpe d'UO₄ est transformée en oxyde d'uranium (U₃O₈) par craquage dans un four de calcination. Un faible dépassement du plafond autorisé pour le rejet des oxydes d'azote (154 mg/m³, pour 150 autorisés) a eu lieu bien que l'installation ait été préalablement arrêtée par les opérateurs sur indication d'une pré-alarme. 2/4 Les seuils d'alarmes des appareils de mesure de la radioactivité n'ont pas été dépassés ; cet incident n'a pas eu de conséquence sur le personnel et l'environnement. De tels dépassements des plafonds autorisés pour le rejet d'azote se sont déjà produits en 1996 et en janvier, février et mai 1998. L'exploitant travaille à la réalisation d'un équipement destiné au traitement des effluents des unités TU5 (cf., Contrôle n°120) qui à terme devrait permettre d'éviter définitivement le renouvellement de ce type d'incident. En raison de la transgression d'une limite réglementaire et du caractère répétitif de ces dépassements, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

16 octobre

Cadarache Centre d'études du CEA-Réacteur expérimental PHEBUS (IPSN) Désactivation du système de protection du réacteur lors d'un contrôle périodique. Le 2 octobre, alors que le réacteur expérimental Phébus était à l'arrêt, le système de protection du réacteur a été entièrement désactivé pendant la réalisation d'un contrôle périodique de fonctionnement des 6 barres de commande. Dans le cadre du programme international de recherches Phébus PF (produits de fission), le réacteur expérimental Phébus, exploité par l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), est utilisé pour effectuer des essais de combustibles de réacteurs à eau sous pression en situation accidentelle. Afin de contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de barres de commande, qui contiennent des matériaux ayant la propriété d'absorber les neutrons. En cas de nécessité, la chute de ces grappes de commande dans le cœur du réacteur permet d'arrêter rapidement la réaction nucléaire. Les grappes de

commande du réacteur font périodiquement l'objet de contrôles effectués pendant les phases d'arrêt. Ces derniers consistent à faire monter et descendre successivement chaque barre, les 5 autres étant maintenues en position basse afin de conserver le réacteur dans une configuration sûre. Pour la réalisation de cette opération, la procédure prévoit de désactiver une partie du système de protection du réacteur afin de ne pas empêcher le mouvement de la barre sélectionnée. Lors du contrôle du 2 octobre, pour une raison encore inconnue, le système de protection a été entièrement désactivé par l'opérateur. Dans cette situation, la montée intempestive d'une ou plusieurs autres aurait pu entraîner le redémarrage fortuit du réacteur, pouvant conduire à terme, dans certaines configurations, à une fusion partielle du cœur. Pendant le contrôle, la surveillance neutronique était néanmoins assurée par un opérateur, qui le cas échéant aurait pu ordonner par une opération manuelle l'arrêt d'urgence de réacteur. Cet incident a été déclaré par l'exploitant à l'Autorité de sûreté tardivement (le 13 octobre 1998). Il n'a pas eu conséquence sur le personnel ou sur l'environnement. Compte tenu des conséquences potentielles de cet incident, l'Autorité de sûreté a décidé de le classer provisoirement au niveau 2 de l'échelle INES. L'évaluation plus précise de ses conséquences potentielles et les investigations sur les circonstances de l'événement se poursuivent.

16 octobre

La Hague Installation T7 de l'usine UP3 de COGEMA La Hague Dysfonctionnement de la ventilation de sauvegarde du bâtiment d'entreposage des conteneurs de déchets vitrifiés. Le 6 octobre 1998, la trappe du circuit de ventilation de sauvegarde du bâtiment d'entreposage des conteneurs de déchets vitrifiés de l'atelier T7 s'est bloqué en position intermédiaire, empêchant le retour à un fonctionnement normal de la ventilation. Le bâtiment d'entreposage des conteneurs est constitué de 4 fosses de 100 puits. Chaque puit peut contenir 9 conteneurs de déchets vitrifiés. L'énergie thermique dégagée par les produits de fission dans les conteneurs doit être évacuée par une circulation d'air de refroidissement, qui peut être réalisée de deux manières différentes : - en fonctionnement normal, le refroidissement est assuré par une ventilation forcée réalisée au moyen de ventilateurs. Ce circuit est équipé de filtres ; - en fonctionnement de sauvegarde, il s'effectue par convection naturelle, sans filtration, par le tirage naturel de la cheminée du bâtiment. Le 6 octobre, afin de réaliser une opération de maintenance, la ventilation de refroidissement a été mise en configuration de tirage naturel. Lors du retour en configuration de ventilation par tirage forcé, la trappe de la fosse n°1 s'est bloquée en position intermédiaire, empêchant le retour à un fonctionnement normal. La trappe a été débloquée manuellement le 9 octobre. Durant ces 3 jours, l'exploitant n'a relevé aucune évolution notable des températures dans le bâtiment d'entreposage. La fonction refroidissement a donc été correctement assurée, malgré le blocage de la trappe en position intermédiaire. Par ailleurs, aucun rejet dans l'environnement n'a été constaté. Cependant, l'indisponibilité du système de ventilation de sauvegarde n'aurait pas permis d'assurer normalement le refroidissement des conteneurs en cas de situation accidentelle. En raison d'une dégradation de la défense en profondeur, cet incident a été classé par l'Autorité de sûreté au niveau 1 de l'échelle INES.

23 octobre

COMMUNIQUE DE PRESSE Paris, le 16 octobre 1998 La Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) a décidé de classer provisoirement au niveau 2 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) un incident survenu le 2 octobre sur le réacteur expérimental Phébus, situé à Cadarache (Bouches-du-Rhône) et exploité par l'Institut de protection et de Sûreté nucléaire (IPSN). Dans le cadre du programme international de recherches Phébus PF (produits de fission), le réacteur expérimental Phébus, exploité par l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), est utilisé pour effectuer des essais de combustibles de réacteurs à eau sous pression en situation accidentelle. Des contrôles sont périodiquement effectués sur les grappes de commandes du réacteur pendant les phases d'arrêt. Ces contrôles consistent à faire monter et descendre successivement chaque barre, les 5 autres étant maintenues en position basse afin de conserver le réacteur dans une configuration sûre. Pour la réalisation de cette opération, la procédure prévoit de désactiver une partie du système de protection du réacteur afin de ne pas empêcher le mouvement de la barre sélectionnée. Lors d'un tel contrôle réalisé le 2 octobre, le système de protection a été, pour une raison encore inconnue, entièrement désactivé par l'opérateur. Dans cette situation, la montée intempestive d'une ou plusieurs autres barres aurait pu entraîner le redémarrage fortuit du réacteur. Pendant l'opération, un opérateur assurait néanmoins la surveillance neutronique au tableau de commande, et aurait pu, le cas échéant, ordonner par une opération manuelle l'arrêt d'urgence du réacteur. L'incident a été déclaré tardivement à l'Autorité de sûreté (le 13 octobre). Des investigations complémentaires sur les circonstances de l'événement et sur ces conséquences potentielles sont actuellement en cours. Elles permettront en particulier d'établir un classement définitif de l'incident sur l'échelle INES. Contact presse : Sadrine Le Breton Tél : 01.43.19.39.61

6 novembre

GANIL - Grand accélérateur national d'ions lourds Perte de quatre sources radioactives scellées. Le 16 octobre, l'exploitant du GANIL a déclaré à l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) la perte de quatre sources radioactives scellées. Ces sources radioactives scellées sont utilisées pour étalonner des appareils de mesures utilisés lors des expériences menées au GANIL. Tout détenteur de sources scellées doit, en application de la législation française, connaître à tout instant l'inventaire des

produits qu'il détient. Deux visites de surveillance réalisées par l'Autorité de sûreté au Ganil en 1994 ont mis en évidence des lacunes dans la gestion des sources. A la suite de ces inspections, l'exploitant s'était engagé à mettre en oeuvre des dispositions visant à gérer avec rigueur ses sources scellées (mise en oeuvre d'inventaires réguliers, gestion informatisée des sources,...). Pourtant, ce n'est qu'en octobre 1998 que l'exploitant a entrepris un inventaire exhaustif de ses sources scellées, ce qui lui a permis de découvrir la perte de quatre d'entre-elles. A la découverte de la perte de ces sources, l'exploitant a mené des investigations en interne et auprès des laboratoires de recherche français qui viennent fréquemment au Ganil pour réaliser des expérimentations. Ces recherches ont permis de retrouver deux sources scellées (la première était au sein du Ganil, et la seconde dans un laboratoire extérieur). Elles ont aussi révélé qu'une autre source était manquante (elle a été échangée avec une source de même nature mais qui n'est pas la propriété du Ganil). Ces recherches ont aussi montré que ces sources scellées ont été contrôlées pour la dernière fois entre 1991 et 1995 pour les quatre sources perdues, et en 1987 en ce qui concerne la source manquante. Informée de cet événement le 16 octobre, l'Autorité de sûreté a menée une inspection le 23 octobre. Celle-ci a notamment révélé plusieurs non-respects à la législation française (absence d'inventaire exhaustifs et réguliers des sources scellées, absence de déclaration immédiate de la perte des sources,...). Ces écarts sont révélateurs d'un manque de culture de sûreté. Dans l'attente d'expertises complémentaires, les conséquences potentielles sur l'homme et l'environnement liées à la perte de ces sources sont aujourd'hui estimées négligeables. Néanmoins, compte tenu du manque de culture de sûreté constaté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

6 novembre

COMMUNIQUE DE PRESSE Paris, le 5 novembre 1998 Le 29 octobre 1998 vers 20 heures 30, le navire **Ploneer Yakutii, en provenance de Russie**, est arrivé au port du Havre avec un chargement d'uranium naturel. Sur les 17 conteneurs de ce chargement, deux présentaient des dommages visibles causés par la tempête. Les deux conteneurs incriminés présentaient des déformations sur l'une des parois latérales ; par ailleurs, l'un d'eux était percé de plusieurs ouvertures dont la plus grande avait diamètre d'environ 3 centimètres. L'uranium naturel, sous forme d'oxyde, est conditionné dans les fûts qui sont disposés et arrimés pour le transport dans des conteneurs à raison de 36 fûts par conteneur. Chaque fût contient environ 330 kg d'uranium. Ces fûts doivent satisfaire aux exigences de la réglementation du transport des matières dangereuses, notamment en matière de confinement et de résistance mécanique. Après réalisation des contrôles d'intégrité et d'irradiation des 17 conteneurs, et après accord de la DSIN, la société RSB Logistic, commissaire de ce transport, a fait procéder au transport par chemin de fer des 15 conteneurs intacts vers leur destination finale, la société COMHUREX de Malvézi (à proximité de Narbonne). A la demande de la DSIN, RSB Logistic a fait transférer les deux conteneurs endommagés dans un hangar du port du Havre affecté aux matières dangereuses, où la société devra procéder aux vérifications de conformité à la réglementation des fûts qu'ils contiennent. En préalable au transport de ces deux conteneurs vers COMHUREX, l'Autorité de sûreté procèdera à une inspection lors des opérations de vérification de l'intégrité des fûts menées par RSB Logistic. Cet incident n'a pas eu de conséquences sur l'environnement et le public, il a néanmoins entraîné une dégradation de la fonction de confinement des conteneurs requise par la réglementation du transport des matières dangereuses. Contact presse : Sandrine Le Breton Tél : 01 43 19 39 61

13 novembre

AUTRES SITES LA HAGUE Légère contamination des vêtements de travail du personnel intervenant sur le chantier de l'ancienne canalisation de rejet. Le 6 novembre, une légère contamination des combinaisons du personnel intervenant sur le chantier de l'ancienne canalisation de rejet a été détectée lors du contrôle radiologique effectué en fin de journée. Ce chantier, qui a débuté le 5 novembre, vise à renforcer la dalle en béton recouvrant l'extrémité des tuyauteries enterrées de l'ancienne canalisation de rejet. Il est effectué en préalable aux travaux de terrassement et de couverture de l'actuelle canalisation de rejet ayant pour objet d'en modifier le profil et de prévenir le risque d'irradiation lors des marées de grandes amplitudes. Lors du rempli de chantier à marée montante, le contrôle radiologique des intervenants a mis en évidence une légère contamination des tenues en césium 137. Les contrôles de contamination interne effectués sur les 3 agents concernés se sont avérés négatifs. L'exploitant a suspendu ces travaux préparatoires et a mis en place une surveillance radiologique renforcée. Ces mesures montrent une contamination autour de l'extrémité de l'ancienne canalisation de quelques Bq/g, avec un maximum sous l'ouvrage de 10 Bq/g. L'inspection réalisée par l'Autorité de sûreté le 7 novembre n'a pas permis de déterminer la cause exacte de cette contamination ; cependant, au vu des radioéléments détectés, les hypothèses s'orientent vers les traces d'une contamination ancienne. Par ailleurs, les inspecteurs ont effectué des prélèvements d'eau de mer, de patelles, d'algues et de sédiments qui ont été transmis à l'OPRI pour analyses. En raison du faible niveau de radioactivité relevée sur les tenues des intervenants et dans l'environnement immédiat de l'extrémité de l'ancienne canalisation, cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

26 novembre

MARCOULE-PHENIX Centrale PHENIX Perte de l'intégrité d'une barrière de confinement. Le 13 novembre, une baisse de niveau de sodium a été constatée dans le circuit secondaire n°2, accompagnée d'une augmentation de niveau de sodium dans le circuit primaire. Cette anomalie a été mise en évidence

lors des investigations menées par l'exploitant à la suite de deux désamorçages successifs d'une pompe auxiliaire les 10 et 12 novembre. La Centrale Phénix a été autorisée à remonter en puissance au mois de mai 1998 pour finir un 50ème cycle de fonctionnement avant un arrêt de plusieurs mois prévu en 1999 pour travaux. L'incident du 13 novembre s'explique par une fuite au niveau de l'un des deux échangeurs intermédiaires de la boucle 2, dont le rôle est de transférer la chaleur du circuit sodium primaire vers le circuit sodium secondaire. L'exploitant n'a pas encore identifié lequel des deux échangeurs est en cause. Du fait des écarts de pression entre les deux circuits, le sodium secondaire s'est écoulé dans le circuit primaire et aucune contamination n'est sortie de celui-ci. Le réacteur a immédiatement été mis à l'arrêt. L'exploitant envisage de remplacer l'échangeur en cause par un composant neuf. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur le confinement des matières radioactives. Néanmoins, en raison de la perte de l'intégrité de la deuxième barrière de confinement, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.