

Comité Stop-Nogent

Enregistrement de 3614 Magnuc en 1997

Réacteurs REP de 900 MWe

Blayais ? 21/3/97

Cumul d'indisponibilités pendant 1h15 minutes à la suite de la réalisation d'un essai périodique alors qu'une alimentation électrique externe était indisponible. Le 1er août 1996, l'exploitant a programmé un essai périodique sur le système de protection du réacteur, rendant une de ses voies indisponible, alors qu'au même moment une des alimentations électriques auxiliaires était indisponible. Les règles générales d'exploitation interdisent le cumul programmé de deux indisponibilités de cette nature. Ce cumul était donc un incident significatif ; il a été classé provisoirement au niveau 0 de l'échelle INES. Une analyse approfondie de cet incident a mis en évidence une série d'erreurs humaines dans la programmation des essais et dans la communication des informations entre les techniciens concernés, ce qui a conduit l'exploitant à proposer le 7 mars 1997 de reclasser cet incident au niveau 1 de l'échelle INES. Le délai entre la date de l'incident et la proposition de son reclassement par l'exploitant s'explique par l'analyse approfondie menée pour déterminer les actions effectivement réalisées par chaque intervenant pour déterminer les causes et les responsabilités engagées. En définitive, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Blayais 1 - 12/9/97

Indisponibilité partielle des soupapes de protection des générateurs de vapeur. Le 25 août, au cours de l'arrêt annuel du réacteur pour renouvellement du combustible, l'exploitant a découvert la présence d'obturateur sur 4 des 2 soupapes de protection des générateurs de vapeur. Ces bouchons, qui auraient été installés pour empêcher l'intrusion de corps étrangers à l'intérieur des soupapes, risquaient d'en empêcher l'ouverture totale et d'en limiter le débit. L'indisponibilité partielle des soupapes concerne 2 des 3 tuyauteries principales qui assurent la circulation de la vapeur entre les générateurs de vapeur et la turbine ; sur l'une des tuyauteries, trois soupapes étaient affectées par ce défaut. Au terme des investigations menées, cette anomalie n'affectait pas les autres réacteurs de la centrale ; en revanche, des contrôles complémentaires ont révélé des défauts de serrage sur la vis de blocage d'une bague coulissante, affectant six autres soupapes du réacteur 1, six soupapes du réacteur 2 et deux soupapes du réacteur 4. Bien que ce type de défaut n'ait pas de conséquence sur le débit de vapeur évacuée en cas de besoin, une analyse globale de la qualité des opérations de maintenance doit être réalisée. En raison du risque de défaillance de cause commune, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Bugey site 4/4/97

Exercice de crise nucléaire. Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le mardi 11 mars sur la centrale nucléaire du Bugey. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les pouvoirs publics afin de faire face à un incident nucléaire. L'exercice, qui s'est déroulé de 8h00 à 15h00 environ, a mobilisé les équipes de crise : - de la préfecture du département de l'Ain. Le poste de commandement fixe (PCF) mis en place à la préfecture de Bourg-en-Bresse regroupait les principaux responsables des services de l'État concernés (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS...) ainsi que des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'Intérieur. Par ailleurs, une cellule de crise (dans une configuration réduite) a été mise en place à la préfecture de l'Isère ; - de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), de son appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Rhône-Alpes ; - d'EDF, au niveau national et sur le site du Bugey ; - de la Direction générale de la Santé (DGS) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet. Lors de cet exercice de crise, la préfecture a testé les conditions de mise en place du poste de commandement fixe de l'Ain et du poste de commandement allégé de l'Isère, et leur coordination. L'exercice a permis également de tester le fonctionnement de la "chaîne de décision" entre les préfectures et l'échelon national, le processus d'information des élus et la capacité des acteurs à répondre à une pression médiatique. L'exercice ne comportait pas d'action impliquant une participation de la population ; des observateurs de la Commission locale d'information (CLI) ont assisté à l'exercice au sein des PC locaux et nationaux. La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait trois défaillances successives sur le réacteur nucléaire fictif numéro 6 de la centrale du Bugey (qui ne compte que cinq réacteurs, dont un à l'arrêt définitif) : un incendie sur un tableau d'alimentation électrique au cours duquel trois personnes ont été blessées, une perte de l'alimentation en eau de refroidissement du site et une rupture de tube de générateur de vapeur. La rupture de tube de générateur de vapeur a provoqué des rejets légèrement radioactifs dans l'atmosphère, pendant moins d'une demi-heure, entraînant une exposition très inférieure au seuil justifiant le

confinement de la population ou l'absorption de comprimés d'iode. A titre de précaution, la préfecture de l'Ain a décidé, de façon fictive, vers 12h45, la mise à l'abri de la population et l'ingestion de comprimés d'iode. La situation simulée aurait été classée au niveau 3 de l'échelle INES. Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice est programmée le 28 avril 1997 dans les locaux de la DSIN à Paris.

Blayais site 3/10/97

Rejet incontrôlé dans la Gironde d'eau chargée en tritium. Le 19 septembre, lors de la vidange d'un réservoir d'eau tritiée, une erreur de manipulation a provoqué un rejet incontrôlé de cette eau radioactive dans la Gironde. Le tritium est un isotope radioactif de l'hydrogène, produit au cours de la réaction nucléaire. Il est présent dans l'eau du circuit primaire. Il est rejeté par les centrales nucléaires dans les limites des autorisations annuelles, après stockage temporaire pour contrôle avant rejet. L'exploitant avait entrepris de transférer l'eau tritiée vers le circuit de stockage des effluents radioactifs à l'aide d'un dispositif provisoire. Une erreur de manipulation a provoqué la rupture d'un tuyau flexible et l'écoulement de l'eau contaminée vers la fosse de rétention des eaux pluviales. La vidange de cette fosse, déclenchée automatiquement lorsqu'elle est pleine, a conduit à déverser environ 350 m³ d'eau contaminée vers la Gironde. L'activité rejetée dans l'estuaire est estimée à 12 gigabecquerels, soit 0,01 % de l'activité annuelle maximale fixée par l'arrêté d'autorisation de rejets radioactifs. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté. Il est classé provisoirement au niveau 0 de l'échelle INES. L'examen détaillé par l'Autorité de sûreté des causes de cet incident pourra conduire à une révision de ce classement.

Blayais site - 28/11/97

Reclassement au niveau 1 d'un incident initialement classé au niveau 0. Le 19 septembre, lors de la vidange d'un réservoir d'eau tritiée (contenant du tritium), une erreur de manipulation a conduit à un rejet incontrôlé de cette eau radioactive dans la Gironde. Le tritium est un isotope radioactif de l'hydrogène, produit au cours de la réaction nucléaire. Il est présent dans l'eau du circuit primaire. Il est rejeté par les centrales nucléaires dans les limites des autorisations annuelles, après stockage temporaire pour contrôle avant rejet. L'exploitant avait entrepris de transférer l'eau tritiée vers le circuit de stockage des effluents radioactifs à l'aide d'un dispositif provisoire. Une erreur de manipulation a provoqué la rupture d'un tuyau flexible et l'écoulement de l'eau contaminée vers la fosse de rétention des eaux pluviales. La vidange de cette fosse, déclenchée automatiquement lorsqu'elle est pleine, a conduit à déverser environ 350 m³ d'eau contaminée vers la Gironde. L'activité rejetée dans l'estuaire est estimée à 12 gigabecquerels, soit 0,01 % de l'activité annuelle maximale fixée par l'arrêté d'autorisation de rejets radioactifs. Cet incident, sans conséquence sur la sûreté, avait été classé provisoirement au niveau 0 de l'échelle INES par l'Autorité de sûreté. L'analyse en profondeur de l'événement et la reconstitution précise de son déroulement ont révélé de nombreuses insuffisances dans l'organisation des travaux : préparation inadaptée, mauvaise communication entre les différents intervenants et suivi d'ensemble non satisfaisant. Ces insuffisances démontrant un défaut de culture de sûreté, cet incident a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

Bugey 2 - 5/9/97

Indisponibilité du système de refroidissement du circuit de recirculation de l'aspersion dans l'enceinte. Le 29 août, alors que le réacteur venait d'être rechargé en combustible, l'exploitant a découvert l'indisponibilité pendant plusieurs jours du système de refroidissement du circuit de recirculation de l'aspersion dans l'enceinte (EAS), ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation (STE). 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. Le circuit de recirculation permet, en cas de grosse brèche du circuit primaire, de récupérer l'eau collectée dans les puisards du bâtiment du réacteur. Cette eau peut alors être réinjectée dans le circuit primaire via le système d'injection de sécurité (RIS), ou servir à diminuer la pression et la température de l'enceinte de confinement via le système d'aspersion (EAS). Le refroidissement de ce circuit est assuré par un système redondant comprenant deux files indépendantes, chacune équipée d'une pompe et d'un échangeur. Le 20 août, à la suite des essais de requalification d'une des deux voies du circuit EAS, une pompe du système de refroidissement de ce circuit est restée débranchée. La pompe de la deuxième file de ce système a été également rendue indisponible jusqu'au 23 août en raison de travaux interrompant son alimentation électrique. Les STE requièrent la disponibilité d'une des deux files de ce système dès le rechargement qui, en l'occurrence, a débuté le 22 août. Cette anomalie, qui n'a eu aucune conséquence réelle, a été corrigée dès sa découverte lors d'une ronde le 29 août. En raison d'une lacune dans le processus d'assurance qualité, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Bugey 3 - 6/6/97

Indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée. Le 28 mai, alors que le réacteur était en fonctionnement, au cours d'une manœuvre normale d'exploitation, l'exploitant a constaté que le système d'appoint en eau borée du réacteur (ci-cuit REA) était resté indisponible pendant plus de 6 heures, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Le circuit d'appoint en eau borée sert à ajuster le volume et à régler la teneur en bore de l'eau injectée dans le circuit primaire pour contrôler la réaction nucléaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons. Le système REA comprend deux circuits indépendants, chacun d'eux

étant capable d'assurer la fonction d'appoint en eau borée du réacteur. Le jour de l'incident, une première équipe de conduite a rendu indisponible l'un des deux circuits lors de sa remise en conformité, après une manœuvre normale d'exploitation : une vanne a été oubliée en position fermée. Dans le cadre d'une opération de maintenance sur une pompe, l'équipe de conduite suivante a rendu indisponible le deuxième circuit, sans vérifier le caractère opérationnel du premier. Un autre système, le système d'injection de sécurité, qui permet l'introduction rapide d'eau borée en situation accidentelle, est toujours resté disponible. Cet incident n'a donc pas eu de conséquence du point de vue de la sûreté. Cependant, compte tenu du non respect des limites et conditions d'exploitation et d'un manque de culture sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Bugey 3 27/6/97

Surinsertion de grappes de commande. Le 16 juin, alors que le réacteur était en cours de démarrage, certaines grappes de commande se sont insérées automatiquement dans le coeur à un niveau légèrement 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. Dans le cas présent, un retard dans les opérations de montée en puissance a provoqué l'insertion de ces grappes en dessous de la limite autorisée. Il existe pour ce cas une fiche d'alarme qui demande à l'exploitant d'ajouter immédiatement du bore et d'arrêter le réacteur si les grappes ne sont pas remontées au bout de 15 minutes. L'exploitant, se fiant au fait que la montée en puissance allait reprendre rapidement et qu'elle permettrait de remonter les grappes de commande vers un niveau conforme aux STE, n'a pas arrêté le réacteur. Les grappes sont donc restées insérées pendant 21 minutes en dessous de la limite 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 de même nature, cet incident est classé provisoirement au niveau 1 de l'échelle INES.

Bugey 4 - 25/4/97

Non ouverture de l'évent du pressuriseur. Le 16 avril, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement en combustible depuis le 12 avril, le robinet d'évent du pressuriseur est resté fermé, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Le pressuriseur est un réservoir de forme cylindrique, qui a pour fonction de contrôler la pression du circuit primaire. En fonctionnement normal, il contient de l'eau en phase liquide et en phase vapeur. Pour vidanger le circuit primaire, il est nécessaire d'ouvrir un évent, isolable par un robinet et situé dans la partie haute du pressuriseur, afin de mettre ce réservoir à la pression atmosphérique. Le jour de l'incident, à cause d'une communication erronée entre deux opérateurs, cet évent est resté fermé, ce qui a entraîné une mauvaise appréciation du niveau d'eau dans le circuit primaire lors de sa vidange. Une comparaison entre le volume d'eau vidangé et le niveau d'eau mesuré dans ce circuit a permis de détecter rapidement la non ouverture de l'évent. En raison de lacunes dans la culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Bugey 2, 4 et 5 - 31/12/97

Dégradation des dispositifs antisismiques du système de relayage. Le 23 mai, alors que le réacteur 4 était en cours de redémarrage, l'exploitant a constaté la rupture de 3 silentblocs (dispositifs antisismiques) du système de relayage. Le système de relayage assure l'alimentation électrique des automatismes du réacteur. Situés dans la partie supérieure du bâti abritant ce système, les silentblocs sont des plots antivibratoires destinés à assurer la tenue au séisme. Un défaut de ces dispositifs peut conduire en cas de séisme à un mauvais fonctionnement des automatismes concernés. La rupture des silentblocs a été provoquée par le vieillissement de l'élastomère qui les constituent. Des investigations ultérieures menées sur les réacteurs 2 et 5 ont montré l'existence de dégradations similaires sur d'autres silentblocs. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté. Cependant, en raison de la dégradation d'un matériel requis par le rapport de sûreté afin d'assurer la tenue au séisme du réacteur, ainsi que de la possible répétition de cette anomalie sur d'autres réacteurs, l'incident est classé provisoirement au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon site 14/2/97

Détection de quatre points de contamination sur les voies de circulation du site. Les contrôles radiologiques annuels des voies de circulation du site, auxquels a procédé l'exploitant en décembre 1996 et janvier 1997, ont révélé quatre points de contamination radioactive hors des zones contrôlées. Les zones contrôlées sont les 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 œuvre, à la sortie de ces zones contrôlées, pour éviter la dissémination sur le site de particules radioactives. En outre, des contrôles annuels 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 ont pu être éliminés par grattage et par aspiration. Toutefois, cet événement révèle un dysfonctionnement dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives sur le site. En raison d'une mauvaise maîtrise des matières radioactives, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon 1 - 4/4/97

Le 27 mars, alors que le réacteur était à l'arrêt pour maintenance, il a été procédé - lors d'une opération de contrôle - à l'ouverture du pressuriseur du circuit primaire dans une configuration incorrecte. Aux termes des spécifications techniques d'exploitation (STE), cette opération exige qu'un circuit de secours soit disponible pour se substituer, en cas de nécessité, au circuit de refroidissement à l'arrêt. L'ouverture du pressuriseur du circuit primaire a été effectuée, sur la base d'un planning erroné, deux heures avant la mise en place du circuit de secours ; le contrôle qui a permis de détecter cette erreur a été effectué a posteriori et non a priori comme le prévoient les procédures applicables. En raison du non-respect des STE et des procédures requises, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon 2 - 19/9/97

Non-respect des limites de répartition du flux neutronique dans le cœur du réacteur. Le 5 septembre, le réacteur, qui était en phase de passage à l'arrêt, a fonctionné en dehors des limites imposées par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Afin que le cœur 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 cœur 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 cœur. Pendant la phase de passage à l'arrêt, la puissance du réacteur a été stabilisée, afin de procéder à un essai sur les chaînes de mesure du flux neutronique. La répartition de ce flux entre le haut et le bas du cœur s'est déséquilibrée et une des limites du diagramme de pilotage a été franchie pendant 2 heures 47 minutes. Compte tenu d'une modification récente qui a supprimé la réduction automatique de charge en pareil cas, l'opérateur aurait dû réaliser cette opération manuellement, conformément à la fiche d'alarme correspondant à la sortie du domaine de pilotage ; il ne l'a volontairement pas fait, afin de réaliser l'essai avant le passage à l'arrêt du réacteur. Un incident similaire s'étant produit le 1er mai dernier sur cette installation, l'Autorité de sûreté a engagé des investigations complémentaires ; une inspection est programmée le 25 septembre. En raison du non-respect de la conduite à tenir et sous réserve des résultats des investigations en cours, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon 3 - 19/12/97

Indisponibilité d'un groupe électrogène de secours. Le 4 décembre, lors d'un essai périodique réalisé alors que le réacteur était en fonctionnement, l'un des deux groupes électrogènes de secours a été rendu indisponible en raison du non-respect d'un paramètre de démarrage. Les groupes électrogènes de secours à moteur diesel ont pour fonction de pallier une perte des alimentations électriques extérieures en provenance du réseau national et de maintenir en fonctionnement certains systèmes de sécurité. Le jour de l'incident, l'exploitant n'a pu respecter un paramètre de démarrage d'un groupe électrogène de secours en raison d'un mauvais réglage d'une vanne d'injection du carburant. Cette anomalie l'a conduit à déclarer ce groupe indisponible. Détectée antérieurement sur un autre site nucléaire d'EDF, cette anomalie a fait l'objet d'un traitement générique par l'exploitation du parc nucléaire d'EDF. Cependant, l'exploitant de Chinon n'a pas pris en compte ce retour d'expérience : le contrôle des vannes d'injection n'a pas été réalisé sur les tranches 2 et 3. L'exploitant a immédiatement rétabli la disponibilité de ce groupe électrogène et a contrôlé l'ensemble des autres groupes électrogènes du site. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté du réacteur. En raison de l'absence de prise en compte du retour d'expérience démontrant un manque de culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon 4 14/03/97

Défaut de requalification d'une pompe du circuit de contrôle volumétrique et chimique du réacteur 4. Le 7 mars, lors d'une analyse périodique des incidents récents, l'exploitant a identifié une succession d'erreurs et de lacunes lors d'opérations de contrôle et de maintenance sur une pompe du système de contrôle volumétrique et chimique du circuit primaire principal. Le système de contrôle volumétrique et chimique a pour fonction de maintenir dans le circuit primaire la quantité d'eau nécessaire au refroidissement du cœur. Cette régulation du volume du circuit primaire se fait par l'intermédiaire d'un circuit d'injection (charge) muni de trois pompes redondantes et d'un circuit de vidange (décharge). Ces pompes assurent également la fonction d'injection de sécurité permettant en cas d'accident, par exemple une fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'introduire de l'eau borée sous haute pression dans celui-ci afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Le 12 décembre 1996, lors d'un essai périodique, l'exploitant - doutant de la réalisation d'un contrôle lors de l'arrêt pour rechargement de septembre 1996 - a rendu la pompe indisponible pour effectuer des travaux, travaux non justifiés compte tenu du nombre d'heures de fonctionnement de la pompe. Lors de ces travaux, une anomalie concernant la visserie du moteur a

été provoquée qui n'a pas été détectée lors d'essais incomplets de requalification ; lors du contrôle de cette requalification, des essais complémentaires ont permis de procéder à la remise en conformité de la pompe. Cette succession d'événements qui n'a fait l'objet d'aucune déclaration, témoigne de lacunes dans le processus d'assurance de la qualité. Cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 1 21/3/97

Non-respect des limites liées à la répartition du flux neutronique dans le cœur du réacteur 1. Le 11 mars, alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a découvert que les limites de répartition du flux neutronique dans le cœur, définies dans les spécifications techniques d'exploitation (STE), avaient été dépassées pendant plusieurs minutes. Afin de réduire le dommage subi par le cœur du réacteur 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 cœur ne doit pas être trop importante. A cet effet, les spécifications techniques d'exploitation définissent sur un diagramme de pilotage les limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le cœur. Le 6 mars, les paramètres définissant ces limites ont été calculés alors que la stabilité du flux neutronique du cœur, requise en ce cas par les STE, n'était pas strictement acquise. L'anomalie a été découverte lors d'un contrôle réalisé le 11 mars ; elle a été rapidement corrigée. A aucun moment la sûreté de l'installation n'a été mise en cause. En effet, des marges importantes ont été prises lors de la définition du domaine de fonctionnement autorisé. Par ailleurs, en cas de dépassement de ce domaine, un arrêt automatique aurait été déclenché par le système de protection du réacteur. Cependant, en raison du non-respect des STE, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 1 - 25/7/97

Surinsertion de grappes de commande. Le 19 juillet, alors que le réacteur était en baisse de charge, certaines grappes de commande se sont insérées automatiquement dans le cœur à un niveau légèrement inférieur à celui imposé par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). Afin de 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 cœur 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 cœur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté. Dans le cas présent, une dilution de la concentration en bore, voulue mais trop importante, a provoqué l'insertion de ces grappes en dessous de la limite autorisée. Il existe pour ce cas une fiche d'alarme qui demande à l'exploitant d'arrêter les dilutions en cours et d'ajouter du bore. L'opérateur n'a pas envisagé immédiatement les mesures permettant de remonter les grappes de commande à un niveau conforme aux STE. Les grappes sont donc restées insérées pendant environ 6 minutes en dessous de la limite 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.

Cruas 1 - 21/11/97

Appoint d'eau claire non autorisé dans la piscine du bâtiment du réacteur. Le 27 octobre, alors que le déchargement du combustible du réacteur était en cours, l'exploitant a utilisé un circuit alimenté en eau claire pour réaliser un appoint en eau dans la piscine du bâtiment réacteur, alors qu'il aurait dû utiliser un autre circuit alimenté en eau borée. En période de déchargement, la piscine doit être remplie d'eau borée dès que le couvercle de la cuve est retiré pour permettre la réalisation des opérations de manutention des assemblages combustibles. Le bore a pour 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. Aux termes des spécifications techniques d'exploitation (STE), les vannes d'arrivée d'eau claire connectées au circuit primaire du réacteur doivent être maintenues fermées lors du déchargement afin de prévenir toute possibilité de redémarrage de la réaction nucléaire. Le jour de l'incident, l'exploitant a délibérément utilisé un circuit alimenté en eau claire en raison de l'indisponibilité du circuit alimenté en eau borée auquel il aurait normalement dû avoir recours. Ce circuit était indisponible en raison de travaux de maintenance réalisés sur une vanne. Compte tenu du faible volume d'eau claire injectée et de son mélange simultané avec du bore, cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Cependant, en raison du non-respect délibéré des STE, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 1 et 4 - 4/4/97

Indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée. Le 18 mars, alors que le réacteur 1 était en fonctionnement, au cours d'une manœuvre normale d'exploitation, le circuit d'appoint en eau borée du réacteur s'est révélé indisponible, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Afin de contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - accroître ou diminuer 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 ou extraire les grappes de commande dans le cœur. Ces

grappes ont également la propriété d'absorber les neutrons. L'indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée était due à la fermeture par erreur d'une vanne manuelle de ce circuit, empêchant les pompes d'envoyer l'eau borée vers le circuit primaire. Dès la découverte de l'incident, le circuit a été remis en conformité. Un autre système, le système d'injection de sécurité, qui permet l'introduction rapide d'eau borée en situation accidentelle, est toujours resté disponible. Le 23 mars un incident similaire s'est produit sur le réacteur 4. Compte tenu de la mauvaise prise en compte du retour d'expérience d'un incident identique survenu le 20 mars 1996, ces deux incidents ont été classés au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 2 - 27/6/97

Indisponibilité du circuit RCV. Le 16 juin, alors que le réacteur était à l'arrêt et que débutaient les opérations de fermeture du circuit primaire principal, une pompe du circuit d'appoint en eau (circuit RCV) est restée indisponible pendant 16 heures, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation (STE) applicables dans cette configuration du réacteur. Le circuit RCV, placé en dérivation du circuit d'eau primaire, sert à effectuer des ajouts et des retraits d'eau dans ce dernier. Il est également utilisé dans certaines procédures de conduite en situation incidentielle, notamment pour assurer le refroidissement du combustible en cas de fuite importante du circuit primaire. Avant le début des opérations de fermeture du circuit primaire, les STE exigent la disponibilité du circuit RCV. En l'occurrence, le contrôle de cette disponibilité n'a pas été effectuée. L'appoint massif d'eau par d'autres pompes était opérationnel pour compenser toute fuite éventuelle sur le circuit primaire du réacteur. Compte tenu d'une lacune dans le processus d'assurance qualité, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 2 - 12/12/97

Indisponibilité des deux groupes électrogènes de secours à moteur diesel. Le 28 novembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a rendu indisponible les deux groupes électrogènes de secours à moteur diesel. Un groupe électrogène de secours à moteur diesel permet de pallier la perte de l'alimentation électrique extérieure en provenance du réseau national et de maintenir en fonctionnement certains systèmes de sûreté. Lors de la réalisation d'un essai périodique, qui nécessite d'empêcher le démarrage d'un diesel, l'exploitant a bloqué le deuxième diesel. Or, les spécifications techniques d'exploitation (STE) n'autorisent pas l'indisponibilité simultanée des deux groupes électrogènes de secours. De plus, cette erreur n'a pas été détectée immédiatement, bien que le blocage du second diesel soit signalé par une alarme en salle de commande. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de l'accumulation d'erreurs humaines démontrant un défaut de culture de sûreté, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 2 - 12/12/97

Cumul d'indisponibilités de matériels importants pour la sûreté Le 29 novembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, plusieurs matériels importants pour la sûreté ont été rendus indisponibles simultanément, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation (STE). Aux termes des STE, il ne peut y avoir simultanément plus de 4 indisponibilités de matériels de groupe 2. Les indisponibilités de matériels de groupe 2 ont un impact sur la sûreté qui est jugé suffisamment faible pour qu'il soit toléré un fonctionnement en l'état pendant une durée importante. Le jour de l'incident, 6 indisponibilités simultanées de groupe 2 ont été dénombrées : - l'indisponibilité de la détection incendie d'une pompe primaire ; - l'indisponibilité d'une pompe servant à brasser l'eau d'un réservoir d'acide borique ; - la perte de la ventilation de quelques locaux du bâtiment des auxiliaires nucléaires ; - la perte de l'un des filtres du circuit d'eau brute secourue, à la suite d'une coupure de l'alimentation électrique programmée sur la tranche voisine (alors en arrêt pour rechargement) ; - l'indisponibilité, identifiée apès coup, de deux des chaînes de mesure du système KRT de la radioactivité. Le système KRT comprend 55 chaînes de mesure permettant de surveiller les rejets radioactifs et les niveaux de radioactivité à l'intérieur des bâtiments et sur le site. L'indisponibilité simultanée de l'ensemble de ces matériels a duré un peu plus de 3 heures. Elle n'a pas eu de conséquence réelle sur la sûreté du réacteur. Cependant, en raison du non-respect des STE, aggravé par la répétition d'un événement similaire déjà intervenu sur le site en début d'année, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 3 - 4/4/97

Isolement temporaire du circuit de refroidissement à l'arrêt Le 12 mars, alors que le réacteur était à l'arrêt et que débutait le rechargement en combustible, le circuit de refroidissement à l'arrêt a été indisponible pendant quelques heures, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt assure, lors des phases d'arrêt, la circulation et un niveau minimal d'eau dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des combustibles encore présents dans le cœur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. Le jour de l'incident, deux vannes sur chacune de ces voies - n'ont pas été ouvertes préalablement au rechargement, rendant ainsi inefficace le circuit de refroidissement à l'arrêt. Dès la détection de l'anomalie, les vannes en cause ont été mises dans une position correcte. Compte tenu du peu de chaleur résiduelle à évacuer à ce moment là, cet incident n'a pas eu de conséquence. En raison d'une lacune dans le processus d'assurance qualité, cet incident initialement classé au niveau 0 - a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 3 - 4/4/97

Mauvais réglage d'un seuil d'arrêt d'urgence Le 25 mars, alors que le réacteur était en cours de démarrage après arrêt pour rechargement en combustible, l'exploitant a constaté, sur certaines chaînes de mesure du flux de neutrons, le mauvais réglage d'un seuil d'arrêt d'urgence du réacteur. L'exploitant doit surveiller en permanence le flux de neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation de puissance. Il dispose pour cela de divers moyens de mesures, dont les chaînes "sources" capables de mesurer de très faibles flux lorsque le réacteur est à l'arrêt. Lorsque les seuils fixés pour ces chaînes de mesure sont dépassés, le système d'arrêt d'urgence est activé. Ce système permet de faire chuter très rapidement les grappes dans le cœur du réacteur et de stopper la réaction nucléaire. Le mauvais réglage constaté affectait les chaînes "sources" et aurait retardé l'action de l'arrêt d'urgence, sans pour autant l'empêcher. Cette anomalie, due à une erreur de calcul lors du réglage des seuils, a été détectée avant le démarrage du réacteur et n'a eu aucune conséquence. En raison du mauvais réglage d'un seuil d'arrêt d'urgence du réacteur, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES. Compte tenu de la succession d'incidents survenus à la centrale de Cruas depuis le début de l'année, une inspection de l'Autorité de sûreté aura lieu dans un délai de 2 mois pour examiner la pertinence des propositions d'actions correctives de l'exploitant, notamment en ce qui concerne le facteur humain.

Cruas 3 - 19/9/97

Indisponibilité d'une partie du circuit d'injection de sécurité. Le 9 septembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, la réalisation d'un essai périodique non compatible avec l'état considéré du réacteur a conduit à rendre indisponibles les accumulateurs du circuit d'injection de sécurité (RIS). Le circuit RIS permet, en cas d'accident, par exemple une fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'introduire dans celui-ci de l'eau borée sous haute pression afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Il est constitué de deux voies redondantes ; la voie A, qui comprend deux pompes et la voie B, qui comprend une seule pompe. Il comprend également trois réservoirs sous pression, appelés accumulateurs, contenant de l'eau borée, qui se vident automatiquement dans le circuit primaire si la pression de celui-ci, normalement à 155 bar, devient inférieure à 45 bar. Une erreur dans le choix d'un essai périodique à réaliser a abouti à la manœuvre de vannes rendant indisponibles ces accumulateurs requis par les spécifications techniques d'exploitation. La durée de ces indisponibilités n'a pas dépassé 1 minute. En raison d'un défaut de culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas site 6/6/97

Rejet d'un réservoir d'effluents liquides sans analyses préalables. Le 31 mai, l'exploitant a effectué un rejet d'effluents liquides potentiellement radioactifs sans avoir au préalable effectué d'analyse chimique et radiochimique, conformément aux prescriptions de l'arrêté interministériel du 14 février 1983 relatif aux effluents. Les installations de rejet de ces effluents sont communes aux quatre réacteurs et comportent quatre réservoirs de 500 m³. Ces réservoirs reçoivent les effluents en provenance des circuits secondaires. Des pompes permettent le brassage, la vidange et le rejet vers le milieu naturel des effluents contenus dans chaque réservoir. Le 31 mai, les contrôles avant rejet n'ont pas été effectués pour l'un des réservoirs. Compte tenu de la faible activité mesurée a posteriori dans le liquide encore contenu dans le circuit, cet incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement. En raison d'une défaillance dans le processus d'assurance qualité, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Dampierre site 13/6/97 Début de la campagne de chloration du circuit de refroidissement du réacteur 1 le 30 mai et du réacteur 3 le 5 juin. Afin d'empêcher le développement des micro-organismes, notamment celui d'une espèce d'amibes susceptibles de générer des méningites, une campagne de chloration de l'eau du circuit de refroidissement du réacteur 1 a commencé le 30 mai. Une autre campagne pour le réacteur 3 a commencé le 5 juin. Cette mesure permet de neutraliser les micro-organismes présents dans le circuit de refroidissement, avant rejet des eaux en Loire. En effet, les nouveaux condenseurs en inox des réacteurs 1 et 3, s'ils sont beaucoup plus résistants à la corrosion que les condenseurs en laiton, n'ont pas la propriété d'inhiber le développement de micro-organismes. La chloration préventive du circuit de refroidissement du réacteur 1 a commencé le 30 mai et celle du réacteur 3 le 5 juin, à hauteur de 0,3 mg/l, soit une concentration inférieure à celle utilisée en juin 1996. Ce traitement permet d'éliminer tout risque lié à la concentration d'amibes. Pour ces deux réacteurs, des contrôles quotidiens de la concentration amibienne sont effectués. L'année passée, une campagne de chloration avait été réalisée du 28 juin au 30 septembre 1996. Le bilan de cette opération avait été présenté au Comité départemental d'hygiène le 3 septembre 1996, au Conseil supérieur d'hygiène publique de France le 19 novembre 1996 et à la Commission locale d'information le 17 décembre 1996. Le Conseil supérieur avait constaté que la chloration, proposée par EDF dès le printemps 1996, avait atteint son objectif, dans le respect des normes en vigueur.

Dampierre 1 - 7/2/97

Fuite sur le circuit primaire du réacteur 1 de Dampierre. Le 24 décembre 1996, l'exploitant a déclaré une fuite sur le circuit primaire, d'un débit inférieur aux seuils de sûreté et sans conséquence à l'extérieur du bâtiment réacteur. Après arrêt du réacteur, il est apparu que cette fuite était due à une fissuration sur l'une des six tuyauteries du circuit primaire par lesquelles arriverait, en cas d'accident, l'eau du circuit d'injection de sécurité. Certaines de ces tuyauteries sont affectées par un phénomène thermo-hydraulique déjà survenu dans les centrales de Farley aux Etats-Unis, Tihange en Belgique et sur le réacteur 2 de Dampierre en 1992. Ce phénomène résulte de l'arrivée cyclique dans la tuyauterie d'un filet d'eau à température inférieure à la température de l'eau primaire, arrivée qui intervient lorsqu'une vanne située en amont n'est pas parfaitement étanche. Les chocs thermiques qui se produisent peuvent alors provoquer une fissuration. Seuls les réacteurs de 900 MWe, en raison de la conception des circuits, peuvent être affectés par ce phénomène. Après l'incident intervenu sur le réacteur 2 de Dampierre, l'Autorité de sûreté avait exigé un renforcement par l'exploitant des tests d'étanchéité des vannes et un contrôle sur l'ensemble des réacteurs de 900 MWe des zones réputées les plus sensibles, à savoir les soudures et les coudes des tuyauteries concernées. L'incident de Dampierre 1 pourrait être dû à ce même phénomène, bien que la fissure considérée soit apparue dans une partie droite de tuyauterie. Ce tronçon ayant été changé et les autres tuyauteries contrôlées, l'Autorité de sûreté a autorisé le redémarrage de ce réacteur. Dans l'attente d'éléments plus précis et des résultats des expertises à effectuer sur le tronçon de tuyauterie déposé, l'Autorité de sûreté a demandé la réalisation de contrôles sur les parties droites de certaines tuyauteries, dès les prochains arrêts des réacteurs de 900 MWe. Par ailleurs, l'exploitant doit présenter, dans un délai d'un mois, une stratégie complète de traitement de l'anomalie pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe. Dans l'attente d'éléments complémentaires, le classement de l'incident au niveau 1 de l'échelle INES n'est pas modifié.

Dampierre 2 - 6/6/97

Incendie dans la salle des machines. Le 30 mai, à 18 h 53, alors que le réacteur était en fonctionnement, un incendie s'est déclaré au niveau de l'un des pôles du transformateur principal, dans la partie non nucléaire de l'installation. Ce transformateur permet d'alimenter le réseau électrique national de très haute tension en énergie produite par le groupe turboalternateur du réacteur. L'exploitant a rapidement déclenché le Plan d'urgence interne (PUI) de niveau 1. Les pompiers arrivés peu après ont circonscrit le feu à 19 h 30. Le PUI a été levé à 21 h 30. Aucune personne n'a été blessée au cours du sinistre. Cet incendie est dû à l'explosion de la borne de sortie du transformateur principal. L'arrêt automatique du réacteur est intervenu immédiatement après le début de l'incendie grâce à son système de protection. Des investigations sont actuellement en cours pour déterminer l'origine de l'explosion de la borne. Le réacteur est maintenu à l'arrêt pour quelques semaines afin que l'exploitant puisse procéder à la remise en état du transformateur principal. L'huile contenue dans cet appareil ne comporte pas de pyralène. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. Il est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Dampierre 3 - 9/5/97

Défaillance du circuit de ventilation du bâtiment réacteur 3. Le 15 avril, alors que le réacteur était à l'arrêt, le système de mesure de la radioactivité dans le circuit de ventilation du bâtiment réacteur est tombé en panne. L'exploitant n'a pas procédé dans le délai de 8 heures à l'arrêt du circuit de ventilation qu'imposent en pareil cas les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le circuit de ventilation du bâtiment réacteur a pour but d'assurer le renouvellement de l'air et de maîtriser la température ambiante du bâtiment lors des arrêts. Pour éviter la dispersion de radioactivité, la ventilation doit être automatiquement arrêtée si la présence de radioactivité est détectée. En l'absence de moyen de détection, l'arrêt préventif de la ventilation est exigé. En raison d'un non-respect de la conduite à tenir, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Dampierre 4 - 6/6/97

Dissémination de radioactivité à l'extérieur du bâtiment réacteur. Le 26 mai, lors des opérations de décontamination de la piscine du réacteur, un déversement d'eau a contaminé du matériel et le réseau d'eaux pluviales du site. A chaque arrêt du réacteur, il est procédé à la décontamination de la piscine du réacteur à l'aide d'un jet d'eau à haute pression alimenté par une pompe située à l'intérieur du bâtiment. En l'occurrence, en raison de l'importance de la contamination de la piscine, l'exploitant a eu recours à un système de pompe plus puissant, installé sur un camion situé à l'extérieur du bâtiment. L'extrémité de la lance étant située 20 mètres au-dessus de la pompe, de l'eau de la piscine a reflué et a, faute de tout dispositif d'isolement, atteint l'appareil de nettoyage. Deux camions de décontamination ont été successivement contaminés. Le premier a fait déclencher les balises de détection de radioactivité à sa sortie du site. Son débit de dose toutefois inférieur aux limites réglementaires d'exposition du public. Le réservoir d'eau du second a débordé. L'eau s'est déversée à même le sol et s'est ensuite écoulée vers la Loire par l'intermédiaire du réseau d'eaux pluviales. Cette eau avait une activité de 1000 Bq/l, et son volume total était inférieur à 200 litres. Les opérations de décontamination du sol et des camions sont engagées. Aucune personne n'a été contaminée au cours de cet incident, et les prélèvements effectués n'ont révélé aucun impact détectable du rejet sur la radioactivité de la Loire. Toutefois, en raison d'une lacune de culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Fesseinheim 1 - 26/9/97 Non-respect de la température du réservoir PTR pendant 4 jours. Du 10 au 14 septembre, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, l'exploitant n'a délibérément pas respecté la limite maximale de température du réservoir PTR imposée par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le réservoir PTR est une réserve d'eau utilisée en cas d'accident pour alimenter les circuits d'aspersion de l'enceinte (EAS) et d'injection de sécurité (RIS) ; en fonctionnement normal, ce réservoir est utilisé pour les besoins d'exploitation des piscines du bâtiment combustible et du réacteur. L'équipe de conduite du réacteur a jugé que le faible dépassement de la température autorisée par les STE ne justifiait pas la mise en service du refroidissement du réservoir PTR. La température a évolué lentement jusqu'à atteindre 31,7° le 14 septembre pour un maximum de 30° autorisé. A ce moment là, l'exploitant a décidé de mettre en route le système de refroidissement, ce qui a permis un retour rapide dans les limites autorisées. En raison d'un non-respect délibéré des spécifications techniques d'exploitation, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Fesseinheim 2 27/6/97 Erreur dans les procédures de réalisation de test. Le 15 juin, alors que le réacteur était en phase de redémarrage après arrêt annuel pour rechargement, l'équipe chargée de réaliser des tests sur le système de protection du réacteur (RPR) a effectué un contrôle non prévu par les procédures. Le système RPR a pour principales fonctions la détection de situations anormales, l'arrêt automatique du réacteur et le déclenchement des systèmes de sauvegarde appropriés en situation accidentelle. Il possède deux voies redondantes dont chacune suffit à remplir l'ensemble des fonctions de sûreté dévolues au système de protection. Après chaque test, des vérifications doivent être effectuées afin de s'assurer que le matériel testé n'a pas été rendu indisponible ; l'équipe chargée de ce contrôle, non informée du test supplémentaire effectué, n'a pas vérifié la disponibilité du matériel concerné par ce test. L'erreur de procédure incriminée a été détectée le 17 juin lors des opérations de rapprochement des fiches de contrôle ; une vérification complète a alors été engagée et n'a révélé aucune anomalie sur le matériel concerné. Toutefois, en raison d'insuffisance des procédures d'assurance qualité, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines site 28/2/97 Détection de trois points de contamination sur les voies de circulation du site. Les contrôles radiologiques annuels des voies de circulation du site, auxquels a procédé l'exploitant en janvier et février 1997, ont révélé trois points de contamination radioactive hors des zones contrôlées. Les zones contrôlées sont les 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 œuvre, à la sortie de ces zones contrôlées, pour éviter la dissémination sur le site de particules radioactives. En outre, des contrôles annuels 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 ont pu être éliminés par grattage et par aspiration. Les déchets générés ont été éliminés par les filières autorisées. Toutefois, cet événement révèle un dysfonctionnement dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives sur le site. Cet incident, qui est le premier de cette nature détecté sur le site de Gravelines, est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Gravelines 1 - 21/2/97 Non-respect des limites de répartition du flux neutronique dans le coeur du réacteur 1. Le 12 février, alors que le réacteur était en cours de montée en puissance, l'exploitant a fait fonctionner l'installation en dehors des limites imposées par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) pour la répartition du flux neutronique dans le coeur. Afin que le coeur du réacteur ne subisse pas de dommage 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 et doit être limitée dans le temps ; les STE définissent au moyen d'un diagramme de pilotage les limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le coeur. Une des limites de ce diagramme a été franchie pendant une heure et trente minutes alors que les STE autorisent une durée maximale de dépassement d'une heure. Dès la découverte de cette situation, l'exploitant a pris les dispositions nécessaires pour la remise en conformité de l'installation. En raison du non respect des limites et conditions d'exploitation, cet incident est classé au Niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 2 - 9/5/97 Surinsertion de grappes de commande réacteur. Le 27 avril, alors que le réacteur était en phase de redémarrage, certaines grappes de commande se sont insérées dans le coeur à un niveau légèrement 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 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 ; 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 cœur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté. Dans le cas présent, la mauvaise application d'une consigne par les opérateurs a provoqué pendant quelques minutes l'insertion de ces grappes en dessous de la limite autorisée ; la divergence a néanmoins été suivie et maîtrisée par les agents de conduite. En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 3 - 29/8/97 Non respect d'une disposition visant à optimiser les moyens de réfrigération de la piscine du bâtiment combustible. Le 11 août, en début de la phase de déchargement du combustible, une vanne trouvée fermée alors qu'elle aurait dû être ouverte a privé la piscine du bâtiment combustible d'une partie des moyens de refroidissement requis par l'Autorité de sûreté. 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 permet le stockage des assemblages usés dans l'attente de leur envoi vers une usine de retraitement. Le refroidissement de la piscine est nécessaire pour évacuer la puissance résiduelle dégagée par les éléments combustibles présents ; il est assuré par un circuit constitué de deux voies comportant chacune une pompe et un échangeur. La puissance résiduelle à évacuer étant importante durant les premiers jours qui suivent le déchargement du combustible, l'Autorité de sûreté a imposé récemment un renforcement des mesures permettant d'assurer le refroidissement maximal et continu de la piscine de stockage durant cette période. Ces mesures prévoient notamment l'utilisation simultanée des deux échangeurs. Plusieurs incidents ayant pour origine des erreurs de connexion des circuits ont amené l'exploitant à renforcer notamment les procédures relatives aux manœuvres des différents organes de robinetterie et à leur vérification. Malgré ces précautions, le maintien intempestif en position fermée d'une vanne a rendu l'un des deux échangeurs indisponible. Ce défaut de réfrigération n'a été détecté qu'après le déchargement d'un tiers du combustible. Néanmoins, la température de la piscine est restée très en deçà des limites requises par l'Autorité de sûreté. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'exploitant. Il a été classé au niveau 0 de l'échelle INES par l'exploitant. Cependant, en raison de la répétitivité des erreurs de lignage, et ceci malgré les actions entreprises par l'exploitant, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 6 - 25/4/97 Surinsertion de grappes de commande sur le réacteur 6. Le 11 avril, alors que le réacteur était en fonctionnement normal, certaines grappes de commande se sont insérées dans le cœur à un niveau légèrement inférieur à celui imposé par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Afin de 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 commande dans le cœur 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 cœur restent conformes à celle qui figurent dans les études de sûreté. Dans le cas présent, une baisse automatique de puissance du réacteur a provoqué l'insertion de ces grappes en dessous de la limite autorisée. Il existe pour ce cas une fiche d'alarme qui demande à l'exploitant d'ajouter du bore dans un délai de 8 minutes au maximum. L'exploitant a surveillé le temps écoulé, et a décidé à la fin du délai d'opérer une injection de bore en mode direct, conformément à la fiche d'alarme. Cependant, trois minutes plus tard, cette borication n'était toujours pas réalisée. Les grappes de commande sont remontées au-dessus du niveau minimum imposé par les STE sous la seule action des régulations automatiques. En raison du non-respect de la conduite immédiate à tenir en cas de sortie des limites et conditions d'exploitation et de la répétition d'un événement déjà survenu sur le site en 1996, cet incident, classé au niveau 0 par l'exploitant, a été classé au niveau 1 de l'échelle INES par l'Autorité de sûreté.

Gravelines 6 23/5/97 Obturation prohibée dans l'état considéré du réacteur d'un tronçon du circuit de recirculation. Le 14 mai, alors que le réacteur était en cours de mise à l'arrêt pour maintenance et rechargement en combustible, le circuit de recirculation a été rendu partiellement indisponible alors qu'il était encore requis par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). Le circuit de recirculation permet, en cas de brèche importante du circuit primaire, de récupérer l'eau collectée dans les puisards du bâtiment réacteur. Cette eau peut alors être injectée dans le circuit primaire via le système d'injection de sécurité ou servir à diminuer la pression et la température de l'enclaustrage de confinement via le système d'aspersion. Un intervenant a posé un tampon pour obturer un tronçon du circuit de recirculation alors que celui-ci était encore requis. Ni l'intervenant, ni le responsable chargé d'autoriser la pose de ce dispositif n'ont détecté le non-respect des conditions requises pour réaliser cette opération. En raison de la mise en indisponibilité partielle d'un système de sauvegarde dans des conditions non conformes aux STE et d'un manque de culture sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 6 - 13/6/97 **Exposition de deux agents à des rayonnements.** Le 5 juin, deux agents d'une entreprise prestataire ont été exposés aux rayonnements d'une source radioactive utilisée pour le contrôle radiographique d'une soudure de tuyauterie du réacteur. La technique de la radiographie est utilisée pour détecter d'éventuels défauts situés sur une soudure de tuyauterie. Les rayons issus d'une source radioactive traversent la tuyauterie et impressionnent un film. A la fin d'un contrôle de ce type, les agents ont négligé certaines des précautions prévues au moment de ranger la source radioactive dans son conteneur de protection contre les rayonnements. Dès que leur appareil individuel de mesure a révélé un niveau important de radioactivité, ils se sont protégés de la source et ont procédé à la mise en position sûre de celle-ci. La réglementation française actuelle fixe la limite d'exposition pour les travailleurs dans les installations nucléaires à 50 millisieverts (mSv) par an avec au maximum 30 mSv sur trois mois. La lecture des 2 films dosimétriques de contrôle qu'ils portaient, et qui constituent le dispositif réglementaire officiel, a été faite en urgence par l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI). Elle a permis de confirmer que les deux agents ont été soumis à une exposition notable, respectivement de 26 mSv et 19 mSv. Par ailleurs, le cumul des mesures enregistrées sur 12 mois par les dosimètres individuels des agents révèle une exposition de 51 mSv pour le premier et de 29 mSv pour le second. Une enquête est en cours pour déterminer les conditions exactes de ces expositions. Compte tenu du dépassement d'une limite réglementaire d'exposition aux rayonnements ionisants, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines site 6/6/97 **Erreur dans la méthodologie du dosage du bore.** Le 23 mai, après comparaison des pratiques de dosage du bore sur le site, les chimistes travaillant sur les réacteurs 3, 4, 5 et 6 ont constaté qu'ils utilisaient une méthode qui surestimait d'environ 2 % les résultats d'analyses sur le circuit à forte concentration en bore. Les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) exigent notamment une concentration minimale en bore dans les réservoirs du circuit d'injection de sécurité qui permet, en cas de fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'étouffer la réaction nucléaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons. La surestimation du taux de bore a conduit l'exploitant en 1996 à considérer, par erreur, conformes aux STE les résultats de 18 analyses sur les 317 effectuées. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté en raison des marges importantes qui ont été prises pour déterminer les seuils fixés par les STE à partir des études de sûreté. Néanmoins, en raison d'une lacune dans la processus d'assurance de la qualité qui a conduit à l'utilisation d'une méthode inadaptée, cet incident déclaré au niveau 0 par l'exploitant a été classé au niveau 1 de l'échelle INES par l'Autorité de sûreté.

Gravelines site 3/10/97 **Rejet radioactif incontrôlé.** Le 23 septembre, un rejet radioactif incontrôlé a eu lieu au cours de travaux dans des galeries techniques situées sous les bâtiments d'exploitation du réacteur. Ce rejet était constitué d'eau souterraine faiblement radioactive remontée dans les galeries par des forages servant à des injections de béton. Les intervenants, ne travaillant pas dans une zone contrôlée au titre de la radioprotection, ont collecté cette eau et l'ont rejetée sans contrôle vers des caniveaux destinés à des rejets d'effluents non radioactifs. La radioactivité de l'eau est probablement due à des incidents de 1986 et 1991 qui ont conduit à une pollution souterraine en tritium. Cette pollution ancienne a été retenue par un ouvrage prévu à cet effet, constitué de parois de béton souterraines qui s'appuient sur la couche d'argile des Flandres, et isolent la portion de nappe phréatique située sous les réacteurs 5 et 6 et les bâtiments qui les entourent du reste de la nappe. Le rejet du 23 septembre ne représente qu'environ 1/500e du rejet en tritium quotidien moyen du site et il a été dilué environ 500 000 fois par mélange avec les rejets non radioactifs habituels. Il n'a donc pas eu de conséquence mesurable sur l'environnement. Par précaution, les agents travaillant sur le chantier ont subi des examens médicaux qui n'ont révélé aucune contamination. Cependant, ce rejet n'ayant pas transité par les voies permettant d'effectuer un contrôle de la radioactivité, cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

CHOOZ (Ardennes) Premier couplage du réacteur B2 au réseau électrique le 10 avril. Poursuite des essais de premier démarrage. Arrêt du réacteur B1 depuis le 21 août pour effectuer un nettoyage des générateurs de vapeur.

St-Laurent 1 - 7/3/97 **Indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée du réacteur 1.** Le 23 février, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, l'exploitant a découvert que le circuit d'appoint en eau borée était indisponible, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Le circuit d'appoint en eau borée sert à ajuster le volume et à régler la teneur en bore de l'eau injectée dans le circuit primaire pour contrôler la réaction nucléaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons. L'indisponibilité de ce circuit était due à une vanne manuelle oubliée en position fermée après une intervention réalisée la veille sur ce circuit. Le circuit a été rendu opérationnel par ouverture de la vanne dès la découverte de l'écart. En cas de besoin, la mise en service du circuit en eau borée aurait été retardée par la nécessité d'ouvrir manuellement la vanne incriminée. En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et compte tenu que des incidents simi-

lares se sont produits sur cette tranche en 1995 et 1996, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

St-Laurent 1 - 16/5/97 Anomalies de fonctionnement des grappes de commande. Le 4 mai, alors que le réacteur de 900 MWe était en puissance, une grappe de commande (sur les 57 grappes qui équipent les réacteurs de ce type) a subi par deux fois une courte chute partielle. Pour contrôler la réaction nucléaire du réacteur dans le cœur, c'est-à-dire maîtriser l'évolution du nombre de neutrons qui peuvent créer des fissions, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration en bore du fluide du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons, - introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en retirer, celles-ci contenant des matériaux absorbant les neutrons. Pour assurer les arrêts de sécurité du réacteur, et étouffer immédiatement la réaction nucléaire, ces grappes doivent pouvoir chuter rapidement sous l'effet de leur propre poids. Les glissements de faible amplitude de la grappe observés sur le réacteur 1 de Saint-Laurent-des-Eaux pouvant être précurseurs de dysfonctionnements plus importants, voire de blocages, l'exploitant a arrêté le réacteur (arrêt à chaud). Différents essais et investigations ont été engagés afin de déterminer l'origine de l'anomalie. Cet incident n'a eu aucune conséquence réelle sur la sûreté du réacteur dans la mesure où les études de sûreté tiennent compte de la possibilité qu'une grappe reste bloquée en haut du cœur. Il a été classé au niveau 0 de l'échelle INES. Un incident de blocage d'une grappe était déjà apparu sur ce même réacteur le 27 février 1997. L'hypothèse retenue était un dysfonctionnement du mécanisme commandant l'insertion et l'extraction des grappes. Ce mécanisme a été remplacé, et est en cours d'expertise. L'incident, qui a fait l'objet d'un communiqué Magnuc, avait été classé au niveau 0 de l'échelle INES en l'attente des résultats de ces expertises. Ces deux incidents survenus sur un réacteur de 900 MWe sont examinés avec la plus grande attention, même si leur caractère générique n'a pas été démontré. En effet, à ce jour, les dysfonctionnements des grappes de commande constatés depuis août 1995 semblaient être circonscrits aux réacteurs de 1300 MWe. **Rappel des dysfonctionnements des grappes de contrôle des réacteurs 1300 MWe :** Les dysfonctionnements sur les réacteurs de 1300 MWe relèvent de trois problématiques différentes : 1/Les dégradations des vis du mécanisme de commande. Les dysfonctionnements entrant dans cette catégorie sont dus à la détérioration d'une vis de 5 mm de diamètre à l'intérieur du mécanisme de commande réalisant l'insertion ou l'extraction des grappes, et se traduisent par des déplacements incontrôlés (chutes partielles ou déplacements insuffisants lors de manœuvres), puis par un blocage des grappes. Ils ont été classés au niveau 0 de l'échelle INES. Suite à ce constat, des actions importantes ont été lancées afin de mieux appréhender les phénomènes mécaniques conduisant à la rupture de la vis, de cerner les impacts de ces blocages sur la sûreté du réacteur, de définir une stratégie de remise en état du parc et de mettre en place un programme de surveillance et de contrôle en l'attente de cette remise en état. Ces anomalies semblent être circonscrites aux réacteurs de 1300 MWe. Les mécanismes des réacteurs de 900 MWe sont en effet d'une conception et d'un dimensionnement différents. Toutefois, la DSIN a demandé à l'exploitant de se prononcer sur la nécessité ou non de prendre des dispositions pour les réacteurs de 900 MWe. 2/Les blocages d'origine non connue à ce jour. Trois blocages en haut du cœur d'une grappe de commande se sont produits sans signe précurseur préalable, deux lors d'un arrêt d'urgence, le troisième lors de la réalisation d'un essai consistant à vérifier la manoeuvrabilité des grappes. Les trois incidents ont été classés au niveau 1 de l'échelle INES. Toutefois, l'incident de Belleville 1 du 6 avril 1996 a été reclassé au niveau 2 dans la mesure où l'arrêt d'urgence était requis du point de vue de la sûreté du réacteur. Des investigations et des expertises sont en cours sur l'ensemble des éléments des grappes de commande et les assemblages combustibles. Elles n'ont pas, à ce jour, mis en évidence d'éléments particuliers permettant de déterminer l'origine de ces anomalies. A titre préventif, EDF a renforcé son programme d'essai de manoeuvrabilité des grappes. L'exploitant a également défini et mis en oeuvre une stratégie de surveillance fondée sur l'instrumentation des grappes présentant certains dysfonctionnements. La DSIN a demandé à EDF de renforcer les critères d'arrêt du réacteur en cas de détection de dysfonctionnements par l'instrumentation de surveillance. 3/Les anomalies d'insertion des grappes dans leur amortisseur. Ces anomalies ont été détectées lors d'essais de temps de chute, où certaines grappes ne se sont pas insérées complètement dans leur amortisseur, système qui permet de ralentir les grappes lors de leur arrivée en bas du cœur. Elles n'ont eu aucune conséquence réelle ou immédiate sur la sûreté de l'installation. En effet, les critères de sûreté de temps de chute des grappes jusqu'à l'amortisseur ont été respectés. Les premières investigations menées par EDF ont conclu à un freinage des grappes de commande en fin de course dû à des déformations d'assemblages combustibles. Des anomalies similaires se sont déjà produites à l'étranger, à Doel en Belgique notamment, où une grappe s'est bloquée légèrement avant son entrée dans l'amortisseur. Une stratégie a été définie afin d'éviter de recharger dans le cœur des assemblages déformés susceptibles d'entraîner un ralentissement important des grappes de commande. Des essais de temps de chute sont également réalisés e cours de cycle, pour les réacteurs jugés sensibles vis-à-vis de ce phénomène.

St-Laurent 1 - 05/12/97 Sortie du domaine de pilotage autorisé en raison de l'indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée. Le 26 novembre, au cours d'une variation de puissance du réacteur, le circuit d'appoint en eau

borée s'est révélé indisponible, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation (STE). Afin de contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - accroître ou diminuer 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 ou extraire les grappes de commande dans le cœur. Ces grappes ont également la propriété d'absorber les neutrons. En raison de l'indisponibilité du circuit d'appoint, due à l'insuffisance du volume d'eau borée dans le réservoir utilisé, l'exploitant n'a pu adapter la concentration en eau borée à la puissance du réacteur, ce qui a entraîné la sortie du domaine autorisé de pilotage pendant 5 mn. Afin de ramener le réacteur dans le domaine autorisé de pilotage, l'exploitant a réalisé une baisse de puissance du réacteur. Le circuit d'appoint en eau borée a été, pendant ce temps, connecté sur un autre réservoir plein. En raison du non-respect des STE et compte tenu de la mauvaise préparation de la variation de puissance, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

St-Laurent B2 14/03/97 Blocage d'une grappe de commande lors d'un essai périodique. Le 27 février 1997, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, une grappe de commande (sur les 57 grappes qui équipent ce type de réacteur) est restée bloquée en position haute, lors de la réalisation d'un essai périodique de manœuvrabilité. Pour contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration en bore du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire, - introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en retirer, les grappes de commande contenant des matériaux absorbant les neutrons. La chute des grappes de commande permet d'arrêter immédiatement la réaction nucléaire. Afin de vérifier le bon fonctionnement des matériels, l'exploitant réalise des essais périodiques. Lors de la réalisation de ces essais préalables à la divergence du réacteur à l'arrêt pour rechargement et maintenance depuis le 24 janvier 1997 - une grappe de commande est restée bloquée en position haute. L'exploitant a alors procédé à la réalisation de différents essais, notamment un essai de chute de grappes qui a confirmé le blocage de la grappe considérée. Des investigations sont en cours pour déterminer l'origine de cette anomalie, le mécanisme de la grappe incriminée a été démonté pour expertise. Le réacteur n'ayant pas encore redémarré, cet incident n'a eu aucune conséquence réelle du point de vue de la sûreté. En raison de la défaillance d'un système de sauvegarde au cours d'un essai périodique, cet incident est classé, dans l'attente des résultats d'expertise, au niveau 0 de l'échelle INES.

St-Laurent 2 - 10/10/97 Reclassement au niveau 1 d'un incident qui comportait un risque de défaillance simultanée de plusieurs systèmes de sauvegarde du réacteur. Le 1er mai 1997, alors que le réacteur était en puissance, une fuite d'eau sur l'humidificateur d'un circuit de ventilation avait provoqué le démarrage intempestif de l'une des pompes du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur. L'eau qui s'était infiltrée aux étages inférieurs avait provoqué un court-circuit électrique dans l'armoire de commande du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur. En cas de défaillance de l'alimentation principale, le circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur fournit à ces derniers l'eau nécessaire au refroidissement du réacteur. Il est également utilisé lors des périodes de démarrage et d'arrêt du réacteur. L'analyse de cet incident, initialement classé au niveau 0 de l'échelle INES, a révélé que l'infiltration aurait pu toucher plusieurs armoires simultanément et donc provoquer des dysfonctionnements dans plusieurs systèmes de sauvegarde du réacteur. En conséquence cet incident a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 1 14/2/97 Baisse de la pression dans le circuit primaire du réacteur 1. Le 9 février, alors que le réacteur était en cours de démarrage après arrêt pour rechargement en combustible, la pression du circuit primaire a baissé jusqu'à une valeur inférieure à la limite requise pour assurer le bon fonctionnement des pompes primaires. Le circuit primaire principal est un circuit fermé, contenant de l'eau sous pression mise en mouvement par trois pompes dites "pompes primaires". La pression primaire est contrôlée par le pressuriseur qui contient de l'eau en phase liquide et en phase vapeur. La pressurisation du circuit est obtenue par la mise en service de résistances électriques de chauffage du pressuriseur qui, par la transformation d'eau liquide en vapeur, augmentent la pression du circuit primaire. La pression et la température du circuit primaire sont deux paramètres fondamentaux que l'équipe de conduite doit surveiller en permanence. Les limites de pression imposées par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) visent à se prémunir contre tout risque d'ébullition de l'eau, mais aussi à assurer l'étanchéité des joints des pompes primaires. Le jour de l'incident, l'exploitant n'a pas engagé toutes les actions nécessaires pour maintenir la pression au-dessus du seuil fixé par les STE. En particulier, le fonctionnement des résistances électriques a été interrompu. L'apparition d'alarmes de pression basse dans le circuit primaire a permis de détecter l'anomalie et de rétablir les conditions normales de fonctionnement. La baisse de pression observée a été de faible amplitude. Elle n'a eu aucune conséquence pratique sur le fonctionnement des pompes primaires. Néanmoins, en raison de la répétition d'événements identiques survenus en 1994, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 1 - 7/3/97

Rejet radioactif gazeux intempestif sur le réacteur 1. Le 26 février, alors que le réacteur était en phase de redémarrage à l'issue de son arrêt pour rechargement en combustible, un rejet gazeux radioactif s'est produit sans contrôle préalable, ce qui est contraire aux exigences des règles générales d'exploitation. Les effluents gazeux émis dans la centrale nucléaire sont collectés puis traités dans le circuit de traitement des effluents gazeux (TEG). Ils sont stockés dans des réservoirs, dits de décroissance, afin de laisser décroître naturellement leur radioactivité, qui est mesurée périodiquement. Lorsque cette radioactivité est suffisamment basse, en particulier inférieure aux limites réglementaires, le contenu de ces réservoirs est relâché dans l'atmosphère par une cheminée. Des capteurs situés dans cette cheminée mesurent la radioactivité effectivement rejetée dans l'environnement et déclenchent des alarmes en cas de dépassement de valeurs prédéfinies. Lors de l'incident, les manœuvres de vannes visant à diriger les effluents gazeux vers un réservoir de décroissance n'ont pas été réalisées correctement. Ce réservoir a été relié directement à la cheminée de rejet à l'atmosphère, ce qui a provoqué une fuite de gaz dans l'environnement. L'anomalie a été détectée par les capteurs situés dans la cheminée de rejet. Les vannes d'isolement du réservoir ont été immédiatement fermées pour annuler la fuite, qui a duré environ deux minutes. Cet incident n'a pas eu de conséquence significative pour l'environnement, la quantité de gaz radioactifs rejetée étant nettement inférieure au millième de la limite annuelle de rejet autorisée par arrêté interministériel. Néanmoins, en raison de lacunes dans la culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 1 - 31/12/97

Perte de moyens de mesure de la température du fluide primaire. Le 10 décembre, alors que le réacteur était à l'arrêt pour déchargement du combustible, l'exploitant a constaté l'indisponibilité de deux moyens de mesure de la température du fluide primaire. Lors du déchargement du combustible, les spécifications techniques d'exploitation (STE) exigent que deux sur trois des moyens de mesure de la température du fluide primaire soient disponibles. Or, le jour de l'incident, l'opération d'enlèvement du couvercle de la cuve a rendu indisponible l'un de ces moyens. Dans le même temps, la réalisation de travaux nécessitant la coupure de l'alimentation électrique a conduit à rendre indisponibles d'autres sondes de mesure de la température placées sur les tuyauteries du circuit primaire. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté des installations. Cependant, en raison de la mauvaise préparation de ces interventions, révélatrice d'un manque de culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 1 - 9/1/98

Mauvais réglage du limiteur d'ouverture d'une vanne. Le 24 décembre, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement en combustible depuis le 6 décembre, l'exploitant a constaté un mauvais réglage du limiteur d'ouverture d'une vanne du circuit d'alimentation de secours en eau d'un générateur de vapeur (ASG). Le circuit ASG fournit aux générateurs de vapeur l'eau nécessaire au refroidissement du réacteur en cas de défaillance de l'alimentation principale. Le limiteur d'ouverture des vannes ASG a pour fonction de garantir l'équilibre des débits d'alimentation en eau des trois générateurs de vapeur du réacteur en cas d'accident. Au cours d'une opération de maintenance, l'exploitant a constaté que, depuis le redémarrage du réacteur en février 1997, le réglage du limiteur d'ouverture d'une vanne ASG avait été modifié. Ce mauvais réglage, dû à l'utilisation d'une procédure erronée, ne permettait pas de respecter les prescriptions techniques fixées par les règles générales d'exploitation en matière d'équilibre des débits d'alimentation en eau des générateurs de vapeur. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de l'utilisation d'une procédure inadéquate, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 1 & 2 - 25/7/97

Contrôles chimiques du circuit de réfrigération intermédiaire non effectués. Le 8 juillet, alors que le réacteur 1 était en fonctionnement et le réacteur 2 à l'arrêt pour rechargement en combustible, l'équipe chargée des contrôles chimiques a découvert que certaines mesures n'avaient pas été effectuées depuis le 23 juin en ce qui concerne le réacteur 1 et depuis le 18 juin en ce qui concerne le réacteur 2. Le paramètre non vérifié (pH) constitue un indicateur de l'intégrité de la deuxième barrière du circuit primaire principal ; aux termes des spécifications techniques d'exploitation (STE), les analyses chimiques doivent être effectuées selon une périodicité de 10 jours au maximum. Les vérifications effectuées ont permis d'établir que le paramètre était resté dans les limites requises pendant la période incriminée. L'exploitant a pris les dispositions pour éviter qu'un tel manquement se reproduise. En raison du non-respect des STE et de la non prise en compte du retour d'expérience d'incidents similaires, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 3 - 28/3/97

Arrêt automatique du réacteur 3 provoqué par un essai réalisé par erreur. Le 18 mars, un intervenant d'une entreprise prestataire, chargé de réaliser des essais sur le système d'arrêt d'urgence du réacteur 4 à l'arrêt, s'est trompé de salle de commande et a actionné un bouton d'arrêt d'urgence du réacteur 3 qui fonctionnait à pleine puissance, provoquant la chute des grappes et l'arrêt automatique du réacteur. Les actions automatiques de sûreté associées à l'arrêt d'urgence se sont déroulées normalement, et l'incident n'a pas eu de conséquence. La prise en compte insuffisante du retour d'expérience des incidents similaires qui se

sont produits en 1996 à la centrale du Tricastin révèle un manque de culture de sûreté. Cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 4 - 5/9/97

Surinsertion de grappes de commande. Le 24 août, alors que le réacteur était en cours de baisse de puissance, certaines grappes de commande se sont insérées automatiquement dans le cœur à un niveau inférieur à celui imposé par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Afin de 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 cœur 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 cœur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté. L'insertion automatique de ces grappes en dessous de la limite autorisée a déclenché une alarme. En pareil cas une fiche d'alarme demande à l'exploitant d'ajouter du bore. L'opérateur n'a pas engagé immédiatement les mesures permettant de remonter les grappes de commande à un niveau conforme aux STE et n'a pas ajouté la quantité de bore requise dans la fiche d'alarme. Les grappes sont donc restées insérées pendant environ 19 minutes en dessous de la limite autorisée. Moins d'une demi-heure plus tard, alors que les opérateurs étaient occupés à résoudre une défaillance d'un matériel non important pour la sûreté, les grappes sont restées insérées en dessous de la limite autorisée pendant environ 11 minutes, sans qu'aient été mises en œuvre les mesures correctives préconisées par la fiche d'alarme. En raison du non-respect répété de la conduite à tenir en cas de sortie des limites et conditions d'exploitation, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Réacteurs REP de 1300 MWe

Belleville 1 97/01/17

Non respect des spécifications techniques lors de la requalification de l'ébulliomètre. Le 8 janvier, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, les conditions dans lesquelles ont été engagées les opérations de requalification de l'ébulliomètre ont entraîné un cumul d'indisponibilités de dispositifs de sûreté prohibé par les spécifications techniques d'exploitation. L'ébulliomètre est destiné, en situation post-accidentelle, à mesurer le niveau d'eau dans la cuve du réacteur et l'écart entre la température effective de cette eau et la température d'ébullition à la pression considérée. Le bon fonctionnement de ce système doit être vérifié après chaque arrêt du réacteur. Les opérations de vérification entraînant l'inhibition de ce matériel interdisent dans le même temps qu'un autre matériel soit indisponible. Cette contrainte n'a pas été respectée : la vérification a été effectuée alors qu'une bache du circuit d'appoint en eau borée du circuit primaire était aussi indisponible. En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et compte tenu qu'un incident similaire s'était déjà produit sur cette installation le 8 novembre 1996, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Belleville 1 97/01/24

Dilution non contrôlée de la bache d'eau borée du réacteur 1. Le 11 janvier, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, l'exploitant a procédé à une dilution non contrôlée de l'eau borée de la bache du réacteur (bache PTR). 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 commande dans le cœur ou les en retirer ; ces grappes de commande contiennent des matériaux absorbant les neutrons. La bache d'eau borée du réacteur (bache PTR) contient de l'eau fortement concentrée en bore et sert notamment de réserve pour injecter du bore dans le circuit primaire en situation accidentelle. Afin d'amorcer la réaction nucléaire, l'exploitant injecte de l'eau dans le circuit primaire pour abaisser la concentration en bore. Une liaison entre le circuit d'eau et la bache PTR n'étant pas complètement isolée, la concentration en bore de cette bache a été abaissée jusqu'à un niveau inférieur à la valeur requise par les spécifications techniques d'exploitation. En raison du non-respect des spécifications techniques et compte tenu qu'un incident similaire s'est déjà produit sur le site le 28 décembre 1996, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Belleville 1 - 20/6/97

Non-respect des spécifications techniques d'exploitation qui fixent la concentration en bore d'un réservoir d'appoint. Le 14 juin, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a détecté que la concentration en bore dans un réservoir d'un circuit annexe au circuit primaire n'était pas conforme aux spécifications techniques (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 d'appoint d'un circuit annexe au circuit primaire. L'un de ces réservoirs ainsi rempli est relié au circuit primaire après vérification de sa

concentration en bore. Afin d'éviter la cristallisation du bore, les STE fixent une concentration maximale à ne pas dépasser ; en cas de dépassement, elles prescrivent le passage à l'arrêt du réacteur dans un délai d'une heure. L'exploitant s'est aperçu le 14 juin qu'un faible dépassement de cette concentration maximale avait été détecté le 2 juin sur le réservoir relié au circuit primaire sans qu'aucune action corrective ait été engagée à ce moment là. L'exploitant n'a pas procédé, conformément aux STE, à la mise à l'arrêt du réacteur sous une heure. Il a poursuivi le remplissage en cours du deuxième réservoir qui a été connecté au circuit primaire quatre heures plus tard. En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et compte tenu que le délai de repli du réacteur a été dépassé, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Belleville 1 - 05/12/97 **Non-respect des procédures d'intervention sur un circuit de refroidissement.** Le 20 août, alors que le réacteur était en fonctionnement, le circuit d'eau brute secourue a été rendu indisponible lors d'une intervention de nettoyage sur un échangeur - pendant une durée de 10 heures, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation (STE). Le circuit d'eau brute secourue sert à refroidir un autre circuit, appelé circuit de refroidissement intermédiaire, qui assure le refroidissement de tous les circuits et matériels importants pour la sûreté du réacteur. Le circuit d'eau brute fonctionnant en permanence, les échangeurs s'encrassent et nécessitent un nettoyage régulier. Cet incident, déclaré le 22 août a été classé au niveau 0 de l'échelle INES. Lors de l'analyse ultérieure de cet incident, l'exploitant a mis à jour plusieurs non-respects de procédures d'intervention et de remise en conformité du circuit. En raison de lacunes dans la culture de sûreté, cet incident a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES, le 21 novembre.

Cattenom 1 - 05/12/97 **Fuite sur une soudure du circuit primaire principal.** Le 28 novembre, l'exploitant a localisé une fuite sur une soudure lors de l'épreuve hydraulique du circuit primaire principal. Le circuit primaire principal est un circuit fermé, contenant de l'eau sous pression. Plusieurs circuits hydrauliques annexes sont branchés sur le circuit primaire principal ; ces circuits sont isolables du circuit primaire par un ensemble de deux vannes placées l'une derrière l'autre. L'épreuve hydraulique du circuit primaire consiste, tous les dix ans ou à la suite d'une réparation importante, à réaliser une montée en pression par paliers jusqu'à 207 bars, soit 1.2 fois la pression de service, en cherchant d'éventuelles fuites. Cette épreuve est réalisée réacteur à l'arrêt, cœur déchargé. Lors d'un palier de début d'épreuve, à la pression de 27 bars, l'exploitant a découvert une fuite de la soudure aval sur la première des vannes servant à isoler le circuit primaire d'un circuit annexe particulier. En cas de défaillance de cette vanne, fermée en exploitation normale, il se serait produit une fuite primaire non isolable. L'exploitant a arrêté l'épreuve pour procéder au remplacement du tronçon concerné et aux expertises nécessaires. Ces expertises portent sur les soudures analogues et sur l'origine des fissures ayant conduit à la fuite. Cet incident n'a pas eu de conséquences sur la sûreté du réacteur. En raison d'une dégradation de la défense en profondeur, cet incident est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Cattenom 1 - 9/1/98 **Taux de fuite anormal de la paroi interne de l'enceinte en béton du bâtiment réacteur.** Alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 8 novembre 1997, les tests d'étanchéité des enceintes réalisés dans le cadre de la visite décennale ont fait apparaître un taux de fuite anormal (1,4 %) de la paroi interne de l'enceinte en béton du bâtiment réacteur, soit presque une fois et demi le taux normal. La protection du public et de l'environnement contre les conséquences d'un relâchement accidentel des produits de fission de la réaction nucléaire repose sur l'interposition en série de trois barrières étanches. Ces trois barrières successives, qui assurent une fonction essentielle de sûreté (le confinement des matières radioactives), sont la gaine du combustible, l'enveloppe du circuit primaire et l'enceinte en béton du bâtiment réacteur. Sur le parc de réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe, le bâtiment réacteur est protégé par une double enceinte ; une paroi extérieure en béton armé et une paroi intérieure en béton précontraint (paroi interne), séparées l'une de l'autre par un espace. Cette double paroi est complétée par un système d'aspiration des produits gazeux qui peuvent se trouver dans l'espace compris entre l'enceinte interne et l'enceinte externe. En cas d'accident conduisant à une montée de la pression dans l'enceinte, les fuites éventuelles de la paroi interne sont ainsi récupérées par le système d'aspiration et filtrées avant rejet. Ces fuites doivent cependant rester compatibles avec la capacité du système d'aspiration : un critère de bon fonctionnement de l'enceinte a été défini, imposant un taux de fuite de la paroi interne inférieur à 1 %. Une vérification de ce critère est effectuée à intervalle maximum de dix ans. L'enceinte est mise en pression à une valeur équivalente à la pression atteinte en situation accidentelle de référence (environ 5 fois la pression atmosphérique) et le taux de fuite est mesuré. Lors d'une telle épreuve effectuée le 6/01/98 sur le réacteur 1 de Cattenom, le taux de fuite mesuré a atteint 1,4 % dépassant le critère de bon fonctionnement de 1 % et montrant une dégradation des caractéristiques de l'enceinte. Une constatation analogue avait été faite sur l'enceinte de la tranche 3 en 1996, avec un taux de fuite de 1,37 %. La DSIN avait autorisé son fonctionnement pour un cycle, des travaux de réparation étant programmés en 1998 sur cette tranche. Le taux de fuite de la paroi interne de l'enceinte de confinement présentant un écart avec les exigences du rapport de sûreté, cet incident est provisoirement classé au niveau 1 de l'échelle INES. Il est

à rapprocher de l'incident du réacteur 1 de Flamanville, qui a fait l'objet d'un communiqué de presse de la DSIN diffusé le 18 novembre 1997.

Cattenom 2 - 11/4/97 **Arrêt automatique du réacteur au cours de la réalisation d'un essai périodique.** Le 3 avril, alors que le réacteur 2 était en fonctionnement, une erreur au cours de la réalisation d'un essai périodique de manœuvrabilité des grappes de commande a entraîné l'arrêt automatique du réacteur. 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 par la réaction nucléaire, - introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en retirer ; ces grappes de commande contenant des matériaux absorbant les neutrons. La chute des grappes de commande permet d'arrêter immédiatement la réaction nucléaire. Des essais périodiques de manœuvrabilité permettent de vérifier le bon fonctionnement de ces grappes de commande. Dans le cas présent, l'opérateur procédant à un tel essai a commis une erreur en manœuvrant un groupe de grappes de commande à la place d'un autre. Cette erreur de manipulation a conduit à une surinsertion anormale du groupe de grappes, provoquant l'arrêt automatique du réacteur. Il a été en outre découvert que cet essai périodique n'était pas programmé par l'exploitant et avait été réalisé sans que des documents prévus par les règles internes d'assurance-qualité aient été validés. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Cependant, en raison du non-respect des règles de programmation et d'assurance qualité liées aux essais périodiques qui constitue un manque à la culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cattenom 4 - 17/10/97 **Indisponibilité d'un appareil de mesure utilisé pour le contrôle de la réactivité.** Le 9 octobre, alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 13 septembre pour des travaux de maintenance et de contrôle, la fermeture inopportune de deux vannes a provoqué l'indisponibilité de l'appareil de mesure automatique de la concentration en bore du circuit primaire, appelé boremètre. 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. La concentration en bore dans l'eau du circuit primaire est mesurée en permanence par le boremètre. L'alarme signalant l'indisponibilité du boremètre n'a pas été prise en compte par l'exploitant qui, par conséquent, n'a pas engagé les actions correctives requises en pareil cas. Lorsque l'indisponibilité a été découverte de manière fortuite plusieurs heures après son apparition, l'installation a été immédiatement remise en conformité. En raison de l'indisponibilité d'un appareil important pour la sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cattenom 4 - 7/11/97 **Indisponibilité de l'alarme de surveillance de l'augmentation de la puissance du réacteur.** Le 20 octobre, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, la réalisation de l'essai périodique des chaînes de mesure neutronique a mis en évidence l'indisponibilité de l'alarme de surveillance de l'augmentation de la puissance du réacteur et de deux verrouillages associés. Au cours d'un redémarrage après rechargement du combustible, la puissance du cœur du réacteur ne doit pas être augmentée trop rapidement pour ne pas dégrader les gaines des crayons combustibles. Les indisponibilités découvertes lors de l'essai périodique ont pour origine une anomalie de câblage. La remise en conformité a été immédiate. Des investigations complémentaires réalisées par l'exploitant ont mis en évidence que l'anomalie de câblage à l'origine du non fonctionnement de l'alarme remonte à une modification réalisée sur le réacteur en mars 1994. La requalification de cette modification et les essais périodiques réalisés depuis 1994 n'avaient pas permis de détecter ce non fonctionnement en raison d'une mauvaise application de documents par l'exploitant, mettant en évidence un manque de culture de sûreté. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur, l'exploitant disposant de moyens redondants permettant de maîtriser une augmentation trop rapide de la puissance du réacteur. Initialement déclaré au niveau 0 de l'échelle INES, cet incident a été reclassé au niveau 1 en raison d'un manque de culture de sûreté.

Flamanville 1 - 24/10/97 **Non-respect du débit d'air à la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires du réacteur.** Le 17 octobre, alors que le réacteur était en arrêt pour maintenance, 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 (100.000 Nm³/h niveau réduit autorisé par l'OPRI et prévu par les conditions limites des spécifications techniques d'exploitation). Le débit d'air à la cheminée du BAN doit permettre d'assurer une concentration suffisamment faible des produits radioactifs relâchés dans l'environnement. Afin d'intervenir sur les tableaux électriques, l'exploitant doit modifier le régime de ventilation, entraînant le passage de celle-ci par un filtre à iode. Au moment du basculement sur le filtre, le débit d'air chute fortement ; cette opération doit donc être faite avec un débit initial de ventilation suffisant pour que le débit reste supérieur à 100.00 Nm³/h après le basculement. Cette condition n'était pas remplie au moment où le régime a été changé. Les actions de remise en service de la ventilation normale ont été entreprises et le débit requis a été rétabli au bout de 1h03mm. En raison du non-respect des limites autorisées, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Flamanville 1 - 21/11/97 Taux de fuite anormal de la paroi interne de l'enceinte en béton du bâtiment réacteur. Alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 30 août 1997, les tests d'étanchéité des enceintes réalisés dans le cadre de la visite décennale ont fait apparaître un taux de fuite anormal (1,95 %) de la paroi interne de l'enceinte en béton du bâtiment réacteur, soit presque le double du taux normal. La protection du public et de l'environnement contre les conséquences d'un relâchement accidentel des produits de fission de la réaction nucléaire repose sur l'interposition en série de trois barrières étanches. Ces trois barrières successives, qui assurent une fonction essentielle de sûreté (le confinement des matières radioactives), sont la gain du combustible, l'enveloppe du circuit primaire et l'enceinte en béton du bâtiment réacteur. Sur le parc de réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe, le bâtiment réacteur est protégé par une double enceinte : une paroi extérieure en béton armé et une paroi intérieure en béton précontraint (paroi interne), séparées l'une de l'autre par un espace. Cette double paroi est complétée par un système d'aspiration des produits gazeux qui pourraient se trouver dans l'espace compris entre l'enceinte interne et l'enceinte externe. En cas d'accident conduisant à une montée de la pression dans l'enceinte, les fuites éventuelles de la paroi interne sont ainsi récupérées par le système d'aspiration et filtrées avant rejet. Ces fuites doivent cependant rester compatibles avec la capacité du système d'aspiration : un critère de bon fonctionnement de l'enceinte a été défini, imposant un taux de fuite de la paroi interne inférieur à 1 %. Une vérification de ce critère est effectuée à intervalle maximum de dix ans. L'enceinte est mise en pression à une valeur équivalente à la pression atteinte en situation accidentelle de référence (environ 5 fois la pression atmosphérique) et le taux de fuite est mesuré. Lors d'une telle épreuve effectuée fin octobre 1997 sur le réacteur de Flamanville, le taux de fuite mesuré a atteint 1,95 % dépassant le critère de bon fonctionnement de 1 % et montrant une dégradation des caractéristiques de l'enceinte. Un dossier a été envoyé à la DSIN par l'exploitant. Après examen, la DSIN a transmis des demandes complémentaires afin de préciser les conséquences de ce taux de fuite sur la sûreté de l'installation ainsi que les mesures à prendre pour remédier à cette anomalie. Le réacteur de Flamanville, comme tout réacteur à l'arrêt, ne pourra redémarrer qu'après autorisation de la DSIN. Le taux de fuite de la paroi interne de l'enceinte de confinement présentant un écart avec les exigences du rapport de sûreté, cet incident est provisoirement classé au niveau 1 de l'échelle INES. Cet incident a fait l'objet d'un communiqué de presse de la DSIN diffusé le 18 novembre.

Golfech 1 - 26/9/97 Dépassement du nombre d'heures de fonctionnement autorisé en variation de puissance. Le 19 septembre, l'exploitant a découvert lors d'une vérification que le nombre d'heures pendant lequel le réacteur est autorisé à fonctionner en variation de puissance électrique avait été dépassé. En fonctionnement normal, l'exploitant peut être amené à faire varier la puissance électrique produite par le réacteur en fonction des besoins du réseau national de distribution d'électricité. Toutefois, la durée pendant laquelle cette puissance peut varier est limitée pour ne pas solliciter de manière excessive la gaine du combustible qui pourrait être dégradée en cas de variation brutale et accidentelle de puissance. Cette gaine constitue la première des trois barrières entre les produits de fission et l'environnement ; les deux autres sont le circuit primaire et l'enceinte de confinement. En première analyse, il apparaît que la durée de fonctionnement en variation de puissance n'aurait pas été prise en compte par le logiciel chargé de la comptabiliser ; il semblerait que ce dysfonctionnement ait existé depuis le dernier arrêt du réacteur pour rechargement en combustible en novembre 1996. Aussitôt après avoir détecté cette anomalie, l'exploitant a arrêté le réacteur. Une analyse technique a été engagée afin de définir les conditions de redémarrage du réacteur. Ce redémarrage sera soumis à l'accord de l'Autorité de sûreté. Une inspection de l'Autorité de sûreté est programmée le 26 septembre. Compte tenu de la détection tardive de l'anomalie, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Golfech site - 12/11/97 Rejet incontrôlé d'effluents gazeux radioactifs. Le 2 décembre, le non-respect d'une procédure a conduit à un rejet incontrôlé d'effluents gazeux radioactifs dans l'atmosphère. Les effluents gazeux émis dans la centrale nucléaire sont collectés puis traités dans le circuit de traitement des effluents gazeux (TEG). Ils sont stockés dans des réservoirs, afin de laisser décroître leur radioactivité qui est mesurée périodiquement. Le contenu de ces réservoirs est ensuite relâché dans l'atmosphère par une cheminée. Des capteurs situés dans cette cheminée mesurent la radioactivité effectivement rejetée dans l'environnement. Afin de réaliser une opération de maintenance, le contenu de l'un de ces réservoirs a été rejeté dans l'environnement conformément à la procédure habituelle. A l'issue de cette opération, les procédures d'exploitation prévoient le remplissage en azote du réservoir, puis sa vidange afin de chasser le gaz radioactif résiduaire susceptible d'être encore présent. Cette vidange ne peut intervenir qu'après analyse préalable du contenu du réservoir. Le jour de l'incident, cette vidange a été réalisée sans analyse préalable du contenu du réservoir, ce qui a conduit à procéder à un rejet incontrôlé d'effluents gazeux dans l'environnement. L'activité rejetée dans l'atmosphère lors de cet incident a été de 4,3 gigabecquerels, soit 0,00024% de l'activité annuelle maximale fixée par l'arrêté d'autorisation de rejets radioactifs, et 4,5% de l'activité rejetée habituellement lors de la vidange

d'un de ces réservoirs. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté. Il a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Golfech site - 31/12/97 Non-respect d'une condition de rejet d'effluents gazeux radioactifs. Le 15 décembre, l'exploitant a procédé au rejet dans l'atmosphère d'effluents gazeux radioactifs alors que l'une des conditions associées à l'autorisation de rejet accordée par l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) n'était pas respectée. Les effluents gazeux émis dans la centrale nucléaire sont collectés puis traités dans le circuit de traitement des effluents gazeux (TEG). Ils sont stockés dans des réservoirs pendant une durée minimale de 30 jours, afin de laisser décroître leur radioactivité qui est mesurée périodiquement. Le contenu de ces réservoirs est ensuite relâché dans l'atmosphère par une cheminée. Des capteurs situés dans cette cheminée mesurent la radioactivité effectivement rejetée dans l'environnement. Le jour de l'incident, afin de réaliser une opération de maintenance, l'un de ces réservoirs a été rempli avec de l'azote, puis vidangé afin de chasser le gaz radioactif résiduaire susceptible d'être encore présent. La procédure habituelle a été respectée ; le contenu du réservoir a été préalablement analysé, et l'autorisation de rejet de l'OPRI obtenue par télex. Cependant, cette autorisation était assortie d'une condition consistant à faire transiter le contenu du réservoir par un dispositif de filtration de l'iode. En raison d'une erreur dans l'identification des télex, l'opérateur en charge n'a pas eu connaissance de cette condition ; elle n'a par conséquent pas été respectée lors de rejet du contenu du réservoir. L'activité totale rejetée dans l'atmosphère lors de cet incident a été de 1,3 mégabecquerels, soit 0,001 % de l'activité rejetée habituellement lors de la vidange de l'un de ces réservoirs. Cette condition ayant été imposée à titre de précaution (l'analyse du contenu du réservoir ne montrant aucune activité mesurable en iode), cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté eU sur l'environnement. Il a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Nogent 1 - 16/5/97

Perte d'une fonction de secours. Le 3 mai, alors que le réacteur était à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible, l'exploitant a découvert l'indisponibilité de la fonction de secours du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) par le système de traitement et de réfrigération des piscines (PTR). La disponibilité de ce système est requise par les spécifications techniques d'exploitation (STE). La mise en service du système PTR est réalisée par des opérateurs qui assurent la vérification des différents circuits composant ce système en conformité avec les consignes d'exploitation. Au cours de la réalisation de ces vérifications, une vanne a été laissée en position fermée alors que les consignes d'exploitation exigeaient qu'elle soit maintenue en position ouverte. De ce fait, la fonction de secours a été rendue indisponible. Après la découverte fortuite de l'indisponibilité du système PTR, la vanne a été replacée en position ouverte en quelques minutes, ce qui a permis de retrouver aussitôt la fonction de secours. En raison du non-respect des STE et compte tenu de la perte d'une fonction de secours, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Nogent 2 - 24/10/97

Non-respect de la concentration en bore du fluide primaire des essais préalables au redémarrage du réacteur. Le 27 septembre, alors que le réacteur était en cours d'essais préalables au redémarrage, l'exploitant a découvert que la concentration en bore du circuit primaire n'avait pas été constamment conforme à la valeur requise par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). Le bore a pour 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. La surveillance de la concentration en bore est assurée par des analyses chimiques périodiques du fluide primaire ainsi que par la retranscription en salle de commande de mesures en continu. Dans le cadre des opérations de redémarrage du réacteur, l'exploitant a engagé une dilution du bore contenu dans le fluide primaire pour atteindre une valeur fixée par les STE. A ce stade, les vérifications qui s'imposent avant la poursuite des opérations de dilution ont eu lieu et n'ont mis en évidence aucune anomalie. Les opérations ont alors été poursuivies. Lors d'une vérification ultérieure, il a été constaté que les mesures de concentration en bore relevées en salle de commande, sur la base desquelles la poursuite des opérations avait été décidée, étaient surévaluées. L'exploitant a engagé une vérification des matériels concernés sur les deux réacteurs ; une instruction temporaire a été émise signalant ce dysfonctionnement aux équipes de conduite. En raison d'une dégradation de la défense en profondeur, cet incident - initialement classé au niveau 0 - a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES par l'Autorité de sûreté.

Nogent 2 - 19/12/97

Basculement d'un assemblage combustible dans la cuve du réacteur au cours des opérations de rechargement - reclassement au niveau 1. Le 4 septembre, un assemblage combustible a basculé contre une structure interne de la cuve du réacteur au cours des opérations de rechargement. Le coeur du réacteur contient 193 assemblages combustibles, constitués de pastilles d'oxyde d'uranium. A l'issue de chaque cycle de fonctionnement, l'ensemble des assemblages est déchargé puis entreposé dans la piscine du bâtiment combustible. Deux tiers d'assemblages irradiés au cours des cycles précédents et un tiers d'assemblages neufs sont ensuite rechargés dans la cuve du réacteur pour un nouveau cycle de fonctionnement. Leur intégrité doit être assurée, notamment pendant les opérations de manutention, pour prévenir tout risque d'émission

d'éléments radioactifs. Les assemblages combustibles sont manutentionnés et entreposés sous eau afin d'assurer leur refroidissement et la protection radiologique des opérateurs. Le 4 septembre, un assemblage irradié rechargé s'est incliné d'environ 10 degrés contre une structure interne de la cuve. L'exploitant a procédé à son déchargement et à son expertise complète. L'inspection de l'intérieur de la cuve a permis de détecter la présence d'une vis sur le dispositif assurant la mise en place de l'assemblage. Aucune émission de produits radioactifs n'a été détectée dans le bâtiment réacteur. La vis perdue, issue d'un outil utilisé pour l'introduction des assemblages dans la cuve, n'avait pas été détectée lors des contrôles de mise en service réalisés sur cet outil. En l'absence d'endommagements constatés sur l'assemblage, l'exploitant a procédé à son rechargement dans la cuve du réacteur. Cet incident a fait l'objet d'une inspection de l'Autorité de sûreté le 24 octobre 1997. Compte-tenu de la défaillance du processus de vérification d'un matériel pour la manutention du combustible ayant conduit au basculement d'un assemblage dans la cuve du réacteur, cet incident a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel 1 7/2/97

Indisponibilité cumulée d'une chaîne de mesure de niveau de puissance et d'une voie de protection sur le réacteur 1. Le 28 janvier, alors que le réacteur était en fonctionnement, une chaîne de mesure du niveau de puissance et une voie du système de protection du réacteur ont été simultanément indisponibles pendant une durée de 6 heures et 10 minutes. L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir maîtriser toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela de moyens de mesure, appelés "chaînes de mesure de puissance" du réacteur. Le réacteur est muni d'un système de protection constitué de deux unités capables de déclencher tous les automatismes requis par une action de sauvegarde. Lors d'une mesure de surveillance, l'exploitant a déclaré - à titre préventif - hors service l'appareil de mesure de niveau de puissance en raison d'un défaut de fiabilité en cours d'évolution. Dans le même temps, des essais sur une unité de sauvegarde ont révélé un défaut d'automatisme virtuellement pénalisant lors d'un redémarrage ; cette unité a été rendue indisponible pour réparation pendant 6 heures et 10 minutes. Le cumul des deux indisponibilités aurait dû conduire l'exploitant à arrêter le réacteur dans un délai d'une heure conformément aux Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). Cet incident a mis en évidence un manque d'information et de suivi des indisponibilités affectant le réacteur. En raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES. Indisponibilité d'un appareil de mesure utilisé pour le contrôle de la réactivité

Paluel 1 - 28/3/97

Dépassement des limites de répartition du flux neutronique dans le cœur du réacteur 1. Le 7 mars, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a découvert que les limites de répartition du flux neutronique dans le cœur, définies dans les spécifications techniques d'exploitation, avaient été dépassées pendant plusieurs heures. Afin de réduire le dommage subi par le cœur en cas d'accident, par exemple en cas d'éjection ou de non chute d'une grappe de commande, la différence de flux neutronique entre le haut et le bas du cœur ne doit pas être trop importante. A cet effet, les spécifications techniques d'exploitation définissent sur un diagramme de pilotage des limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le cœur. Ce diagramme est fourni par un logiciel dans lequel on remet à jour mensuellement et manuellement des paramètres pour tenir compte de l'état réel du cœur. Cette remise à jour est de la compétence du service "automatismes/essais", alors que le pilotage du réacteur conformément au diagramme est du ressort des opérateurs qui se trouvent en salle de commande. Le 20 novembre 1996, lors de la réimplantation des nouveaux paramètres, un agent du service automatismes/essais a commis une erreur de calcul. Le vérificateur ne l'a pas remarqué et les opérateurs ont donc commencé à piloter le réacteur à partir d'un diagramme faux. Deux jours plus tard, l'agent de service automatismes/essais a détecté son erreur grâce à une transcription informatique qu'il était tenu de faire. Il en a immédiatement informé son supérieur hiérarchique. Aucune action corrective n'a cependant été mise en œuvre par son service. Il n'a pas été procédé à une analyse formalisée des conséquences potentielles de cet événement et les services compétents n'en ont pas été informés, pas plus que les opérateurs en salle de commande. Le réacteur, arrêté du 25 novembre 1996 au 3 janvier 1997 à cause d'un problème d'alternateur, a redémarré le 4 janvier. Le 11 janvier, une nouvelle remise à jour des paramètres est nécessaire. Un scénario identique se déroule avec une équipe, au service automatismes/essais, différente de la première. Les valeurs convenables ont été enfin restaurées le 13 février lors de la mise à jour mensuelle, les dysfonctionnements précédents restant toutefois cachés à la hiérarchie du site. L'analyse du fonctionnement du réacteur pendant les périodes concernées a montré que les limites autorisées de répartition du flux neutronique dans le cœur ont pu être dépassées pendant une durée maximale de 13 heures, alors que le réacteur aurait dû voir sa puissance abaissée en dessous de 15 % de la puissance nominale sous une heure. Au vu des études de sûreté disponibles, les marges de sûreté vis-à-vis d'un accident d'éjection ou de non chute de grappes sont néanmoins restées suffisantes. Les circonstances précises de ces incidents ont été confirmées lors d'une inspection de l'Autorité de sûreté le 13 mars. Cette inspection a permis en outre de constater la faiblesse des compétences locales en matière de neutronique, la formalisation insuffisante des exigences de formation et d'habilitation des agents et des difficultés de coordination entre le site et l'échelon

central d'EDF spécialisé en matière de neutronique. Le dépassement des limites de fonctionnement autorisées, la répétition d'erreurs de calculs, les défaillances des contrôles et les dissimulations avérées d'information constituent des manquements sérieux en termes de sûreté, sensiblement aggravés par une absence de mesures correctives. L'Autorité de sûreté va demander à l'exploitant : - de prendre des mesures opérationnelles d'amélioration des compétences et du système d'organisation destinées à pallier les insuffisances constatées en matière de neutronique ; - de renforcer plus généralement les actions déjà engagées pour minorer les défaillances liées au facteur humain, en termes d'organisation et de comportement des personnes. Cet incident est classé au niveau 2 de l'échelle INES.

Paluel 1 - 9/1/98

Indisponibilité du refroidissement de secours du réacteur à l'arrêt. Le 19 décembre, au cours de l'arrêt programmé du réacteur, l'exploitant a rendu indisponible le circuit de secours du refroidissement du réacteur à l'arrêt (circuit PTR en secours du circuit RRA). Le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation de l'eau et son maintien à un niveau minimal dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des combustibles encore présents dans le cœur 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. Dans la configuration du réacteur du 19 décembre, une voie du circuit PTR devait assurer le secours du circuit RRA. Le jour de l'incident, une erreur de pagination de la procédure de conduite a entraîné l'utilisation d'une fiche de manoeuvre inappropriée pour la remise en configuration du circuit PTR après son utilisation pour la vidange de la piscine du bâtiment réacteur. Cette remise en configuration incomplète a entraîné l'indisponibilité de ce circuit. Les opérateurs n'ont découvert l'indisponibilité du circuit qu'au cours du troisième contrôle périodique. Ces contrôles périodiques, réalisés à chaque quart, permettent de s'assurer de la disponibilité du matériel requis. Après découverte de l'anomalie, le circuit a été reconfiguré dans le délai prescrit par les spécifications techniques d'exploitation. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté et l'environnement. Néanmoins, compte tenu de l'utilisation d'une procédure inadéquate et de l'absence de détection au cours des deux premiers contrôles périodiques, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel 1 - 9/1/98

Contamination par du tritium d'un puisard de la salle des machines Le 23 décembre, l'exploitant a détecté la présence d'une contamination radioactive par du tritium dans un puisard de la salle des machines. Ce puisard est destiné à collecter des eaux industrielles (effluents non radioactifs) de la salle des machines. Les eaux collectées dans ce puisard sont envoyées par une canalisation dans un bassin par lequel transitent à la fois les effluents radioactifs et non radioactifs de l'installation avant leur rejet en mer. Un clapet anti-retour situé en amont du puisard permet d'éviter la remontée d'activité dans cette canalisation. L'inétanchéité du clapet anti-retour est à l'origine de la contamination, détectée lors d'une vérification ponctuelle. Il a été mis en évidence que l'eau contaminée de la canalisation et du puisard correspondait à des effluents radioactifs dilués dans le bassin de rejet. Ces effluents étaient déjà traités et comptabilisés dans le cadre du rejet d'effluents radioactifs. Compte tenu du bon fonctionnement de l'ensemble des dispositions de contrôle et de suivi des effluents radioactifs avant rejet, cet incident est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Paluel 2 - 27/7/97

Non-respect de la conduite à tenir alors que les systèmes de mesure de puissance étaient indisponibles. Le 8 juillet, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant n'a pas respecté la conduite à tenir en cas d'indisponibilité de deux systèmes de mesure de la puissance nucléaire (le premier était basé sur une mesure neutronique, le second sur une mesure de température). Lorsque la chaîne de mesure de puissance neutronique est indisponible alors que le réacteur est en fonctionnement, l'exploitant dispose du second système grâce auquel il peut s'assurer que la puissance est constante et surveiller la répartition du flux neutronique. En l'occurrence, les deux systèmes étaient indisponibles. En pareil cas, les spécifications techniques d'exploitation exigent que soit établie dans un délai de 8 heures une carte de flux ; cette carte n'a pas été réalisée, alors que la chaîne de mesure de puissance a été indisponible pendant 11 heures pour une intervention de maintenance. La puissance du réacteur est restée stable et correctement répartie ; cependant, en raison du non-respect de la conduite à tenir, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel 2 - 24/10/97

Réalisation d'essais périodiques prohibés dans l'état considéré du réacteur. Le 16 octobre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a procédé à des tests sur deux chaînes de mesure de radioprotection. Ces instruments de mesure étant requis lorsque le réacteur est en fonctionnement, les règles générales d'exploitation (RGE) prescrivent l'exécution de ces tests lorsque le réacteur est à l'arrêt, déchargé du combustible nucléaire. En l'occurrence, le non-respect de cette prescription a entraîné l'indisponibilité pendant 4 minutes des chaînes de mesures. En raison du non-respect des RGE, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel 3 - 97/01/31

Indisponibilité d'un appareil de mesure utilisé pour le contrôle de la réactivité sur le réacteur 3.

Le 14 janvier, alors que le réacteur était à l'arrêt pour des travaux de maintenance, une vanne maintenue fermée par erreur a provoqué l'indisponibilité de l'appareil de mesure de la concentration en bore du circuit primaire, appelé boremètre. 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, donc le flux de neutrons émis par le cœur. La concentration de bore dans l'eau du circuit primaire est mesurée par le boremètre. En l'occurrence, le système groupé d'alarmes n'a pas permis d'identifier en tant que telle l'indisponibilité du boremètre. Cette situation a été détectée lors du changement d'équipe ; l'installation a été remise en conformité. Durant cette indisponibilité, l'exploitant disposait de moyens redondants permettant de maîtriser ou d'arrêter la réaction nucléaire. Cinq incidents de même nature se sont produits en moins d'un an dans la centrale de Paluel, dont les enseignements n'ont pas été pris en compte dans les procédures d'intervention. En raison d'un manque de culture de sûreté cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel 3 - 4/4/97.

Cumul d'indisponibilités prohibé par les spécifications techniques d'exploitation. Le 27 mars, lors du redémarrage du réacteur après un arrêt pour maintenance décennale, deux matériels importants pour la sûreté ont été simultanément indisponibles. Lors d'un essai périodique, la pompe d'injection du système de contrôle chimique et volumétrique du circuit primaire n'a pas démarré. Au même moment, les soupapes vapeur du circuit secondaire étaient indisponibles pour une requalification de la mesure du niveau d'eau dans la cuve (conformément à une dérogation accordée par la DSIN le 21 mars). L'exploitant a immédiatement déclaré l'indisponibilité de la pompe ; en revanche le cumul des deux indisponibilités n'a été détecté par le service conduite et le service sûreté/qualité qu'après 7 heures. Le cumul de ces deux indisponibilités aurait dû conduire l'exploitant à mettre le réacteur en état de repli dans un délai d'une heure. En raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel 3 - 4/7/97

Légère contamination de trois personnes par des particules radioactives. Le 19 juin, lors d'un contrôle de soudures dans le compartiment de transfert situé entre la piscine du bâtiment combustible et la piscine du bâtiment réacteur, trois personnes ont été légèrement contaminées par des particules radioactives. Les trois agents (deux agents d'entreprises extérieures et un agent d'EDF) chargés de l'opération ont provoqué, par leur déplacement, la mise en suspension dans l'air de particules radioactives. Ces agents étaient équipés de protections externes destinées à éviter toute contamination par contact. En revanche, ils ne portaient pas de protections respiratoires, le risque de contamination par inhalation n'ayant pas été pris en compte. Dès qu'ils se sont aperçus de la présence de poussières en suspension dans l'air, les agents ont quitté le local ; les portiques de contrôle à la sortie ont révélé une contamination. Les examens auxquels il a été procédé par le service médical de l'exploitant ont révélé une contamination de deux agents de l'ordre de 2 % de la limite annuelle admissible et, pour le troisième agent, une contamination de l'ordre de 10 % de cette limite. Il résulte des examens de vérification effectués par l'OPRI le 20 juin que l'agent le plus exposé a subi en fait une contamination égale à 2,16 % de la limite annuelle admise. L'Autorité de sûreté demande à l'exploitant de lui indiquer les raisons pour lesquelles les agents n'étaient pas munis de protections respiratoires, alors que, dans la situation considérée, la présence d'une contamination résiduelle dans le compartiment de transfert entre les piscines est un phénomène fréquemment observé. Cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES, compte tenu du faible niveau de contamination mesuré.

Paluel 4 27/6/97

Contamination sur site lors du transport de pièces contaminées par la perte d'étanchéité d'une bride de canalisation.

1- Le 2 juin, au cours des opérations d'arrêt annuel pour maintenance et rechargement en combustible, une fuite a été détectée sur une canalisation raccordée sur le couvercle de cuve du réacteur. Cette canalisation de faible diamètre sert à mesurer le niveau d'eau dans la cuve. La fuite a été détectée par le personnel chargé de la coordination des travaux dans le bâtiment réacteur. Les contrôles visuels de robinetterie effectués quelques jours auparavant n'avaient pas révélé cette fuite. On suspecte un choc donné par un intervenant sur cette canalisation. Il n'y a pas eu contamination des personnes intervenant à proximité du couvercle de cuve. En raison d'une dégradation de la défense en profondeur, cet incident est classé au niveau 0 de l'échelle INES. 2- Le 4 juin, lors des opérations d'ouverture de la cuve, les calorifuges contaminés par cette fuite ont été transférés du bâtiment réacteur à l'atelier chaud pour décontamination. Une protection en vinyle a été perforée pendant le trajet, ce qui a entraîné une trentaine de taches de contamination sur la route d'accès à cet atelier, à l'intérieur du site. Cette contamination n'était pas génératrice de débit d'équivalent de dose mesurable à un mètre. Cent soixante mètres carrés ont été totalement décontaminés par décapage du revêtement d'une route sur le site, au moyen d'un matériel de terrassement. Il n'y a pas eu contamination du personnel de transport, ni du personnel chargé des travaux de décontamination. En raison du faible niveau de contamination, cet événement ne justifie pas un classement sur l'échelle INES.

Paluel 4 - 25/7/97

Fuite d'eau primaire mal maîtrisée et fuite de vapeur provoquée par une intervention non conforme aux règles d'exploitation. Le 12 juillet, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, une manœuvre erronée de vannes connectées au circuit primaire a provoqué une fuite d'eau de 10 mètres cubes par heure. a) Dans un premier temps, à 7 heures, l'exploitant a détecté une fuite d'eau de 800 litres par heure du circuit primaire vers une bêche de récupération des purges. En pareil cas, dans l'état considéré du réacteur, les règles d'exploitation exigent le repli de l'installation dans un état sûr sous une heure. En raison d'une interprétation erronée de ces règles, cette exigence n'a pas été respectée. La fuite n'a été stoppée, par fermeture des vannes incriminées, que trois heures après sa détection. b) Dans un second temps, à 12 heures 30, des investigations ont été entreprises pour confirmer les origines et les conséquences de la fuite. Pour ce faire, l'exploitant a recréé la fuite en procédant à une réouverture partielle des vannes, sans analyse préalable des risques associés. L'arrivée soudaine dans la tuyauterie du fluide primaire à haute pression et à haute température a provoqué la rupture d'un système de contrôle de débit ; un intervenant a été légèrement commotionné par la fuite de vapeur occasionnée, d'un débit estimé à 10 mètres cubes par heure. L'importance de la fuite a nécessité la mise en œuvre des procédures incidentelles et le repli immédiat de l'installation dans un état sûr (faible pression et faible température). Les contrôles médicaux n'ont pas révélé de contamination des agents présents ; les fuites étant confinées dans l'enceinte du réacteur, l'environnement n'a pas été affecté. Une inspection de l'Autorité de sûreté a eu lieu le 17 juillet. Le non-respect des règles d'exploitation et une succession d'erreurs révélatrices d'un manque de culture de sûreté justifient le classement de cet incident au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel ? 14/03/97

Fonctionnement dans des limites non conformes à celles que requièrent les exigences de sûreté du cœur. Le 7 mars, le directeur du site a découvert que le réacteur avait fonctionné dans des limites non conformes à celles que requièrent les exigences de sûreté du cœur. Cet incident, déclaré le 11 mars, fait l'objet le 13 mars d'une inspection par l'Autorité de sûreté pour en identifier les causes et connaître les durées réelles de dépassement des limites acceptables. L'Autorité de sûreté précisera prochainement les circonstances de cet incident et son niveau de classement dans l'échelle INES.

Paluel site - 5/9/97

Détection de deux sacs de boues légèrement radioactives dans une benne de déchets non radioactifs. Le 28 août, les balises de surveillance de la déchetterie de la centrale ont détecté la présence de radioactivité dans deux sacs de déchets conventionnels. Ces déchets contenaient des boues contaminées provenant d'un chantier de nettoyage de caniveaux de locaux du réacteur 3 situés hors zone contrôlée. Une activité totale de 3,6 mégabecquerels a été enregistrée entraînant un débit d'équivalent de dose au contact de 0,07 millisievert par heure. Une étude est en cours pour identifier l'origine de la contamination des caniveaux des locaux ; l'exploitant a par ailleurs fait vérifier qu'aucune autre contamination n'affectait la benne contenant les sacs et que les intervenants n'avaient pas été exposés. Compte tenu du niveau d'activité des produits et de l'efficacité des matériels de détection, cet incident est classé provisoirement au niveau 0 de l'échelle INES dans l'attente de l'identification de l'origine de la contamination hors zone contrôlée.

Paluel 1 - 10/10/97

Réalisation d'une modification prohibée dans l'état considéré du réacteur. Le 27 juillet, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a procédé à l'implantation de nouveaux paramètres dans le système de régulation du réacteur. Aux termes des spécifications techniques d'exploitation (STE), le réacteur doit être arrêté pour effectuer une telle modification, afin d'éviter toute indisponibilité d'un matériel important pour la sûreté. En l'occurrence, l'opération entreprise a entraîné pendant une minute l'indisponibilité du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur. Le système de démarrage automatique des pompes ASG étant resté disponible, cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté. L'événement détecté en son temps par l'exploitant a été analysé par l'Autorité de sûreté. Cette analyse a révélé une accumulation de défauts dans le processus d'intégration de cette modification tant à l'échelon national que local. En conséquence, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Penly 1 - 31/10/97

Indisponibilité d'un appareil de mesure utilisé pour le contrôle de la réactivité. Le 20 octobre, alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 10 octobre pour rechargement en combustible, une intervention mal préparée a provoqué l'indisponibilité de l'appareil de mesure automatique utilisé pour le contrôle de la concentration en bore du circuit primaire, appelé boremètre. 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 (c'est-à-dire le flux de neutrons émis par le cœur). La concentration en bore dans l'eau du circuit primaire est mesurée en permanence par le boremètre. Lors d'une opération de maintenance, un système d'alimentation électrique a été momentanément coupé, afin de permettre aux intervenants d'intervenir sans danger. Cette opération a entraîné la fermeture fortuite d'une vanne qui a rendu indisponible le boremètre pendant 18 minutes. Une alarme en salle de commande a permis de détecter cette indisponibilité, et les mesures correctives nécessaires ont été prises immédiatement. Durant

cette indisponibilité, l'exploitant disposait de moyens redondants permettant de maîtriser ou d'arrêter la réaction nucléaire. Comme lors d'un événement similaire s'étant déjà produit à Penly le 25 janvier 1997, il est apparu que l'exploitant n'avait pas procédé lors de la préparation de cette intervention à une analyse approfondie de ses conséquences. En raison de la répétition de cet incident démontrant un retour d'expérience insuffisant et un manque de culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Penly 1 - 19/12/97

Détection d'une faible radioactivité sur des caisses de transport de matériel neuf à l'entrée du site. Le 11 décembre, lors de contrôles effectués à l'entrée du site, le CNPE de Penly a détecté des points de radioactivité atteignant un maximum de 1,5 Bq/cm² sur les parties internes d'emballages de transport de matériel. Ces emballages sont utilisés pour le transport des mécanismes de commande neufs qui servent à contrôler les réactions nucléaires dans le cœur du réacteur. Ils sont constitués de deux caisses gigognes. Les traces de contamination n'ont été découvertes que sur la caisse intérieure. Un seuil de contamination de 0,4 Bq/cm² est fixé par la réglementation des transports des matières dangereuses pour les parties externes des colis. Aucun seuil n'est fixé pour les parties internes. Les caisses concernées ont été décontaminées puis contrôlées en vue d'une réutilisation future. Ces traces sont supposées provenir d'un défaut de nettoyage lors d'une précédente utilisation. Des investigations ont été lancées sur l'ensemble des caisses de même type dans les lieux d'entreposage et d'utilisation. Cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

St-Alban 1 16/2/97

Indisponibilité du circuit de mise en dépression de l'espace situé entre les deux enceintes du bâtiment du réacteur 1. Le 16 février, alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a constaté qu'une partie du circuit de mise en dépression de l'espace situé entre les deux enceintes du bâtiment réacteur (circuit EDE) a été rendu indisponible au-delà du délai autorisé par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). Le bâtiment du réacteur est protégé par une double enceinte : une paroi extérieure en béton armé et une paroi intérieure en béton précontraint (enceinte interne), séparées l'une de l'autre par un espace. Le circuit EDE assure en permanence le confinement, la reprise et la filtration, avant rejet par la cheminée de ventilation, des fuites de l'enceinte interne vers cet espace. Ce circuit est constitué de trois sous-circuits dont deux, redondants, sont destinés à la ventilation et à la filtration de l'iode en cas d'accident. Le troisième sous-circuit permet d'assurer en permanence la dépression requise dans l'espace situé entre les deux enceintes. Un essai périodique a permis de découvrir l'indisponibilité de l'un des deux sous-circuits pouvant être utilisés en cas d'accident. Une vanne, restée fermée à l'issue d'une intervention réalisée le 11 février, est à l'origine de cette indisponibilité qui a duré 5 jours, alors qu'aux termes des STE, une telle indisponibilité ne doit pas excéder 3 jours. Dès la découverte de cette anomalie, l'exploitant a procédé à la vérification de l'autre sous-circuit du réacteur 1 et des deux sous-circuits identiques du réacteur 2. Cette vérification n'a pas révélé d'autres anomalies. Un incident identique s'était produit sur le réacteur 2 en 1996. En raison de son caractère répétitif, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Saint-Alban 1 - 29/7/97 Indisponibilité d'un appareil de mesure utilisé pour le contrôle de la réactivité. Le 18 août, alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 15 août pour des travaux de maintenance et de contrôle, une vanne maintenue fermée par erreur a provoqué l'indisponibilité de l'appareil de mesure automatique de la concentration en bore du circuit primaire, appelé boremètre. 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 (le flux de neutrons émis par le cœur). La concentration en bore dans l'eau du circuit primaire est mesurée en permanence par le boremètre. En l'occurrence, le système groupé d'alarmes n'a pas permis d'identifier en tant que telle l'indisponibilité du boremètre. Cette situation a été détectée fortuitement plusieurs heures après son apparition. L'installation a été immédiatement remise en conformité. Durant cette indisponibilité, l'exploitant disposait de moyens redondants permettant de maîtriser ou d'arrêter la réaction nucléaire. Cependant, en raison d'un manque de culture de sûreté de l'exploitant, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Saint-Alban 2 7/2/97

Dépassement de la vitesse de la montée en puissance du réacteur 2. Le 20 décembre, alors que le réacteur était en phase de redémarrage à 70 % de puissance nominale (PN), l'exploitant a effectué pendant 2 heures une montée en puissance avec une vitesse supérieure au critère de 3 % PN/h, requis par les Spécifications Techniques d'Exploitation après toute manipulation du combustible. La pente maximale enregistrée a été de 5 % PN/h sur 2 heures. Au cours d'un redémarrage après rechargement du combustible, la puissance du cœur du réacteur ne doit pas augmenter trop rapidement pour ne pas dégrader les gaines des crayons qui entourent le combustible. L'exploitant utilise un système qui limite la vitesse de montée en puissance du réacteur, mais en l'occurrence celui-ci n'aurait pas pleinement joué son rôle. L'écart n'a été découvert qu'a posteriori, lors d'un contrôle des enregistrements de puissance, alors que l'exploitant dispose de moyens de vérification complémentaires qui lui permettent d'évaluer la valeur de cette vitesse. Compte tenu de la durée limitée de ce dépassement, cet incident n'a pas eu de conséquence du point de vue de la sûreté. Cependant,

l'exploitant n'ayant pas engagé dans les plus brefs délais les mesures correctives pour revenir à la situation normale, cet incident a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

Réacteurs REP de 1450 MWe

Chooz 1 - 97/01/31

Indisponibilité cumulée d'une voie du circuit d'eau brute secourue et du circuit de refroidissement du générateur de vapeur sur le réacteur 1. Le 9 janvier, alors que les deux réacteurs étaient à l'arrêt, l'exploitant a constaté une baisse rapide du débit d'une des deux voies du circuit d'eau brute secourue. Ce circuit, dit "de sauvegarde", est alimenté en eau prélevée dans la Meuse. Il est composé de deux voies redondantes (A et B) et assure, par le biais d'un circuit intermédiaire, le refroidissement de tous les circuits et matériels importants pour la sûreté du réacteur. Lors du démarrage d'une pompe, l'augmentation du débit prélevé a provoqué un afflux de débris végétaux et de plaques de glace charriés par la Meuse. Ce phénomène a entraîné le colmatage des filtres de la station de pompage ; le déchirement d'un des filtres a provoqué l'obstruction de la voie B du circuit d'eau brute secourue. La voie A est restée en service. Dans le même temps, des travaux en cours sur les circuits de refroidissement des générateurs de vapeur du réacteur 1 ont rendu partiellement indisponibles ces circuits, qui constituent un moyen de refroidissement complémentaire, requis lorsque le réacteur est à l'arrêt. La défaillance matérielle d'une voie du circuit de sauvegarde et l'indisponibilité provoquée par ces travaux ont entraîné un non-respect des spécifications techniques d'exploitation dans l'état considéré du réacteur. Cet incident, initialement déclaré au niveau 0 de l'échelle INES par l'exploitant, a été reclassé au niveau 1 par l'Autorité de sûreté.

Chooz 21/2/97

Exercice de crise nucléaire. Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le mardi 21 janvier 1997 à la centrale nucléaire de Chooz. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les Pouvoirs publics pour faire face à un accident nucléaire. L'exercice, qui l'est déroulé de 8h à 15h environ, a mobilisé les équipes de crise : - de la préfecture du département des Ardennes. le poste de commandement fixe (PCF) mis en place à la préfecture de Charleville-Mézières regroupait les principaux responsables des services de l'Etat concernés (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS, ...) ainsi que des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'Intérieur. Par ailleurs, un PC "opérations" regroupant les moyens d'intervention a été installé dans la commune de Vireux-Molhain et un PC communal a été mis en place par la commune de Chooz ; - de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), de son appui technique d'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Champagne-Ardenne ; - d'EDF au niveau national et sur le site de Chooz ; - de la Direction générale de la santé (DGS) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet. Lors de cet exercice la préfecture a testé en situation réelle les mesures d'alerte et de protection de la population. Toute la population du village de Chooz a été associée à l'exercice. Des messages d'alerte ont été diffusés par des véhicules équipés de sirènes et par une radio locale ; les habitants du village présents (environ 800 personnes) ont été mis à l'abri. Une pression médiatique a été simulée afin de tester la capacité de réponse des cellules communication mises en place au niveau national. Des centres de presse ont été ouverts à la préfecture de Charleville-Mézières et à Vireux-Molhain afin d'accueillir les journalistes qui suivaient l'exercice. La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait deux défaillances successives sur le réacteur nucléaire fictif numéro 3 de la centrale de Chooz. (qui ne compte que deux réacteurs, dont un en cours de construction) ; une rupture de tube de générateur de vapeur et le dysfonctionnement d'une soupape du générateur de vapeur affecté par cette rupture. En situation réelle, cet accident aurait été classé au niveau 3 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) qui compte 7 niveaux. Des observateurs belges et suédois ont assisté à l'exercice dans les PC locaux et nationaux. Des réunions d'évaluation auxquelles participaient les acteurs locaux de l'exercice (services déconcentrés de l'Etat, représentants de la population, responsables de la centrale EDF de Chooz) se sont tenues les 7 et 11 février 1997. Une réunion d'évaluation générale de l'exercice impliquant les représentants des différents acteurs de l'exercice est programmée courant février 1997 à la Direction de la sûreté des installations nucléaires.

7/3/97

Communiqué de Presse du Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires : Le Directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé le 4 mars 1997 la première divergence de Chooz B2. Chooz B1 et B2 appartiennent à la nouvelle génération des réacteurs de 1450 MW (palier N4) qui compte 4 réacteurs dont 2 en construction à Civaux. La première divergence du réacteur Chooz B1 avait été autorisée par le Directeur de la sûreté des installations nucléaires le 24 juillet 1996. Contact presse : Sandrine Le Breton Téléphone : 01 43 19 39 61

Chooz 1 - 25/4/97

Indisponibilité des 2 voies du circuit de décharge de la vapeur secondaire vers l'atmosphère. Le 9 avril, après un arrêt automatique du réacteur, une erreur lors d'une intervention de maintenance a provoqué

l'indisponibilité des 2 voies du circuit de décharge de la vapeur secondaire vers l'atmosphère (dénommé GCTa). Ce circuit, composé de 2 voies redondantes, constitue un moyen de refroidissement complémentaire requis lorsque le réacteur est à l'arrêt. L'exploitant a immédiatement identifié l'erreur commise ; il a procédé, après des vérifications, à la remise en service des 2 voies de ce circuit. En raison d'une lacune dans la culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 1 - 12/9/97

Intervention sur une vanne du circuit RRA excédant les délais prescrits par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le 1er septembre, alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a engagé la réparation d'une vanne du circuit RRA à la suite de la découverte d'une fuite sur cet organe ; la durée de cette intervention a dépassé le délai de réparation prescrit par les STE. Le circuit RRA (circuit de refroidissement à l'arrêt) 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 du combustible encore présent dans le cœur. Il est constitué de deux voies redondantes (voies A et B). Une fuite, collectée par un circuit spécifique, a été détectée sur une vanne de la voie B du circuit RRA. La réparation a imposé l'isolement de cette voie. Les STE prescrivent, dans l'état considéré du réacteur, une réparation en moins de 24 heures en cas d'indisponibilité d'une voie du circuit RRA. La réparation a excédé ce délai ; la voie B a été à nouveau disponible le 3 septembre. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur, l'exploitant disposant de la voie A du circuit RRA et de deux des quatre générateurs de vapeur pour assurer son refroidissement. Cependant, en raison d'un dépassement du délai de réparation prescrit par les spécifications techniques d'exploitation, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 1 - 12/9/97

Indisponibilité simultanée des deux pompes du système de contrôle volumétrique et chimique du circuit primaire (RCV). Le 4 septembre, alors que le réacteur était à l'arrêt pour intervention, l'exploitant a interrompu volontairement l'alimentation électrique d'une pompe du système RCV et provoqué ainsi son indisponibilité. Le système RCV a principalement pour fonction de maintenir dans le circuit primaire le volume d'eau requis et d'ajuster sa teneur en acide borique. Dans le cadre d'une opération de conduite du réacteur, l'exploitant a interrompu volontairement l'alimentation électrique d'une des deux pompes RCV, alors que l'autre pompe était déjà indisponible à la suite d'une intervention de maintenance. L'indisponibilité simultanée des deux pompes ainsi provoquée est prohibée par les spécifications techniques d'exploitation (STE) dans la situation considérée du réacteur. L'erreur a été détectée dans un délai de deux heures ; l'exploitant a alors immédiatement rétabli l'alimentation électrique de la pompe concernée. Un incident comparable (arrêt volontaire des deux pompes du système RCV) portant sur ces matériels avait été détecté sur le réacteur 2 le 9 juillet 1997. Une enquête sur le renouvellement de cet incident est en cours. En raison d'un manque de culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 1 - 12/12/97

Absence de mise à jour dans les délais prescrits de paramètres de fonctionnement des systèmes de surveillance et de protection du réacteur. Le 20 novembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant n'a pas été en mesure de mettre à jour les paramètres de fonctionnement des systèmes de surveillance (RPN) et de protection du réacteur (RPR) dans les délais prescrits. Le système de protection du réacteur (RPR) a pour principales fonctions la détection de situations anormales, l'arrêt automatique du réacteur et le déclenchement des systèmes de sauvegarde appropriés en situation accidentelle. Grâce au système RPN, l'exploitant surveille en permanence le flux de neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Pour tenir compte de l'épuisement du combustible, les paramètres de fonctionnement de ces deux systèmes doivent être régulièrement mis à jour à partir de mesures effectuées périodiquement sur le cœur du réacteur. De telles mesures, effectuées les 10 et 11 novembre, ont révélé des écarts par rapport aux évolutions attendues. En raison de ces écarts, l'exploitant n'a pu procéder à la mise à jour des paramètres de fonctionnement des systèmes RPR et RPN dans les délais prescrits par les procédures d'essai et de mise en service du réacteur. Conformément aux spécifications techniques d'exploitation (STE) applicables, il a déclaré indisponibles les matériels des systèmes concernés et a engagé l'arrêt du réacteur. L'origine des écarts constatés fait l'objet d'une analyse de l'exploitant. En raison d'une défaillance dans le processus de mise à jour de paramètres importants pour la sûreté affectant les deux systèmes, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 1 - 19/12/97

Procédure de déconnexion du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) inadéquate. Le 3 décembre, alors que le réacteur était en phase de redémarrage, l'exploitant a appliqué une procédure inadéquate en déconnectant le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) du circuit primaire. Le circuit RRA assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation de l'eau et son maintien à un niveau minimal dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des combustibles encore présents dans le cœur du réacteur. Le circuit RRA est constitué de deux voies redondantes (voies A et B) disposant chacune d'un échangeur de chaleur. La chaleur est cédée, dans ces échangeurs, au circuit de refroidissement intermédiaire

(RRI). En phase de redémarrage du réacteur, le refroidissement du circuit primaire est assuré par le circuit RRA jusqu'à une pression de 30 bars et une température de 180 degrés, valeurs au-delà desquelles le refroidissement est assuré par les générateurs de vapeur. L'exploitant doit, à ce stade, procéder à la déconnexion du circuit RRA par la fermeture des vannes de liaison avec le circuit primaire. Le jour de l'incident, l'exploitant procédait à une augmentation progressive de la pression et de la température du circuit primaire dans le cadre du redémarrage du réacteur. Conformément à la procédure de conduite prévue par les documents d'exploitation, les opérateurs ont arrêté une pompe du circuit RRI avant de procéder à la déconnexion du circuit RRA. Or, cette opération doit être effectuée postérieurement à la déconnexion du circuit RRA afin que le refroidissement de ce circuit soit assuré convenablement. Constatant ce défaut de refroidissement, l'exploitant a remis en service la pompe, ce qui a entraîné une montée en pression rapide (appelée "coup de bélier") dans les tronçons concernés du circuit RRI et de l'échangeur de la voie A. Bien que prévue par les documents d'exploitation, la procédure de déconnexion utilisée s'est donc révélée inadéquate. Le refroidissement du réacteur n'a pas été compromis, la voie B du circuit RRA ayant été maintenue en service. L'exploitant a engagé une inspection et des contrôles des matériels des systèmes RRA et RRI concernés. Compte-tenu de l'utilisation d'une procédure de conduite inadéquate, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 2 - 9/5/97

Baisse du niveau du réservoir du circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur. Le 30 avril, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que le niveau d'eau du réservoir du circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur avait baissé en deçà du niveau requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE). Le circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (circuit ASG) fournit l'eau nécessaire au refroidissement du cœur, en cas de défaillance de l'alimentation principale ou de fonctionnement à très faible puissance. Lors d'un essai, conformément à la procédure prévue en pareil cas, l'exploitant a substitué le circuit ASG au circuit normal d'alimentation en eau des générateurs de vapeur. Ce basculement a provoqué une consommation d'eau du circuit ASG et entraîné une baisse du niveau du réservoir en deçà de la valeur requise par les STE. L'exploitant n'a pas pu réalimenter ce réservoir dans le délai imparti par les STE. Compte tenu d'un non-respect des limites et conditions d'exploitation, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 2 23/5/97

Défaut de déclenchement de la turbine lors d'un arrêt automatique du réacteur. Le 13 mai, une augmentation du niveau d'eau dans un générateur de vapeur a provoqué l'arrêt automatique du réacteur, qui fonctionnait à 30 % environ de sa puissance nominale. Lors de cet arrêt automatique, le déclenchement de la turbine prévu par le système de protection du réacteur n'est pas intervenu. Le réacteur comporte quatre générateurs de vapeur ; ces appareils sont des échangeurs thermiques entre l'eau du circuit primaire, portée à haute température et à pression élevée dans le cœur du réacteur, et l'eau du circuit secondaire (circuit ARE) qui se transforme en vapeur alimentant la turbine de production d'électricité. En l'occurrence, l'augmentation du niveau d'eau dans un générateur de vapeur est imputable aux deux événements suivants : * un défaut sur un capteur de mesure, qui a entraîné un débit constant de l'alimentation en eau du générateur de vapeur, alors que ce débit est normalement régulé par le besoin de vapeur. Cette situation n'a pas été identifiée par l'exploitant. * une baisse de puissance provoquée par l'exploitant - lors d'une intervention sur la turbine - ayant entraîné la diminution de la production de vapeur. Les actions automatiques de protection liées à l'arrêt du réacteur sont normalement intervenues, à l'exception du déclenchement de la turbine. Cette anomalie est due à la mise en place le 11 avril - dans le cadre d'un essai programmé lié au démarrage du réacteur - d'un dispositif provisoire inhibant ce déclenchement. Ce dispositif n'avait pas été retiré à l'issue de cet essai. L'exploitant a procédé sans délai au déclenchement manuel de la turbine. Une inspection a été réalisée sur le site le 22 mai par la DRIRE Champagne Ardenne. Compte tenu des lacunes relevées dans la remise en configuration des matériels après essai, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 2 - 20/6/97

Indisponibilité d'une des deux voies du circuit de refroidissement intermédiaire. Le 16 juin, alors que le réacteur était en fonctionnement à 50 % environ de sa puissance nominale, une des deux voies du circuit de refroidissement intermédiaire (RRI) a été découverte indisponible. Le circuit RRI assure le refroidissement de tous les circuits et matériels importants pour la sûreté (IPS) du réacteur. Il sert de circuit intermédiaire entre ces équipements (IPS) qui véhiculent l'eau circulant dans le réacteur et la source froide constituée de l'eau prélevée dans la Meuse. C'est un circuit constitué de deux voies redondantes (A et B), comportant chacune principalement deux pompes et deux échangeurs. Après un nettoyage d'un des deux échangeurs de la voie B réalisé le 9 juin 1997, une vanne a été laissée en position fermée alors que les spécifications techniques requièrent la disponibilité des deux voies. Après la découverte fortuite de l'indisponibilité de la voie B, la vanne a été replacée immédiatement en position ouverte. La voie A est restée en service pendant toute cette période. En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 2 - 11/7/97

Mise en service involontaire du circuit d'aspersion dans l'enceinte du réacteur. Le 30 juin, alors que le réacteur était à l'arrêt pour une intervention sur le poste d'évacuation d'énergie, le circuit d'aspersion dans l'enceinte du réacteur a été involontairement mis en service. Le circuit d'aspersion dans l'enceinte fait partie des systèmes de sauvegarde. En cas d'accident, il pulvérise de l'eau dans le bâtiment réacteur afin de diminuer la pression et la température de l'atmosphère du bâtiment : il permet aussi d'éliminer l'iode radioactif émis dans ce bâtiment. La mise en service du circuit, qui a duré environ une minute, est due au remplacement et à la remise sous tension d'une carte électronique dans une unité de test et de diagnostic (UTD) du réacteur. Cette UTD appartient au système de protection du réacteur qui a pour principales fonctions la détection de situations anormales, la mise à l'arrêt automatique du réacteur et le déclenchement des systèmes de sauvegarde appropriés en situation accidentelle. Des interventions non appropriées sur ce même système de protection avaient provoqué les incidents du 4 juillet 1996 (aspersion dans l'enceinte du réacteur 1) et 16 septembre 1996 (arrêt automatique du réacteur 1 lors d'un test sur une UTD). Avant la remise en service des installations, l'exploitant a procédé aux nécessaires opérations de contrôle et de nettoyage. Les travaux ont provoqué une prolongation de l'arrêt du réacteur ; son redémarrage sera donc soumis à autorisation. En raison d'un manque de préparation de l'intervention de maintenance, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 2 - 25/7/97

Arrêt volontaire de deux pompes du système de contrôle chimique et volumétrique du circuit primaire (RCV), prohibé par les spécifications techniques d'exploitation. Le 9 juillet, alors que le réacteur était à l'arrêt pour intervention, l'exploitant a interrompu volontairement l'alimentation de deux pompes du système RCV et provoqué ainsi leurs indisponibilité. Le système RCV a principalement pour fonction de maintenir dans le circuit primaire le volume d'eau requis et d'ajuster sa teneur en acide borique. Lors d'une intervention de maintenance, l'exploitant a interrompu l'alimentation électrique de deux pompes de charge du système RCV pour éviter que leur démarrage intempestif puisse détériorer les joints des pompes primaires. L'indisponibilité ainsi provoquée est prohibée par les spécifications techniques d'exploitation (STE) dans la situation considérée du réacteur. L'erreur a été détectée dans un délai de quatre heures ; l'exploitant a alors immédiatement rétabli l'alimentation électrique des pompes du système RCV. En raison d'un manque de culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 2 - 29/9/97

Cumul d'indisponibilités d'une chaîne de mesure d'activité radiologique et du circuit d'eau brute secourue. Le 19 août, le réacteur 2 a été arrêté à la suite de la découverte du cumul d'indisponibilités de matériels importants pour la sûreté (systèmes KRT et RRI/SEC). Le système KRT a pour objet la surveillance radiologique des locaux nucléaires. L'indisponibilité détectée concernait un capteur de la chaîne de mesure de l'activité radiologique dans l'enceinte du bâtiment réacteur. Le circuit d'eau brute secourue (SEC) sert à refroidir le circuit de refroidissement intermédiaire (RRI), qui assure le refroidissement de tous les circuits et matériels importants pour la sûreté du réacteur. Chaque réacteur dispose de deux voies RRI/SEC redondantes (voies A et B) constituées d'échangeurs de chaleur. Une surveillance quotidienne permet de suivre le niveau d'encrassement de ces échangeurs. A la suite d'une erreur dans le calcul de l'encrassement des échangeurs, la voie B du réacteur 2, ainsi que la voie A du réacteur 1, ont fonctionné hors des limites requises (respectivement depuis le 17 août et la nuit du 18 au 19 août). Ces matériels ont été déclarés indisponibles. Les spécifications techniques d'exploitation (STE) stipulant qu'en cas de cumul d'indisponibilités, la tranche doit être repliée en état d'arrêt, l'exploitant a donc engagé cette procédure sur le réacteur 2. Par ailleurs, l'exploitant a procédé, sur les deux réacteurs, au nettoyage des échangeurs ainsi qu'à la correction des logiciels servant à la surveillance de ces matériels. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté des réacteurs. Cependant, en raison de la défaillance de systèmes de surveillance communs aux 2 réacteurs, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 2 - 28/11/97

Indisponibilité d'une chaîne "source" lors d'un arrêt programmé du réacteur. Le 5 novembre, alors que le réacteur était en arrêt programmé, l'exploitant a détecté l'indisponibilité d'une chaîne "source". 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 : les chaînes de "puissance" utilisées en fonctionnement normal, les chaînes "intermédiaires" utilisées aux faibles puissances du réacteur, les chaînes "sources" lorsque le réacteur est à l'arrêt et pour son démarrage. A la suite d'un arrêt automatique du réacteur réalisé dans le cadre d'essais de démarrage, l'exploitant a détecté l'indisponibilité d'une des quatre chaînes "sources". Or, les spécifications techniques d'exploitation (STE) exigent que la totalité des chaînes sources soient disponibles lorsque le réacteur est à l'arrêt. L'exploitant a procédé immédiatement à la remise en service de la chaîne. Il a été montré que l'indisponibilité de la chaîne était la conséquence d'une action volontaire, dont la nature n'a pas encore pu être définie. L'exploitant a engagé une enquête afin de déterminer les origines de cette anomalie. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Cependant, en raison de la mise hors service délibérée d'un matériel important pour la sû-

reté démontrant un défaut de culture de sûreté, cet incident initialement classé au niveau 0, a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 1 et 2 - 5/9/97 **Mauvaises positions de vannes des circuits de refroidissement des groupes électrogènes de secours des réacteurs 1 et 2.** Le 26 août, alors que le réacteur 2 était à l'arrêt, un groupe électrogène de secours s'est arrêté au cours d'un essai destiné à en vérifier le fonctionnement en cas de panne d'un ventilateur de refroidissement. Chaque réacteur dispose de deux groupes électrogènes diesel de secours, destinés à assurer l'alimentation électrique des installations en cas de perte des sources électriques externes. Le refroidissement de chaque groupe diesel est assuré par deux circuits indépendants ; la puissance thermique est évacuée par des aérorefrigérants associés à 4 ventilateurs. Ces circuits sont équipés de vannes thermostatiques permettant la régulation du refroidissement. Le déclenchement du groupe électrogène a été causé par une température excessive d'un des circuits de refroidissement, due à la position inappropriée d'une vanne de régulation. Les investigations conduites sur l'autre groupe diesel et les groupes de l'autre réacteur ont également montré de mauvais positionnements de ces vannes. Ces anomalies auraient entraîné, selon les vannes concernées, un refroidissement excessif ou insuffisant des différents matériels. Leur origine, inexplicée à ce jour, fait l'objet d'investigations. L'exploitant a procédé sans délai à la remise de ces vannes en position correcte et à la requalification des groupes diesel par des essais de fonctionnement. Ces anomalies n'auraient pas empêché le démarrage des groupes diesel en cas de nécessité. Elles auraient néanmoins perturbé leur refroidissement en fonctionnement à forte puissance. En raison d'une défaillance affectant simultanément les deux réacteurs, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Superphénix

97/01/31

Le 15 octobre le Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires a autorisé le réacteur à fonctionner jusqu'à 90 % de sa puissance. Le réacteur a redémarré le 17 novembre, après un arrêt de 10 jours pour réparation sur une pompe primaire. Il fonctionnait à 50 % de sa puissance le 20 novembre et à 90 % en fin de semaine, conformément à l'autorisation de l'Autorité de sûreté. Le 25 novembre alors que la centrale fonctionnait à 90 % de sa puissance nominale, une intervention sur l'un des deux groupes turbo alternateurs a provoqué l'arrêt automatique du réacteur. L'exploitant a mis à profit cet arrêt fortuit pour anticiper la réalisation de deux expériences prévues dans le cadre du programme d'acquisition des connaissances. Les conditions de cet arrêt ont fait l'objet d'un examen le 29 novembre 1996 lors d'une inspection de l'autorité de sûreté. Le réacteur a redémarré le 8 décembre, pour un programme de fonctionnement jusqu'à la limite de puissance autorisée de 90 %. Le 24 décembre, le réacteur a été arrêté pour un arrêt programmé d'une durée de 6 mois. Cet arrêt permettra notamment de procéder à des modifications d'assemblages combustibles dans le cœur du réacteur.

7/3/97 :

Le Conseil d'État annule le décret n°94.569 du 11 juillet 1994 "autorisant la création par la Société Nersa d'une centrale nucléaire à neutrons rapides de 1200 mégawatts sur le site de Creys-Malville". Le Conseil d'État considère que "l'enquête publique s'est déroulée du 30 mars 1993 au 14 juin 1993 ; qu'il ressort des pièces du dossier que tant les documents accompagnant la demande d'autorisation présentée par la société Nersa que l'étude d'impact et le dossier soumis à l'enquête publique définissaient la production d'électricité comme l'objectif principal de l'exploitation du réacteur à neutrons rapides de Creys-Malville, en soulignant la continuité de la nouvelle phase d'exploitation avec les modes d'exploitation définis dans les précédentes autorisations accordées pour la création de cette installation ; que, toutefois, le décret attaqué du 11 juillet 1994, après avoir affirmé le caractère de prototype du réacteur de Creys-Malville, lui assigne un objectif de recherche et de démonstration et prescrit que "la production électrique du réacteur ne pourra être soumise aux exigences d'approvisionnement du réseau électrique" ; que les changements ainsi apportés à la conception initiale du projet n'ont affecté ni la puissance électrique, qui demeure de 1200 mégawatts, ni les dimensions ou le volume des installations ; et qu'il ne ressort pas des pièces du dossier qu'ils aient augmenté les risques de l'installation ; que, toutefois, les modifications contenues dans le décret attaqué par rapport au projet soumis à l'enquête publique, qui portent sur les finalités mêmes assignées à l'installation nucléaire de base, revêtent en l'espèce une importance telle qu'elles affectent substantiellement sa destination ; que, dès lors, la création du réacteur à neutrons rapides ne pouvait être autorisée, dans sa nouvelle configuration, sur la base de l'enquête publique à laquelle il a été procédé dans les conditions décrites ci-dessus, mais impliquait la réalisation d'une nouvelle enquête portant sur le projet tel qu'il a été autorisé par le décret attaqué".

Autre sites

Pierrelatte 97/01/24

Usine de COMURHEX Erreur de mesure de la contamination dans une fosse de rétention. Dans la journée du 9 janvier, l'exploitant a contrôlé la contamination de l'eau de pluie de la fosse de rétention des 4 cuves de stockage du nitrate d'uranyle. Selon la concentration en uranium, cette eau est orientée vers la station de traitement des effluents liquides non contaminés ou vers une installation de traitement d'eau contaminée. Une erreur de mesure a conduit à déclarer non contaminée une eau qui l'était légèrement, à cause de la fuite d'une vanne d'isolement détectée tardivement. L'eau légèrement contaminée a donc été traitée comme un effluent non contaminé. Les résidus de ce traitement contenant un faible taux d'uranium, leur destination sera le centre de stockage de déchets de l'ANDRA et non un autre centre de stockage. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour les personnes et pour l'environnement. Cependant en raison du non-respect d'une prescription technique, il est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cadarache 97/01/31

Réacteur PHEBUS. Fuite de liquide contaminé. Le 21 janvier, alors que le réacteur était à l'arrêt, une fuite de liquide contaminé s'est produite au niveau du circuit de refroidissement du tube de générateur de vapeur expérimental. Le réacteur participe à un programme de recherche international destiné à étudier les conséquences d'une fusion accidentelle d'un cœur de réacteur à eau pressurisée, et notamment le transport des produits de fission émis à travers certains organes d'un circuit primaire. A la suite du dernier essai (FPT1) réalisé en juillet 1996, une portion du circuit expérimental a été découpée aux fins d'analyse : la décontamination du circuit restant a été alors engagée. La fuite provient d'un défaut d'étanchéité de la soudure située à l'extrémité d'un tronçon de la ligne expérimentale, soudure réalisée en vue d'isoler ce tronçon. L'incident a été détecté par une balise de radioprotection située à proximité d'une tuyauterie destinée à la circulation du liquide organique de refroidissement du tube de générateur de vapeur. Les premières investigations évaluent à 25 litres le volume de liquide contaminé écoulé dans cette tuyauterie ; ce liquide est demeuré confiné par le circuit du liquide organique puis par le bâtiment, lequel fait l'objet d'une ventilation permanente. Les opérations en cours ont été immédiatement arrêtées par l'exploitant. Aucun agent n'était présent à proximité des tuyauteries contaminées ; cet incident n'a eu aucune conséquence pour le personnel ou l'environnement. Cependant, en raison de la perte de confinement et du risque d'exposition que cet incident a induit à l'intérieur de l'installation, il est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Marcoule 21/2/97

Défaut de protection biologique d'un château de transport de combustibles irradiés. Le 10 février, les contrôles avant expédition sur un château de transport chargé d'aiguilles combustibles irradiées ont révélé un défaut de protection biologique. Les aiguilles combustibles irradiées sont transportées dans des conteneurs appelés "châteaux". Ceux-ci sont en particulier équipés de protection épaisses dites "biologiques" destinées à protéger des radiations toute personne se trouvant à proximité. Lors des contrôles effectués sur le château après chargement du combustible, les agents ont été alertés par l'alarme de leur dosimètre qui signalait un débit de dose ambiant supérieur à la normale. Un débit de dose de 90 miligray/heure a été localisé très rapidement au contact d'une partie de la base du château. Il s'est avéré qu'une partie interne de la protection biologique n'avait pas été remise en place par la société chargée de l'entretien du château. L'exploitant a immédiatement mis en place une protection externe complémentaire et procédé au déchargement des aiguilles combustibles. L'incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement. La dose reçue par un agent (120 microsievert) a été inférieure à la limite journalière admise à Marcoule par référence aux limites annuelles réglementaires (50 millisievert). Néanmoins, compte tenu de la perte d'une partie de la protection biologique d'un conteneur de transport résultant d'une défaillance de l'organisation qualité d'un intervenant, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

21/2/97

Réacteur Universitaire de Strasbourg (Bas-rhin) Fonctionnement prolongé du réacteur en l'absence de l'ingénieur de quart. Le 14 février, une inspection inopinée a été réalisée par l'Autorité de sûreté sur le réacteur universitaire de Strasbourg au Centre de recherche nucléaire de Cronembourg. Ce réacteur, exploité par l'université Louis Pasteur, est utilisé principalement pour la réalisation d'irradiations expérimentales et la production de radio isotopes à vie courte. Sa puissance thermique est de 100 kW. Les inspecteurs ont constaté que, contrairement à ce que prévoient le rapport de sûreté et les règles générales d'exploitation, le réacteur était en fonctionnement alors que l'ingénieur de quart était absent depuis le 3 janvier. Cet ingénieur est notamment chargé de veiller à la bonne application des règles générales d'exploitation et de prendre les dispositions nécessaires en cas d'incident. L'ingénieur de quart, dont la présence est prescrite lorsque le réacteur est en fonctionnement, a sous ses ordres une équipe de conduite composée de deux personnes chargée de piloter le réacteur et de contrôler son bon fonctionnement ; du 3 janvier au 14 février cette équipe a assuré seule l'exploitation du réacteur. A la suite de ce constat, l'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant de suspendre le fonctionnement du réacteur en attendant le retour ou le remplacement de l'ingénieur de quart et de préciser les mesures qu'il va adopter pour éviter le renouvellement d'une telle situation. Cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES pour défaut de culture de sûreté.

Grenoble (Isère) 6/2/97 Réacteur SILOE Contamination radioactive d'un agent. Le 6 février 1997, alors qu'il démontait pour expertise un dosimètre, un agent a été victime d'une piqûre au doigt qui a provoqué une légère contamination. Le service médical du CEA de GRENOBLE n'ayant pu éliminer totalement la contamination, une intervention chirurgicale à CHU de la Tronche a été nécessaire. Compte tenu de la très faible dose reçue par cet opérateur, cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

28/3/97 Cadarache (Bouches-du-Rhône) CEA (Atelier de traitement d'uranium enrichi - ATUE) Vidange d'une cuve d'effluents suspects sans analyse préalable. Le 18 mars, une cuve d'effluents suspects non analysés a été vidangée dans le réseau d'eau industrielle du centre, à la place d'une cuve d'effluents analysés. Pour chaque installation, les autorisations de rejets d'effluents prévoient que les effluents liquides sont classés "suspects" ou "actifs", en fonction de leur origine, et recueillis dans des cuves distinctes. Vidange d'une cuve d'effluents suspects sans analyse préalable (suite). Les effluents suspects sont stockés dans deux cuves pour être analysés ; ceux qui se révèlent non actifs sont vidangés vers la station d'épuration par le réseau d'eau industrielle, ceux qui sont actifs sont récupérés par des camions citernes pour traitement. Les deux cuves de stockage d'effluents suspects sont reliées à une même pompe. La vidange de celle des deux cuves dont le contenu n'avait pas encore été analysé a été provoquée par le dysfonctionnement d'une électrovanne et par un mauvais positionnement de deux vannes manuelles. Une analyse effectuée a posteriori sur un reliquat des effluents évacués a montré leur conformité aux normes de vidange ; en outre, les résultats des analyses et contrôles en continu en amont de la station d'épuration et au niveau de la station de rejets en Durance sont restés inférieurs aux limites de détection des appareils. Cependant, en raison du non-respect des conditions fixées par l'arrêté d'autorisation de rejets, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

28/3/97 Pierrelatte - Usine FBFC Chute de 150 kg de poudre d'oxyde d'uranium enrichi Le 21 mars, lors d'une opération d'ensachage, la défaillance d'une vanne automatique - située entre un conteneur et la trémie de stockage de l'installation - a provoqué la chute de 150 kg de poudre d'oxyde d'uranium enrichi sur le sol et sur le matériel d'un atelier. L'opérateur présent dans l'atelier au moment de cet incident a été soumis à un contrôle par le service médical du site, qui a décelé des traces de radioactivité corporelle ; l'OPRI procède aux vérifications nécessaires concernant cet agent. Des mesures de nettoyage des locaux ont été immédiatement mises en œuvre par l'exploitant ; un contrôle par l'OPRI est également en cours sur des prélèvements effectués à l'intérieur et à l'extérieur de ces locaux. Le même équipement était incriminé dans un incident similaire en 1994 ; l'Autorité de sûreté procédera dans les prochains jours à une inspection de l'installation pour identifier les causes de cette défaillance répétée. Cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

25/4/97 Cadarache (Bouches-du-Rhône) CEA (Station de Traitement des Déchets et Effluents - STED) Compactage de déchets non autorisé. Le 16 avril, un incident est survenu dans une presse de compactage de fûts de déchets de la Station de traitement des déchets solides (STED) du CEA/CADARACHE. La présence de produit organique non autorisé sur le piston de celle-ci a été détectée par un opérateur. Cet incident est dû à la prise en charge et au traitement dans cette presse de fûts non conformes aux spécifications de l'installation, quant à la nature physique des déchets contenus. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement ni sur les personnels. Il est classé au niveau 1 de l'échelle INES, en raison du non-respect des consignes.

25/4/97 Veurey-Voroize (Isère) Société industrielle de combustible nucléaire Chute accidentelle de poudre d'oxyde d'uranium naturel dans un atelier. Le 17 février, lors de la vidange d'un conteneur, 25 kilogrammes de poudre d'oxyde d'uranium naturel ont été répandus sur le sol. Un défaut de raccordement entre le conteneur et la tuyauterie de vidange est à l'origine de cet incident qui n'a eu aucune conséquence à l'extérieur de l'atelier concerné. L'opérateur a subi immédiatement des contrôles médicaux dont les résultats s'avèrent négatifs. Compte tenu de lacunes dans les procédures d'assurance qualité, cet incident, initialement classé au niveau 0, a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

25/4/97 Saclay. Centre d'études du CEA. Suspension de l'autorisation de bitumage de l'installation de gestion des effluents liquides. Lors d'une inspection au Centre d'études de Saclay, portant sur la maîtrise du risque d'incendie et le retour d'expérience de l'accident survenu à TokaiMura (Japon), la DSIN a suspendu l'autorisation d'exploitation de l'unité de bitumage de l'installation de traitement des effluents de ce Centre. Le mardi 11 mars 1997, un incendie et une explosion se sont produits à TokaiMura dans un atelier destiné à conditionner les concentrats résultant de l'évaporation d'effluents liquides en les enrobant dans du bitume. La DSIN, après cet accident, a demandé aux exploitants français qui utilisent un procédé de bitumage de même nature (le CEA et la COGEMA) d'analyser les enseignements et les éventuelles améliorations que leur suggère cet événement en ce qui concerne leurs propres installations ; par ailleurs, des inspections ont été programmées par la DSIN. Lors de l'inspection du 7 avril à l'installation de traitement des effluents liquides du Centre

de Saclay, les inspecteurs ont constaté un nombre important d'écarts concernant le risque incendie. En outre, aucune réflexion n'avait été engagée à partir de l'événement de Tokai-Mura. Bien que les procédés, la conception des installations et les risques soient différents, la DSIN a considéré que cette situation n'était pas acceptable et a suspendu l'autorisation d'exploitation de cette unité d'enrobage bitume par lettre du 10 avril 1997.

Chinon 16/5/97

Atelier des matériaux irradiés (AMI). Indisponibilité simultanée de deux sources d'alimentation électrique. Le 5 mai, deux sources d'alimentation électrique de l'Atelier des matériaux irradiés (AMI) de Chinon ont été rendues indisponibles simultanément. L'Atelier des matériaux irradiés dispose au total de trois sources d'alimentation électrique : deux sources externes à l'atelier et un groupe électrogène de secours. Alors que le groupe électrogène était indisponible du fait de la réalisation de travaux de maintenance, des travaux d'entretien des éclairages à l'extérieur du site ont conduit à l'indisponibilité de l'une des deux sources externes d'alimentation électrique pendant plus de 3 heures. Les règles d'exploitation interdisent le fonctionnement de l'atelier si plus d'une source d'alimentation est indisponible. Or les équipes en charge de la préparation des opérations de maintenance sur le groupe électrogène n'avaient pas procédé aux vérifications nécessaires afin de s'assurer de la disponibilité des deux sources externes. Cet incident n'a pas eu de conséquence ni sur le personnel, ni sur l'environnement. Toutefois, en raison de la non-vérification du respect des règles d'exploitation lors de la préparation de la maintenance et de la sortie du régime autorisé, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

30/5/97 La Hague

(Manche) COGEMA - Usine UP3 - atelier T1 Endommagement d'un pont de manutention. Le 22 mai, au cours d'une vérification à vide, un pont basculeur de l'atelier de cisailage-dissolution des combustibles nucléaires usés a été endommagé à cause d'une défaillance mécanique d'un vérin de basculement. Au cours d'une campagne d'exploitation de l'atelier, l'exploitant a stoppé à titre préventif l'alimentation en éléments combustibles pour procéder à la vérification du fonctionnement du pont basculeur, après avoir constaté un défaut de positionnement de celui-ci. Au cours de cette vérification à vide (sans élément combustible) une défaillance du mécanisme du vérin de basculement a entraîné l'endommagement du pont de manutention. Les premières opérations de traitement des combustibles nucléaires s'effectuent dans un atelier de cisailage et de dissolution. La manutention en cellule dans cet atelier s'effectue au moyen d'un pont basculeur qui permet : - en position verticale. l'extraction du combustible hors du panier d'entreposage ;. le contrôle de son identification au moyen de caméras ;. la mesure du taux de combustion par détecteurs de rayonnements gamma et neutron ; - puis après basculement en position horizontale :. l'alimentation de la cisaille destinée à couper les combustibles pour permettre la dissolution chimique des matières nucléaires. Un incident, classé au niveau 0 de l'échelle INES, s'était produit sur un pont similaire de cet atelier, le 18 novembre 1996 : un élément combustible avait chuté sur un amortisseur dans le puits de contrôle. A la suite de cet incident, un programme de maintenance préventive devait être mis en application par Cogema ; ce programme a fait l'objet d'une inspection de l'Autorité de sûreté nucléaire le 14 mai 1997. L'origine de la défaillance du 22 mai est recherchée par la COGEMA pour déterminer les enseignements de sûreté à en tirer. Une inspection de l'Autorité de sûreté a lieu le 29 mai à ce sujet. En raison d'une sortie du domaine de fonctionnement autorisé, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

20/6/97

CADARACHE - CEA. Atelier de technologie du plutonium (ATPu) Début de combustion d'une enveloppe de conditionnement en vinyle. Le 12 juin, une opération de soudage, lors du démantèlement d'une boîte à gants (BAG), a provoqué un début de combustion d'une enveloppe de conditionnement en vinyle. Les BAG permettent aux opérateurs de manipuler sans risque des matières nucléaires entreposées dans une enceinte. Lorsqu'elles sont usagées ou sans emploi, ces BAG sont démantelées sur place ou après transfert dans une installation appropriée du site. En l'occurrence, lors des opérations de conditionnement préalables au transfert des BAG, le soudage de barres métalliques transverses destinées à consolider le support de la BAG a provoqué, par échauffement, un début de combustion sans flamme du vinyle sur quelques cm². Les contrôles radiologiques n'ont révélé aucune contamination ; cependant, en raison de l'analyse insuffisante des risques afférents à l'opération incriminée, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

4/7/97

ADARACHE (IPSN) (Bouches-du-Rhône) Réacteur Scarabée. Fuite d'eau légèrement contaminée. Le 19 juin, alors que le réacteur était à l'arrêt, le coeur étant déchargé, des traces d'eau ont été découvertes sur le sol de la salle des pompes, commune aux réacteurs Cabri et Scarabée, lors d'une ronde de surveillance. Les mesures de radioactivité réalisées sur le sol le jour même ont donné un résultat négatif. Le 20 juin, les traces d'eau étant réapparues, des mesures plus précises de l'activité de l'eau collectée ont démontré une faible contamination. Les réacteurs Cabri et Scarabée constituent une installation d'essai en puissance destinée à étudier le comportement en régime accidentel des combustibles des réacteurs à neutrons rapides et des réacteurs à eau pressurisée. Elle est exploitée par l'IPSN. L'exploitant considère que la fuite provient d'un

des deux bacs de stockage qui immergent, l'un de l'instrumentation contaminée, l'autre le combustible du cœur de Scarabée ; des investigations sont en cours pour déterminer l'origine de la fuite, ce qui exigera une intervention très lourde en manutention. Une inspection de l'Autorité de sûreté a eu lieu le 1er juillet afin d'examiner les dispositions prises par l'exploitant. Dans l'attente des résultats de ces investigations, l'incident, qui n'a eu aucune conséquence radiologique pour le personnel et l'environnement, reste provisoirement classé au niveau 0 de l'échelle INES.

25/7/97

Orsay (Essonne) CNRS-Laboratoire pour l'utilisation du rayonnement électromagnétique (LURE) Accélérateur d'Orsay Accès par effraction à une zone interdite. Le 18 juillet, des expérimentateurs ont volontairement démonté la serrure d'accès grippée à une casemate d'expérience (casemate D23) pour y pénétrer afin de fermer des vannes. Cette zone est susceptible de recevoir un faisceau de rayons X très irradiants. Le faisceau avait été préalablement obturé. Les expérimentateurs ont quitté les lieux en laissant l'installation en l'état. Pendant plusieurs heures, la présence simultanée d'un faisceau de rayons X et d'un agent dans la casemate était donc rendu possible. La vocation de l'Accélérateur d'Orsay du CNRS, exploité par le LURE, est la production et l'utilisation de faisceau de rayons électromagnétiques (rayonnement synchrotron) destinés principalement à la recherche fondamentale et appliquée. Ces recherches sont effectuées par des chercheurs et ingénieurs d'origines diverses (instituts publics ou privés, industriels, français ou étrangers). Le risque principal présenté par un accélérateur de particules est l'exposition aux rayonnements ionisants. La sûreté d'une telle installation est assurée essentiellement par le dimensionnement de ses protections biologiques (l'épaisseur et la continuité des parois des casemates d'expériences) et par le contrôle des accès aux zones présentant des risques d'exposition externe (intérieur des casemates d'expériences). L'effraction commise par les expérimentateurs a donc dégradé un élément important de la sûreté de l'installation. L'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant l'arrêt immédiat de la partie incriminée de l'installation. La remise en service en est soumise à son approbation préalable. Selon l'exploitant, l'incident n'a pas eu de conséquence pour le personnel. En effet, l'enquête menée par l'exploitant semble indiquer qu'aucun expérimentateur ne s'est introduit dans la casemate D23 alors qu'un faisceau de rayons X y était injecté. Une inspection de l'Autorité de sûreté a eu lieu le 22 juillet pour vérifier les actions d'analyse et de vérification mises en œuvre par l'exploitant à la suite de cet incident, ainsi que les sanctions requises à l'encontre des expérimentateurs. En raison d'une défaillance importante dans les lignes de défense et d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES.

25/7/97

Romans (Isère) Usine FBFC-Atelier de fabrication de pastilles combustibles Accumulation excessive de matières fissiles dans un filtre. Le 8 juillet, lors du changement d'un filtre du système d'aspiration d'air du four de grillage de la ligne de fabrication N°1, l'exploitant a détecté dans ce filtre une accumulation de matières fissiles supérieure à la limite autorisée (17 Kg au lieu de 15 Kg). Le four de grillage est utilisé pour recycler les rebuts de fabrication dans le circuit normal de fabrication des pastilles combustibles ; le confinement de cet équipement est assuré par un système de ventilation qui comprend une double filtration. Les investigations entreprises par l'exploitant ont révélé une durée trop longue d'utilisation du filtre incriminé et ont permis de vérifier que le second filtre était en parfait état de fonctionnement. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour le personnel et pour l'environnement ; cependant, compte tenu du non-respect des procédures de surveillance des filtres, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

25/7/97

Cadarache (Bouches-du-Rhône) CEA-CASCAD (Installation d'entreposage à sec de combustibles irradiés) Arrêt de la ventilation Le 17 juillet, alors qu'aucune opération n'était en cours dans l'installation, la ventilation a été arrêtée à deux reprises (à 16 heures pendant 20 minutes et à 18 heures pendant 16 heures). La ventilation a pour fonction d'évacuer vers des circuits de filtration et de rejets contrôlés les substances radioactives susceptibles d'être disséminées dans un local. c'est l'une des barrières de confinement de l'installation. L'encrassement, par des poussières, du dispositif de prélèvement de l'air à l'extérieur de l'installation a déclenché le système de sécurité destiné à interrompre en pareil cas la ventilation ; cet encrassement serait consécutif à une opération de débroussaillage réalisée à proximité du bâtiment. Pour des raisons qui restent à déterminer, la ventilation n'a pu être remise en service que le lendemain matin, après découverte de l'origine de l'anomalie en nettoyage du dispositif. Il n'y a pas eu d'augmentation de la radioactivité artificielle dans le bâtiment et l'environnement n'a pas été affecté. En raison de la défaillance d'un élément important pour la sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

25/7/97

Saclay (Essonne) Centre d'études du CEA Transport de Valduc à Saclay d'un fût anormalement irradiant. Le 7 juillet à 17 heures, un colis (fût de 200 litres), en provenance du CEA/VALDUC (installations scellées), contenant 7 sources de Cobalt 60 d'activité totale déclarée de 2,39 GBq, a été reçu dans la zone de gestion des déchets solides du Centre de Saclay pour être entreposé dans un de ses bâtiments. Les contrôles de radioprotection, effectués lors de sa réception par le Service de protection contre les rayonnements (SPR)

du centre, ont mis en évidence des débits de dose ponctuels anormalement élevés au contact du colis ; - 6,5 mGy/h sur un côté - 300 mGy/h sur le fond du fût. Ces valeurs sont à comparer à la valeur réglementaire de 2 mGy/h au contact pour un tel colis. L'origine de ces débits de dose anormalement élevés serait liée au mauvais conditionnement des sources. Une expertise est en cours pour expliquer les causes de cet événement ainsi que l'absence de détection de cette anomalie avant l'expédition. Aucune contamination de surface n'a été relevée sur le fût ou sur le véhicule. Au cours du transport, le colis était positionné à environ 7 mètres de la cabine du camion. Les mesures de débit de dose dans la cabine n'ont pas révélé de situation anormale. Les films dosimétriques des opérateurs qui ont emballé le fût, du chauffeur, de l'opérateur qui l'a réceptionné et de l'agent SPR qui l'a contrôlé, n'ont révélé aucune exposition mesurable. Cet incident a été déclaré le 9 juillet par le CEA/VALDUC et est provisoirement classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cogéma Hague 19/9/97 COMMUNIQUE DE PRESSE L'Autorité de sûreté va procéder le mardi 16 septembre 1997 à une inspection sur le site de La Hague, portant sur les opérations de détartrage de la canalisation de rejet de COGEMA. Les conclusions de cette inspection seront rendues publiques. La DSIN vérifiera au cours de cette inspection le respect par COGEMA du protocole des travaux de détartrage, tel qu'il a été présenté en mai 1997 et autorisé par la DSIN le 1er juillet 1997. La DSIN vérifiera notamment les modalités d'évacuation des outillages entreposés temporairement, qui doivent être enlevés lors du repli de chantier, à l'issue des travaux qui sont actuellement toujours en cours. La DSIN contrôlera par ailleurs la mise en application, à la suite d'écarts ayant entraîné la sortie de copeaux de tartre radioactif de la canalisation, des mesures correctives nécessaires (aspiration, conditionnement et évacuation de ce tartre). Enfin, la DSIN vérifiera le contenu des fûts arrimés à proximité d'une section d'arrivée de l'outil racleur de la canalisation de rejet, qui ont été filmés récemment par des plongeurs de Greenpeace. Contact : Sandrine LE BRETON tél. :01 43 19 39 61

Cogéma Hague 19/9/97 Communiqué n°2 L'Autorité de sûreté a procédé le mardi 16 septembre 1997 à une inspection sur le site de La Hague portant sur les opérations de détartrage de la canalisation de rejet de COGEMA. Cette inspection était la quatrième effectuée depuis la mise à découvert d'une partie radioactive de la canalisation de rejets de La Hague à marée basse le 11 mars 1997 (incident qui avait été classé au niveau 1 de l'échelle INES par la DSIN). * Conclusions de l'inspection - Le déroulement du chantier lié aux opérations de détartrage a été affecté par un certain nombre d'écarts par rapport au protocole présenté par COGEMA et accepté par la DSIN. Ces écarts ne présentent pas un caractère notable du point de vue de la sûreté et de la radioprotection. L'inspection a permis de vérifier les conditions d'exécution des travaux par COGEMA, le respect de l'échéancier global de repli de chantier ainsi que les mesures correctives mises en œuvre à la suite des écarts constatés. - La DSIN a demandé à COGEMA de suspendre les opérations liées au chantier de détartrage, à l'exclusion des mesures de surveillance de l'environnement. Le chantier pourra être repris quand un dossier soumis par COGEMA et présentant les mesures correctives permettant d'assurer un confinement total aura été approuvé par la DSIN. - La DSIN a demandé à COGEMA d'établir, à l'issue du repli de chantier, une cartographie de la contamination résiduelle à proximité de la canalisation. - La DSIN a dressé un procès-verbal à l'encontre de COGEMA, conformément à l'article 12 du décret du 11 décembre 1963, pour non-déclaration immédiate d'incident significatif. - La DSIN a enfin demandé à COGEMA de lui transmettre un compte rendu journalier des opérations en cours, présentant notamment les écarts, même mineurs. Les points suivants sont en particulier à signaler : *Déroulement des travaux de détartrage de la canalisation Pendant la durée des travaux, un certain nombre d'événements se sont produits, qui ont conduit au relâchement de particules radioactives dans l'environnement, alors que le protocole des travaux de détartrage de la canalisation, tel qu'il a été présenté par COGEMA en mai 1997 et accepté par la DSIN le 1er juillet 1997, prévoyait l'étanchéité du dispositif de détartrage et la récupération de la totalité du dépôt radioactif et des effluents. Tous ces événements ont été classés au niveau zéro de l'échelle INES. Il s'agit d'écarts, qui ne présentent pas un caractère notable du point de vue de la sûreté et de la radioprotection. En effet, les quelques contaminations décelées ont eu un impact très limité et n'ont pas induit d'exposition significative du personnel intervenant - a fortiori du public, qui n'a pas accès à cette zone faisant l'objet d'un arrêté d'occupation temporaire du domaine public au profit de COGEMA. Les écarts survenus pendant les travaux de détartrage de la canalisation. - le 16 juillet 1997, lors d'une déconnexion du coflexible et de la manchette de raccordement à la gare d'arrivée, la sangle retenant la poche vinyle de confinement s'est desserrée, entraînant le versement du contenu de celle-ci ; - le 7 août 1997, lors de la déconnexion du porte-outil à M1, une vanne d'isolement était légèrement fuyarde. Cette vanne a conduit à un écoulement d'eau et de tartre. Après contrôle, les sédiments marqués par du tartre ont été récupérés et conditionnés. La contamination résiduelle des sédiments au droit des gares de départ et d'arrivée (M1, M2, M3) est de l'ordre de quelques dizaines à quelques centaines de Bq par kilogramme de sédiment. Une mesure au droit de la gare d'arrivée (point M1) effectuée le 20 août 1997 a donné un résultat de 750 Bq/kg (Ru Rh 106, Co 60, Cs 137...). Ces contaminations restent très localisées sur quelques mètres carrés ; - le 7 septembre 1997, lors du test d'étanchéité réalisé avec un traceur coloré, une vanne a été trouvée ouverte alors qu'elle aurait dû être fermée ; les contrôles radiologiques n'ont pas mis en évidence de contamination

associée ; - enfin, près du point M4 (extrémité en mer de la conduite), il a été constaté que les sédiments présentaient une activité plus élevée. Ce phénomène était dû à la présence de résidus tartrés qui se sont déposés durant la période du chantier. *Sortie des copeaux radioactifs de la conduite de rejet Ce phénomène a été signalé à l'Autorité de sûreté par COGEMA dans une note du 29 août 1997. Les dépôts représentent 0,05 % de la quantité totale de la conduite. Des premières opérations de récupération au moyen d'un aspirateur se sont déroulées entre le 9 et 11 septembre 1997. La DSIN a demandé à COGEMA d'établir, à l'issue du repli de chantier, une cartographie de la contamination résiduelle à proximité de la canalisation, permettant notamment la comparaison avec les mesures effectuées antérieurement par l'OPRI. *Présence de matériels et de fûts à proximité de la canalisation la DSIN a vérifié les modalités d'évacuation des outillages entreposés temporairement qui seront enlevés lors du repli de chantier qui devrait être achevé prochainement. Compte tenu des conditions restrictives de plongée sous-marine (une demi-heure par plongée, deux plongées par jour) liées au fort courant sous-marin de cette zone, le matériel utilisé pour les travaux est laissé en place entre deux plongées pendant la durée des travaux. L'inspection a fait apparaître que les modalités d'évacuation des outillages étaient conformes aux engagements pris par COGEMA. La DSIN a vérifié sur documents le contenu de 5 fûts entreposés en attente d'évacuation à proximité de la canalisation de rejet. Ils contiennent des pièces de canalisation pour quatre d'entre eux, le cinquième contient des graviers et du tartre provenant d'un essai d'aspiration. D'autres fûts, qui contiendraient des déchets, sédiments et tartre radioactifs, ont été mis sous scellés par la justice. *La déclaration des incidents par COGEMA et les mesures correctives engagées Le premier des incidents, survenu le 16 juillet 1997, est antérieur à la visite de surveillance consacrée à l'opération de détartrage, qui a eu lieu le 29 juillet 1997. L'incident n'a pas été signalé aux inspecteurs lors de leur visite alors qu'il aurait dû faire l'objet d'une déclaration immédiate. La DSIN a demandé à COGEMA, par lettre datée du 10 septembre 1997, une déclaration de l'ensemble des incidents survenus depuis le début de chantier à titre d'incidents significatifs. Elle a également dressé un procès-verbal à l'encontre de COGEMA, conformément à l'article 12 du décret du 11 décembre 1963. Contact presse : Sandrine LE BRETON tél. :01 43 19 39 61

Cogéma Hague 19/9/97 Usine UP3 Légère contamination dans l'atelier T2 (atelier de séparation de l'uranium, du plutonium et des produits de fission (PF), et de concentration/stockage des solutions de PF) Le 4 septembre, une légère contamination est survenue lors d'une opération de maintenance dans l'atelier T2 d'extraction et de concentration. L'opération considérée consistait à remplacer une sonde de température raccordée par le haut à une cuve d'entreposage de liquides radioactifs. Lors de la dépose de la sonde, les opérateurs ont découvert que celle-ci était contaminée par des gouttes de liquide, ce qui révélait une perte localisée du confinement des matières radioactives de la cuve d'entreposage. Des traces de liquide contaminé sont tombées sur la nappe de propreté en vinyle posée au sol. Les deux intervenants portaient des masques de protection respiratoire et des gants ; les films dosimètres réglementaires n'ont révélé aucune dose d'irradiation pour ces deux personnes. Il a été immédiatement procédé aux opérations de conditionnement de la sonde et à l'assainissement de la zone contaminée. La tuyauterie de raccordement de la sonde à la cuve a été isolée. Aucune contamination n'a été relevée à l'extérieur de l'atelier. Deux incidents similaires, classés au niveau 0 de l'échelle INES, se sont produits sur un autre appareil de cet atelier le 16 juin 1993 et le 12 mars 1997. Le retour d'expérience de ces événements aurait dû amener les opérateurs à utiliser une procédure d'intervention permettant de limiter les risques de contamination. Cela n'a pas été le cas. compte tenu de la répétition de ce type d'événement et de l'insuffisance de préparation de l'opération, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES. Une inspection de l'Autorité de sûreté nucléaire aura lieu le 23 septembre 1997. Endommagement du confinement primaire d'un four

Romans-sur-Isère 19/9/97 (Drôme) Usine FBFC - atelier de fabrication des pastilles d'oxyde d'uranium. Endommagement du confinement primaire d'un four de frittage. Le 3 septembre, alors que le four de frittage n°8 de l'atelier était en phase de redémarrage, sous atmosphère d'hydrogène, deux fuites d'eau se sont successivement déclarées au niveau du circuit de refroidissement du four. la seconde a endommagé un joint d'étanchéité, occasionnant une légère fuite d'hydrogène à l'intérieur de l'atelier. Le four de frittage est un équipement intervenant dans le processus d'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. 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 durits en caoutchouc. Au moment de l'incident, le four ne contenait pas de pastilles, mais montait en température (1600°C). la fuite d'hydrogène a été découverte par les opérateurs dans le cadre d'une surveillance renforcée mise en place après la deuxième fuite d'eau. La fuite étant faible, aucun des détecteurs d'hydrogène en place dans l'atelier ne s'est déclenché. Le four a aussitôt été mis en sécurité (refroidissement et remplacement de l'hydrogène par de l'azote), afin de procéder à sa réparation ainsi qu'à la recherche des causes des fuites d'eau à l'o-

rigine de l'incident. Les premières investigations menées par l'exploitant semblent mettre en cause une opération de détartrage du circuit de refroidissement qui a eu lieu cet été, lors de la période d'arrêt pour entretien programmé. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur le personnel, ni sur l'environnement. De telles fuites se sont déjà produites, sans qu'elles aient conduit à endommager la barrière de confinement que constitue la paroi du four (juillet 1995, juin 1996). Dans tous les cas, les fuites étaient localisées au niveau de durits qui avaient cédé. Des mesures avaient été prises et des actions correctives réalisées. En raison de la répétition de ce type d'événement, qui semble prouver que les enseignements des précédents n'ont pas été retenus, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Fontenay-aux-Roses 19/9/97 (Hauts-de-seine) Centre d'étude du CEA- Laboratoire de chimie du plutonium (LCPu).

Soulaines (Aube) Centre de stockage de l'aube -ANDRA Présence prohibée d'une source neutronique dans un fût de déchets destiné au conditionnement puis au stockage sur le Centre de l'Aube. Le 4 septembre, la présence d'une source neutronique a été mise en évidence à la suite de contrôles approfondis d'un fût de déchets réceptionné au Centre de stockage de l'Aube. Ce fût provenait du laboratoire de chimie de plutonium (LCPu) du CEA à Fontenay-aux-Roses. Le LCPu assurait des opérations de recherche et développement portant sur le retraitement de combustibles irradiés et le traitement de déchets. Cette installation est en cours d'assainissement. Ces opérations conduisent notamment à la production de déchets de faible et moyenne activité destinés, après collecte et conditionnement, au stockage sur le Centre de l'Aube. Le Centre de l'Aube, exploité par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA) est destiné au stockage de déchets de faible et moyenne activité à vie courte ; il comporte une unité de conditionnement préalable de certains déchets avant leur stockage. Le 29 avril 1997, 122 fûts métalliques de 205 litres en provenance du LCPu ont été livrés au Centre de l'Aube. Conformément aux procédures en vigueur, des contrôles de ces fûts ont été effectués dès leur réception. Ils n'ont pas montré d'anomalie. Dans le cadre de contrôles complémentaires périodiques effectués par l'ANDRA, six fûts ont été prélevés de façon aléatoire pour procéder à des mesures radiologiques plus complètes. Ces mesures ont montré, pour un des six fûts prélevés, des activités radiologiques incompatibles avec la déclaration fournie par le producteur. Le 4 septembre, lors de la vérification du contenu du fût en cause, la présence d'une source neutronique à base d'américium a été constatée, ce qui explique la date de la déclaration d'événement significatif pour la sûreté effectuée à la fois par l'ANDRA et le CEA. En effet, s'agissant de l'ANDRA, la présence d'une source neutronique dans un fût destiné au conditionnement et au stockage n'est pas autorisée. Par ailleurs, l'activité massique en émetteur alpha dépassait l'activité maximale par colis fixée par les prescriptions techniques applicables au Centre de l'Aube. S'agissant du LCPu, il apparaît que la source neutronique n'était pas inventoriée dans l'installation. Elle n'aurait par ailleurs pas dû se trouver dans ce fût contenant des surbottes broyées. En outre, la procédure de contrôle des fûts en sortie de l'installation n'a pas permis de détecter la présence de la source. L'ANDRA a suspendu la prise en charge des colis de déchets en provenance du Centre CEA de Fontenay-aux-Roses, dans l'attente de la mise en place par le producteur des mesures correctives nécessaires. Enfin, cette source a été transportée sur la voie publique sans qu'il ait été procédé à la vérification préalable de l'adéquation du niveau de sûreté de l'emballage utilisé avec son contenu, qu'impose la réglementation du transport par voie routière des matières radioactives. Cet incident n'a eu de conséquences ni pour le personnel, ni pour l'environnement. En raison du non-respect du domaine de fonctionnement autorisé au Centre de l'Aube de l'ANDRA et des défaillances des contrôles effectués par le CEA à Fontenay-aux-Roses, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES. Ce nouvel événement s'ajoute aux événements classés au niveau 2 (LAMA à Grenoble le 27 juin et LEFCA à Cadarache le 28 juillet) et au niveau 1 (ATUE à Cadarache le 7 août) de l'échelle INES qui ont conduit la DSIN à ouvrir un dossier générique sur les défaillances du système de gestion des matières fissiles du CEA (cf communiqué du 14 août 1997).

20/6/97

CATTENOM (MOSELLE) Un exercice de crise nucléaire a eu lieu à la centrale de Cattenom 1 (le 10 juin) Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le 10 juin à la centrale nucléaire de Cattenom. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire. L'exercice, qui s'est déroulé de 6h30 à 16h environ, a mobilisé principalement les équipes de crise : - de la préfecture du département de la Moselle. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture de Metz et a regroupé l'ensemble des principaux responsables des services de l'État (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS, ...) ainsi que des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'Intérieur. Un poste de commandement avancé (PCA) a été mis en place à la sous-préfecture de Thionville ; - de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), de son appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Lorraine (Division des installations nucléaires de Strasbourg) ; - d'EDF, au niveau national et sur le site de Cattenom ; - de la Direction générale de la Santé (DGS) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis

en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet. La préfecture a profité de l'exercice pour tester les conditions de mise en place du poste de commandement fixe de Metz et du poste de commandement avancé de Thionville. L'exercice a aussi permis de tester le fonctionnement de la chaîne de décision entre la préfecture et l'échelon national, le processus d'information des élus et la capacité des acteurs à répondre à une pression médiatique. L'exercice ne comportait pas d'action impliquant une participation de la population, mais les cellules de crise municipales des communes de Cattenom, Boust et Thionville (quartiers de Garche et Koeking) ont été activées. La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait plusieurs défaillances successives sur le réacteur nucléaire fictif numéro 5 de la centrale de Cattenom (qui, en réalité, ne compte que 4 réacteurs). Le scénario a débuté par un arrêt automatique du réacteur à 6h30, provoqué par une fuite sur le circuit primaire du réacteur, aggravé par la perte des moyens de refroidissement de secours, après la défaillance d'un tableau électrique à 10h. Compte tenu de l'évolution possible de l'accident qui aurait pu conduire à la fusion du cœur, le Préfet a décidé (de manière fictive) l'évacuation des populations dans un rayon de 5 km autour de la centrale. L'alimentation électrique des circuits de secours ayant été récupérée à 14h15, le refroidissement du cœur a été de nouveau assuré et aucun rejet radioactif n'a été constaté. La situation simulée aurait conduit à classer cet accident au niveau 3 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) qui compte 7 niveaux. Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice est programmée le 10 juillet 1997 dans les locaux de la DSIN à Paris.

La Hague 26/9/97

COMMUNIQUE DE PRESSE A la suite de l'article du journal Le Monde en date du 27 septembre 1997, mettant en cause la façon dont les contrôles ont été effectués durant les travaux de détartrage de la canalisation de l'usine COGEMA de La Hague, la Direction de la sûreté des installations nucléaires tient à apporter les précisions suivantes : - La DSIN rappelle la responsabilité d'industriel de COGEMA, qui est tenue de déclarer immédiatement aux autorités de contrôle tout incident mettant en cause la sûreté ou la radioprotection. - Les incidents auxquels l'article fait référence sont des incidents déjà connus, dont la DSIN a fait état dans un communiqué de presse diffusé le 17 septembre 1997. La DSIN confirme leur classement au niveau zéro de l'échelle INES. Conformément aux critères de la classification de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, il s'agit d'"écarts", c'est-à-dire d'événements ne présentant "aucune importance du point de vue de la sûreté". - Les contrôles de la DSIN ne comportent pas de plongées en mer. Ils consistent en une analyse des documents de chantier. En l'occurrence, la DSIN a analysé les documents relatifs aux incidents déclarés, qui relèvent du système d'assurance-qualité de l'opération établis par l'entreprise prestataire travaillant pour le compte de COGEMA. Elle a vérifié leur cohérence avec les déclarations faites par COGEMA. La DSIN a complété cet examen par l'analyse, par sondage, du livre de bord des plongées et de mémos internes à COGEMA. Le livre de bord, rédigé à l'issue de chaque plongée, consigne l'avancement des travaux, ainsi que les incidents qui auraient pu survenir. - Si des témoins estiment avoir des informations importantes concernant le déroulement des travaux, la DSIN est prête à entendre directement ces témoignages, en leur garantissant au besoin l'anonymat. Elle mènera les investigations complémentaires qui s'imposent. Contact presse : Sandrine LE BRETON tél. : 01 43 19 39 61

La Hague 26/9/97

Paris, le 25 septembre 1997 COMMUNIQUE DE PRESSE Autorisation de reprise des travaux sur la canalisation de rejet des usines COGEMA La Hague. La Direction de la sûreté des installations nucléaires a autorisé le jeudi 25 septembre 1997 la reprise des opérations de détartrage de la canalisation de rejet en mer des usines COGEMA de la Hague. La DSIN a imposé à COGEMA des précautions complémentaires afin d'éviter le renouvellement des incidents antérieurs qui avaient conduit au relâchement de particules radioactives dans l'environnement. La DSIN avait demandé à COGEMA de suspendre les opérations liées à ce chantier à la suite de l'inspection du 16 septembre dernier, ainsi que de lui soumettre un dossier présentant les mesures correctives permettant d'assurer un confinement total des interventions. Les opérations restant à effectuer à ce jour sont : - les interventions liées au passage de l'outil finisseur à l'intérieur de la conduite ; - les opérations liées au repli de chantier. Ce repli de chantier consiste en une remise en conformité de la canalisation et l'évacuation des matériels encore entreposés sous eau. Après examen des documents fournis par la COGEMA, la DSIN a autorisé les opérations liées au passage de l'outil finisseur. Elle se prononcera sur le repli de chantier ultérieurement. Les rejets continueront à se faire à travers la filtration complémentaire installée en extrémité de conduite visant à empêcher la sortie de copeaux de tartre. Ce filtre pourra être supprimé lorsqu'un dossier soumis par COGEMA permettant de s'assurer de l'absence de tartre dans les rejets d'effluents aura été approuvé par la DSIN.

Cadarache 26/9/97

(Bouches-du-Rhône) CEA - CASCAD (Installation d'entreposage à sec de combustibles irradiés) Arrêt de la ventilation et défaut de report d'alarme au poste central de sécurité. Le 15 septembre à 9 heures, la ventilation de l'installation CASCAD a été trouvée à l'arrêt. L'alarme correspondante n'était pas reportée au poste central de sécurité. La ventilation a pour fonction d'évacuer vers des circuits de filtration et

de rejets contrôlés les substances radioactives susceptibles d'être disséminées dans un local. C'est l'une des barrières de confinement de l'installation. La ventilation a pu être remise en service sans difficulté. Les premières investigations montrent que l'arrêt de la ventilation s'est produit le samedi 13 septembre vers 11 heures pendant un orage et a donc duré environ 46 heures. Les raisons de ce défaut et de l'absence de report d'alarme ne sont pas identifiées à ce jour. Aucune opération n'était en cours dans l'installation. Il n'y a pas eu d'augmentation de la radioactivité artificielle dans le bâtiment et l'environnement n'a pas été affecté. En raison de la défaillance d'un élément important pour la sûreté et de son dispositif de surveillance, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon 26/9/97

Atelier de matériaux irradiés (AMI). Non-respect de la périodicité imposée par les règles générales d'exploitation (RGE) pour la réalisation d'un contrôle. Le 16 septembre, lors d'un contrôle a posteriori, l'exploitant s'est rendu compte qu'un contrôle requis par les RGE n'avait pas été réalisé dans les délais réglementaires. Les contrôles prévus au titre de la réglementation des installations électriques et repris dans les RGE qui s'appliquent à cette installation imposent de vérifier périodiquement l'isolement des tableaux électriques. Un de ces tableaux n'a pas été contrôlé dans les délais impartis. En raison du non-respect des règles générales d'exploitation, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

3/10/97

Cadarache (Bouches-du-Rhône) CEA - CASCAD (Installation d'entreposage à sec de combustibles irradiés) Arrêt de la ventilation. Le 22 septembre, à partir de 18 h 20, l'installation CASCAD a été privée de son réseau de ventilation pendant environ 15 h. La ventilation a pour fonction d'évacuer vers des circuits de filtration et de rejets contrôlés les substances radioactives susceptibles d'être disséminées dans un local. C'est l'une des barrières de confinement de l'installation. La cause la plus probable de l'arrêt de ventilation est la fermeture intempestive d'un clapet au cours d'un orage. Celle-ci a entraîné de manière normale la mise à l'arrêt des ventilateurs. Le signal de cet arrêt a été reporté au poste central de sécurité. Cependant, pour des raisons qui restent à préciser (simultanéité de plusieurs alarmes, informations imprécises entre les équipes de permanence), l'intervention pour redémarrer la ventilation n'a pas été effectuée dans la nuit. La remise en service a été réalisée sans difficultés, le lendemain matin à l'arrivée du personnel de l'installation. Aucune opération n'était en cours dans l'installation. Il n'y a pas eu d'augmentation de la radioactivité artificielle dans le bâtiment. L'environnement n'a pas été affecté. En raison de la défaillance d'un élément important pour la sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

10/10/97

Saclay (Essonne) Centre d'études nucléaires du CEA Déclenchement intempestif de la sirène d'alerte au centre d'études nucléaires de Saclay. Le mercredi 1er octobre à 15h05, la sirène d'alerte du centre d'études nucléaires de Saclay s'est déclenchée de façon intempestive. Cette sirène est destinée à prévenir les populations des communes voisines d'un accident affectant une des installations du site nucléaire. Après vérification, le signal de fin d'alerte a été émis à 15h15. Le centre a immédiatement informé la préfecture de l'Essonne, les trois communes voisines du site (Saclay, Saint-Aubin et Villiers-le-Bâcle) et les services compétents de l'Etat. Le CEA procède à l'analyse de cet incident afin d'en déterminer précisément les causes. L'une des hypothèses étudiées est celle d'une fausse manœuvre lors de la réalisation de travaux au PC Sécurité. La sirène d'alerte a été consignée jusqu'à la fin de ces travaux qui doivent s'achever fin novembre 1997. Une procédure temporaire est mise en place afin de pouvoir enclencher rapidement la sirène en cas de nécessité. Le site procède parallèlement à une enquête afin de connaître l'effet de ce déclenchement sur les agents présents sur le site lors de l'événement, et sur la population : audibilité de la sirène et réactions provoquées par cette fausse alerte.

10/10/97

La Hague (Manche) ANDRA - Centre de stockage de la Manche Détection de mercure dans l'environnement du Centre de la Manche. Les analyses réalisées dans le cadre de la surveillance des installations et de l'environnement du centre de stockage de déchets radioactifs de la Manche ont révélé la présence de mercure dans la nappe phréatique, à des concentrations variables et fluctuantes pouvant atteindre 10 microg/l. La concentration maximale admissible dans l'eau potable est de 1 microg/l pour le mercure. La nappe phréatique en question n'est pas exploitée pour la fourniture d'eau de consommation humaine. Des teneurs anormales en mercure ont également été trouvées dans des ruisseaux non susceptibles d'être influencés par le Centre, ainsi que dans l'eau de pluie. L'ANDRA procède depuis 1995 à des mesures de toxiques chimiques qui viennent compléter le programme de surveillance radiologique. Le but de cette surveillance est de vérifier l'efficacité du confinement des déchets dans le stockage, et de pouvoir, le cas échéant, détecter et quantifier toute contamination accidentelle de l'environnement, qu'elle soit d'origine radiologique ou chimique. L'ensemble des données, communiquées par l'ANDRA le 19 septembre 1997, ne permet pas pour l'instant d'identifier de façon précise la source de cette contamination en mercure. Deux hypothèses principales sont envisagées : - une pollution provenant du Centre de la Manche, où est stockée une quantité de mercure estimée à 880 kg, - une pollution d'origine industrielle dans le voisinage du Centre de la Manche, véhiculée par

l'air et l'eau. L'ANDRA s'est engagée à mettre en œuvre un programme d'investigations visant à surveiller l'évolution de cette contamination et à en déterminer l'origine. Les résultats de ce programme feront l'objet d'un examen attentif de la part de la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires. Des investigations sont également menées, en liaison notamment avec la Préfecture de la Manche et la Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement de la Région Basse-Normandie, afin d'identifier une éventuelle pollution industrielle provenant de la zone d'activités voisine du centre.

31/10/97

La Hague (Manche) COGEMA - Usine UP3 Présence non autorisée de six éléments combustibles en piscine D. Le 17 octobre, lors d'une opération de vérification des lots de combustibles avant retraitement, l'exploitant a constaté que six éléments combustibles nucléaires usés avaient été entreposés dans la piscine de l'usine UP3 (piscine D) sans autorisation. A la suite d'une autorisation accordée par l'Autorité de sûreté nucléaire le 16 février 1993, ces six éléments combustibles, à teneur en uranium 235 supérieure à 3,75 %, avaient été déchargés et entreposés dans la piscine NPH, située dans un autre bâtiment. Ils avaient été entreposés dans un panier comprenant trois autres éléments combustibles standard (teneur en uranium 235 inférieure à 3,75 %). En décembre 1996, ce panier a été transféré dans l'usine UP3, afin de retraiter les trois éléments combustibles standard. Or, les prescriptions d'exploitation de la piscine D, si elles permettent l'entreposage des trois éléments combustibles standard, n'autorisent pas l'entreposage des six autres éléments. Les six combustibles en cause ont été retournés en piscine NPH afin de respecter les conditions de l'autorisation. Les analyses de sûreté démontrent l'absence de risque lié à l'entreposage de ces six combustibles dans l'ensemble des piscines de La Hague. Toutefois, en raison d'une sortie du domaine de fonctionnement autorisé, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon 7/11/97

Exercice de crise nucléaire. Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le jeudi 23 octobre 1997 sur la centrale nucléaire de Chinon. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire. L'exercice, qui s'est joué de 8h30 à 17h environ, a mobilisé principalement les équipes de crise : - de la préfecture du département de l'Indre et Loire. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture de Tours et a regroupé l'ensemble des principaux responsables des services de l'Etat (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS, ...) ainsi que représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'Intérieur. Un poste de commandement opérationnel a été mis en place à Saint Nicolas de Bourgueil, ainsi qu'un centre de presse ; - de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), de son appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Centre ; - d'EDF, au niveau national et sur le site de Chinon ; - de la Direction générale de la Santé (DGS) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet. Les populations d'un quartier de la commune d'Avoine ont été associées à l'exercice. Il a été notamment procédé à l'alerte (par passage de véhicules dotés de haut-parleurs) ainsi qu'à la mise à l'abri des habitants du quartier concerné. Cet exercice a aussi permis la mobilisation effective de moyens mobiles de contrôle de l'environnement de l'OPRI, de l'exploitant, de la CMIR et du CEA (centre du Ripault). La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait plusieurs défaillances successives sur le réacteur nucléaire fictif numéro 5 de la centrale de Chinon. Le scénario a débuté par une rupture de générateur de vapeur. Les générateurs de vapeur, au nombre de 3 par réacteur en ce qui concerne la centrale de Chinon, participent au dispositif de refroidissement du cœur du réacteur. Ils sont constitués de plusieurs milliers de tubes dans lesquels circule l'eau servant à refroidir le cœur du réacteur. La rupture d'un ou plusieurs de ces tubes provoque une fuite d'eau et une augmentation de la pression dans le circuit secondaire, elle-même provoquant l'ouverture de soupapes de protection. Des rejets radioactifs dans l'environnement ont ainsi eu lieu. par ailleurs, la situation s'est aggravée par la défaillance des systèmes de refroidissement du cœur du réacteur. Compte tenu des rejets radioactifs et du risque de fusion du cœur, le Préfet a décidé la mise à l'abri des populations dans un rayon de 10 kilomètres autour du site. Les rejets radioactifs ayant été stoppés vers 11h et des moyens de refroidissement du cœur ayant été récupérés vers 15h, les mesures de protection ont pu être levées. La situation aurait conduit à classer cet accident au niveau 4 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) qui compte 7 niveaux. Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice se tiendra prochainement dans les locaux de la DSIN à Paris.

Cruas 7/11/97

Exercice de crise nucléaire. Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le mardi 14 octobre sur la centrale nucléaire de Cruas. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire. L'exercice, qui s'est joué de 8h à 17h environ, a mobilisé principalement les équipes de crise : - de la préfecture du département de l'Ardèche. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture de Privas et a regroupé l'ensemble des principaux responsables des services de l'Etat (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS, ...) ainsi que des représen-

tants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'Intérieur. Un centre de regroupement et de gestion des moyens (CRGM) et un centre de presse de proximité ont été mis en place au Pouzin. Par ailleurs, l'exercice a permis le grément d'une cellule de crise à la préfecture du département de la Drôme à Valence ; - de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), de son appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Rhône-Alpes ; - d'EDF, au niveau national et sur le site de Cruas ; - de la Direction générale de la Santé (DGS) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet. Les populations des communes de Meysse (Ardèche) et Savasse (Drôme) ont été associées à l'exercice. Il a été notamment procédé à l'alerte (par passage de véhicules dotés de haut-parleurs diffusant des signaux de sirènes) ainsi qu'à la mise à l'abri des habitants des deux communes. La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait plusieurs défaillances successives sur le réacteur nucléaire fictif numéro 5 de la centrale de Cruas. Le scénario a débuté par une fuite sur une tuyauterie du circuit primaire du réacteur et s'est aggravé par l'indisponibilité des moyens de refroidissement du cœur du réacteur. Compte tenu de la dégradation de la situation et de la menace de fusion de cœur, le Préfet a décidé la mise à l'abri des villages sous le vent. Les moyens de refroidissement ayant été récupérés à 15h50, la fusion du cœur a été stoppée. Des rejets radioactifs limités dans l'environnement ont eu lieu. La situation aurait conduit à classer cet accident au niveau 5 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) qui compte 7 niveaux. Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice est programmée le 10 décembre 1997 dans les locaux de la DSIN à Paris.

14/11/97

Soulaines-Dhuys (Aube) Centre de stockage de l'Aube (ANDRA) Chute d'un colis de déchets dans l'atelier de conditionnement des déchets. Le 5 novembre, un colis constitué d'un emballage contenant trois fûts de déchets compactés, conditionnés dans un mortier d'immobilisation frais, a chuté d'une hauteur d'environ un mètre au cours d'une opération de manutention dans l'atelier de conditionnement des déchets. Le centre de stockage de l'Aube, exploité par l'agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA), comporte des ouvrages de stockage de colis, conditionnés ou non sur le centre avant stockage. Ces colis sont des fûts métalliques, des coques en béton ou des caissons métalliques détenant des déchets de faible et moyenne activité. Dans l'atelier de conditionnement des déchets, les fûts sont compactés, puis placés dans des emballages métalliques et enrobés de mortier destiné à assurer leur blocage. Les colis ainsi constitués sont ensuite entreposés pour le séchage du mortier, avant d'être stockés dans les ouvrages. Au cours d'une opération de manutention d'un colis vers la zone de séchage, celui-ci s'est incliné et a pris appui sur un colis précédemment déposé, avant de basculer et de chuter lors du mouvement de descente du pont de manutention. La partie supérieure du mortier de blocage s'est déversée, sans que les fûts compactés, contenus à l'intérieur du colis, ne s'échappent. Les contrôles radiologiques des surfaces concernées et de l'atmosphère du local, effectués par l'exploitant, ont révélé l'absence de contamination. Le colis a été entreposé dans un bâtiment du centre avant qu'une décision ne soit prise sur son conditionnement définitif. L'exploitant de l'unité de compactage des fûts ainsi que l'utilisation des systèmes utilisant le même outil de manutention ont été suspendues par l'exploitant, jusqu'à ce que les origines de cette anomalie soient établies. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur le personnel et l'environnement. En raison d'une dégradation de la défense en profondeur des opérations de conditionnement et de manutention des colis de déchets, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Marcoule Phénix 19/12/97

Exercice de crise nucléaire. Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le mardi 2 décembre sur la centrale nucléaire de Marcoule. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place COGEMA, le CEA et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire. L'exercice, qui s'est déroulée de 8h30 à 16h environ, a mobilisé principalement les équipes de crise: - de la préfecture du département du Gard. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture de Nîmes et a regroupé l'ensemble des .. principaux responsables des services de l'État (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS, ..) ainsi que des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'intérieur. Par ailleurs, l'exercice a permis le grément d'une cellule de crise à la préfecture du Vaucluse ; - des Autorités de sûreté (Direction de la sûreté des installations nucléaires -DSIN- pour les installations nucléaires civiles et Haut Commissaire à l'énergie atomique -HCEA- pour les installations nucléaires secrètes), de leur appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région languedoc-Rossillon (DIN de Marseille) ; - de COGEMA et du CEA sur le site et à Paris ; - de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet. L'exercice s'est réalisé en météorologie prédéterminée et ne prévoyait pas d'action réelle impliquant la population. La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice débutait par une collision entre deux avions (Mirage 2000) au-dessus du site de Marcoule. Les débris de la collision sont tombés sur un bâtiment des réacteurs Célestin de COGEMA et

le poste électrique d'alimentation générale du site, entraînant deux incendies. Un incident s'est également déclaré dans une cellule contenant des poudres d'uranium et de plutonium de l'usine Mélox et a conduit à un relâchement total de 0,5 grammes d'oxyde de plutonium dans l'environnement. Ce rejet n'a pas rendu nécessaire des mesures particulières de protection des populations. En parallèle, la perte des alimentations électriques du réacteur de l'installation nucléaire secrète qui était en fonctionnement a entraîné un risque de fusion de coeur jusqu'à ce que des moyens suffisants de refroidissement soient retrouvés. Aucune mesure de protection des populations ne s'est révélée nécessaire, mais les voies d'accès autour du site ont été barrées de manière fictive. De même, des mesures de restriction de consommation des produits alimentaires frais ont été simulées, dans l'attente des résultats des mesures de contamination du voisinage du site. Cet exercice présente la particularité d'avoir permis de tester la coordination de la DSIN et du Haut Commissaire à l'énergie atomique (HCEA) en cas d'accident affectant conjointement des installations nucléaires civiles et secrètes sur un même site. La situation retenue aurait conduit à classer cet incident au niveau 4 de l'échelle INES qui compte 7 niveaux. Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice se tiendra le 10 février 1998 dans les locaux de la DSIN à Paris.

31/12/87

Cadarache (Bouches-du-Rhône) Centre d'études du CEA- Atelier de technologie du plutonium (ATPu) Non-respect d'une consigne de criticité. Le 17 décembre, COGEMA, opérateur de l'atelier ATPu a détecté la présence dans une "cage centrée" d'une masse de matière fissile supérieure à celle autorisée par le rapport de sûreté. L'un des risques principaux dans les installations manipulant des matières fissiles est la criticité, situation dans laquelle une quantité suffisante de matière fissile est réunie dans une disposition propre à produire une réaction nucléaire incontrôlée. Afin de prévenir ce risque, les transferts de matière dans l'installation sont réalisés dans des dispositifs particuliers appelés "cages centrées" ; la masse de matière fissile autorisée par cage est limitée à 4000 g. Le jour de l'incident, l'exploitant a introduit lors d'une opération de conditionnement deux boîtes d'oxydes de plutonium dans quatre cages centrées, soit une masse de matière fissile supérieure de 50 % à celle autorisée par les consignes de criticité. Les consignes prévoyant des marges de sécurité importantes qui n'ont pas été dépassées, cet incident n'a eu aucune conséquence pour le personnel et l'environnement. En raison du non-respect d'une consigne de criticité, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon 31/12/97

Atelier de matériaux irradiés (AMI). Non-respect d'un critère d'exploitation. Le 22 décembre, le critère de dépression d'un local de l'Atelier des matériaux irradiés (AMI) n'a pas été respecté. Afin de garantir leur confinement, les règles générales d'exploitation (RGE) fixent des valeurs de dépression à respecter pour les différents locaux de l'installation. Chaque lundi matin, les valeurs de dépression indiquées pour les systèmes de ventilation sont relevés. Lors du dépouillement du carnet de ronde du 22 décembre, une dépression a été trouvée en dessous de la valeur minimum requise. Le personnel a été évacué du local concerné. Après intervention, la dépression de ce local a été ramenée dans la fourchette autorisée par les RGE. Le local a été remis en exploitation le 23 décembre. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur le personnel et sur l'environnement. Des investigations sont actuellement menées pour connaître précisément la cause de cet incident. En raison du non-respect des RGE et du délai de réaction de l'exploitant, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Divers

DIVERS - 21/2/97

Publication au journal officiel du 15 février du décret n°97-137 du 13 février 1997 modifiant le décret n°75-306 du 28 avril 1975 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans les installations nucléaires de base. Les dispositions du décret n°97-137 du 13 février publié au journal officiel du 15 février visent à améliorer la surveillance médicale des travailleurs "extérieurs" employés dans les INB : - en augmentant le temps minimal consacré par les médecins du travail à cette surveillance, qui passe à une heure par mois pour cinq salariés ; - en confiant cette surveillance à des médecins spécialement formés à la radioprotection, cette formation étant sanctionnée par une habilitation du service de médecine du travail concerné prononcée par le Directeur Régional du Travail, de l'Emploi et de la Formation Professionnelle ; faute d'une telle habilitation, la surveillance médicale des travailleurs en cause doit être confiée au service de médecine du travail de l'INB. Ce décret se situe dans le cadre d'une volonté générale des Pouvoirs publics d'améliorer la protection des travailleurs "extérieurs" employés dans les INB, motivée en particulier par la transposition de la directive européenne 96/641/EURATOM.

- 7/3/97** **Rapport d'activité de l'Autorité de sûreté pour 1996.** André Claude LACOSTE, Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires, a rendu public le 27 février le rapport d'activité annuel de l'Autorité de sûreté pour 1996. Les faits et évolutions majeurs de l'année, soulignés dans l'avant-propos d'André Claude LACOSTE en ces termes : "si l'année 1995 a pu être considérée comme une bonne année pour la sûreté nucléaire en France, un jugement plus nuancé doit être porté sur 1996", font l'objet de descriptions, d'analyses et de réflexions dans les 13 chapitres du rapport : 1 LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE 2 L'ORGANISATION DU CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE 3 LA RÉGLEMENTATION 4 LE CONTRÔLE DES INSTALLATIONS 5 LA GESTION DES DÉCHETS NUCLÉAIRES 6 L'ORGANISATION EN CAS DE CRISE 7 L'INFORMATION DU PUBLIC 8 LES RELATIONS INTERNATIONALES 9 LES RÉACTEURS A EAU SOUS PRESSION 10 LES RÉACTEURS A NEUTRONS RAPIDES 11 LES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX, LABORATOIRES ET AUTRES INSTALLATIONS 12 LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE 13 LE DÉCLASSEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES. Ce rapport dans son ensemble, d'une part, sa synthèse, d'autre part, sont disponibles à la DSIN. Mission Publication, 99, Rue de Grenelle - Tél : 01 43 19 32 16. - Fax : 01 43 19 23 31. Des versions en anglais seront diffusées en mai 1997.
- 14/03/97** **Réunion du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaire.** Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaire s'est réuni le 4 mars. Les questions suivantes figuraient à l'ordre du jour de cette réunion ; - exposé et débat sur la préparation à la crise nucléaire ; - exposé et débat concernant la gestion des déchets TFA ; - rapport d'activité de l'Autorité de sûreté pour 1996 ; - situation juridique de Suphénix ; - décret du 13/02/97 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans les INB.
- 25/4/97** **9ème Conférence nationale des présidents de Commissions locales d'information.** La 9ème Conférence nationale des présidents de Commissions locales d'information (CLI) auprès des grands équipements énergétiques s'est tenue le 17 avril à Paris, sous la double présidence de Mme Corinne Lepage, ministre de l'Environnement, et de M. Franck Borotra, ministre de l'Industrie, de la Poste et des Télécommunications. Cette conférence annuelle a réuni, outre les présidents de CLI, les représentants des Conseils généraux et des préfetures des départements dotés ou susceptibles d'être dotés de CLI, et des autres départements concernés par l'activité des CLI. Étaient également présents les membres du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) et les représentants des DRIRE et de l'administration centrale, soit environ 150 participants. Pour la première fois, et à la demande des présidents de CLI, la Conférence s'est déroulée sur une journée entière. Les participants ont pu ainsi travailler au cours de l'après-midi au sein d'ateliers thématiques. Après l'ouverture de la Conférence par M. Borotra, ministre de l'Industrie, de la Poste et des Télécommunications, les sujets et les intervenants de la matinée ont été les suivants : - l'épidémiologie et le risque nucléaire, par le professeur Girard, directeur général de la santé et le docteur Piechowski, chef du bureau de la radioprotection à la DGS ; - les coûts de référence de la production d'électricité, par M. Batail, directeur du gaz, de l'électricité et du charbon au ministère de l'Industrie ; - le bilan d'activité pour 1996 de l'Autorité de sûreté nucléaire, par M. Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires ; - les activités 1996 du CSSIN, par M. Cheyrouze, secrétaire du CSSIN ; - la distribution de pastilles d'iode stable à Saint-Alban, par M. Corsat, président de la CLI de Saint-Alban et M. Ducamp, sous-préfet de Vienne (Isère) ; - les résultats de l'enquête sur le fonctionnement des CLI, par M. Blancher, directeur d'Économie et Humanisme et Mme Vallet, sociologue. L'après-midi a vu la réunion de cinq ateliers thématiques : - atelier 1 : le rôle des CLI dans la préparation à la crise, présidé par M. Caron, président de la CLI de Paluel/Penly ; - ateliers 2 et 2 bis : les stratégies d'information, présidés respectivement par M. Ancelin, président de la CLI de Nogent-sur-Seine et M. Renoux, président de la CLI de Belleville-sur-Loire ; - atelier 3 : l'amélioration du fonctionnement des CLI, présidé par M. Marot, président de la CLI de Civaux ; - atelier 4 : les expertises diversifiées menées à la demande des CLI, présidé par M. Niquet, président de l'SEIVA. A la suite de la présentation des rapports des ateliers en séance plénière et de leur synthèse par M. Lacoste, Mme Lepage, ministre de l'Environnement, a conclu les travaux de cette 9ème Conférence des présidents de CLI.
- 20/6/97** **Organisation gouvernementale en matière de contrôle** Les décrets d'attribution des ministres viennent de préciser l'organisation gouvernementale en matière de contrôle de la sûreté nucléaire. Comme précédemment, il s'agit d'une compétence conjointe entre les ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, à savoir le ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et le ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement. La DSIN est désormais placée sous l'autorité conjointe de ces deux ministres. A cette occasion, la mission de sûreté nucléaire dévolue à ces deux ministres, et donc à la DSIN, est étendue au transport des matières radioactives et fissiles à usage civil, précédemment de la compétence du ministre chargé des transports.

- 27/6/97** **Le conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaire (CSSIN) s'est réuni le 24 juin.** Le CSSIN s'est réuni à Nîmes le 24 juin, au siège du conseil général du Gard ; les membres de la commission locale d'information du Gard participaient à cette réunion. Les communications et débats ont porté sur : - l'application de l'échelle INES aux transports de matières radioactives et aux installations autres que les INB ; - le rejet en mer des effluents liquides radioactifs de la Hague ; - l'anomalie générique concernant les tuyauteries auxiliaires du circuit primaire des réacteurs de 900 Mwe ; - l'incident de niveau 2 sur le réacteur 1 de Paluel le 7 mars ; - les enseignements à tirer de l'accident le 11 mars 1997 à TOKAI-MURA au Japon. A l'issue de ces travaux, une visite d'installation (la Station de traitement des effluents liquides (STEL) et l'Unité de retraitement de combustible de la filière graphite-gaz (UPI)) a eu lieu sur le site de Marcoule.
- 4/7/97** **Le numéro 117 de la revue Contrôle, revue bimestrielle de l'Autorité de sûreté nucléaire, vient de paraître.** Dans ce numéro, les lecteurs trouveront la deuxième partie du dossier consacré à la SURETE DU CYCLE DU COMBUSTIBLE (la première partie figure dans le numéro 116 du mois d'AVRIL 1997). Ce dossier sera présenté à la presse le mardi 8 juillet à 8h30 à la DSIN, 99 rue de Grenelle 75007 Paris. Contact : Sandrine Le Breton, tél : 01 43 19 39 61 - fax : 01 43 19 47 80
- 3/10/97** Réunion du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires. Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) s'est réuni à Paris le 30 septembre 1997. Les communications et débats ont porté sur : - l'état d'avancement de la mission confiée par le Gouvernement à MM. Mandil (Directeur général de l'énergie et des matières premières) et Vesseron (Directeur de la prévention des pollutions et des risques) sur l'aval du cycle du combustible ; - la gestion des déchets radifères, miniers et tritiés ; - les travaux de l'atelier consacré aux déchets de très faible activité aux Assises des déchets industriels de la Baule ; - l'organisation du contrôle par la DSIN de la sûreté du transport de matières radioactives ; - les défaillances du système de gestion des matières fissiles au CEA (incident du 27 juin au Laboratoire d'analyse de matériaux actifs de Grenoble (LAMA) ; incident du 28 juillet au Laboratoire d'études et de fabrications expérimentales de combustibles nucléaires avancés (LEFCA) de Cadarache ; incident du 7 août dans les Ateliers de traitement d'uranium enrichi (ATUE) du Centre de Cadarache) ; - l'incident de niveau 2 du 18 juillet au Laboratoire d'utilisation du rayonnement électromagnétique (LURE) du CNRS à Orsay ; - la situation du réacteur 1 de Civaux ; - la situation de l'usine de retraitement de COGEMA à La Hague ; - les procédures relatives aux projets de laboratoires souterrains ; La prochaine réunion du CSSIN aura lieu à Paris, le 16 décembre 1997.
- 05/12/97** Paris, le 1er décembre 1997 COMMUNIQUE DE PRESSE. La partie avant du "Carla", navire porte-conteneurs ayant subi une avarie d'une extrême gravité dans la nuit du 24 au 25 novembre 1997 au nord des Açores (Portugal), a coulé dimanche 30 novembre à 11 heures 30 du matin, alors que les opérations de remorquage étaient en cours. Les trois irradiateurs se trouvaient dans cette partie du navire. Compte tenu des propriétés du chlorure de césium, et de la profondeur importante de l'océan à cet endroit, l'impact sur l'homme et l'environnement marin lié à la présence de ces sources devrait être négligeable (de l'ordre du milliardième de mSv/an). Ce point est actuellement en cours de vérification par la Direction de la sûreté des installations nucléaires et son appui technique, l'IPSN. Il n'est pas envisagé de récupérer les sources. Ci-joint : le communiqué de presse diffusé le 28 novembre 1997 Contact presse : Sandrine Le Breton tél. : 01 43 19 39 61
- 19/12/97** **Réunion du CSSIN.** Le Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires s'est réuni à Paris le mardi 16 décembre 1997. Son ordre du jour était le suivant : - taches radioactives en France ; sur ce point, un dossier et un rapport sur les conséquences radioécologiques et dosimétriques de l'accident de Tchernobyl en France ont été présentés et examinés en séance ; - point sur la distribution préventive des comprimés d'iode stable ; - point sur la radioprotection des travailleurs des entreprises extérieures ; - point sur la transposition de la directive européenne 96/29 du 13 mai 1996 sur les normes de base ; - écarts entre les dosimètres-films et les dosimètres électroniques ; Diverses questions d'actualité ont également été évoquées au cours de cette réunion du Conseil : - point sur les laboratoires souterrains ; - situation du réacteur Superphénix ; - incident lors de la visite décennale de la centrale de Flamanville ; - situation du réacteur de Civaux 1 ; - accident de transport de matières radioactives. A l'issue de ses travaux, le CSSIN a également adopté son calendrier de réunions plénières pour 1998 : 25 mars, 30 juin, 15 septembre et 15 décembre.