

COMITÉ STOP-NOGENT

RÉCAPITULATIF DES INCIDENTS SUR RÉACTEURS REP 900 ET 1300 MWE EN 1996

(Extraits de 3614 Magnuc, incidents significatifs)

FLASH SPÉCIAL : **COMMUNIQUE DE PRESSE du directeur de la sûreté des installations nucléaires** : Le Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires vient de reclasser au niveau 2 de l'échelle INES deux incidents qui avaient été dans un premier temps classés au niveau 1 de cette échelle. Le premier touche potentiellement l'ensemble du palier 900 Mw sauf les sites de Bugey, Cruas et Fessenheim. Il est relatif à une tenue au séisme non conforme au rapport de sûreté de l'enveloppe en béton (appelée puits de cuve) qui entoure la cuve du réacteur pour la protéger. Sa mise en évidence remonte au 13 mai 1996. Le deuxième est susceptible de toucher plusieurs réacteurs du palier 1300Mw. Il s'agit d'un blocage inexplicé en position haute de l'une des grappes de commande du réacteur de Belleville 1 le 6 avril 1996. Un blocage analogue s'était aussi produit sur le réacteur de Paluel 5 le 14 octobre 1995. Ci-joint une description de chacun de ces événements, disponible dans l'après-midi du 17 juillet 1996 sur 36-14 MAGNUC (rubrique Flash). Contact : Michèle Bénabès Tél : 43.19.39.61

DIVERS

Réunion le 24 septembre du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'information nucléaires - CSSIN -. Le Conseil Supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires s'est réuni le 24 septembre, à Fontenay-aux-Roses, dans les nouveaux locaux de la DSIN. Les questions d'actualité ont fait l'objet de communications de la DSIN, notamment : - les motifs de reclassement au niveau 2 de l'échelle INES et le point des analyses en cours concernant des incidents à caractère générique sur des réacteurs EDF (le desserrage de barres de pré-contrainte des butées de puits de cuve - réacteurs de 900 MWe - et le mauvais fonctionnement de grappes de commande - réacteurs de 1300 MWe) ; - la situation du réacteur Superphénix ; - la situation des réacteurs B1 et B2 de Chooz (1450 MWe).. Le CSSIN a engagé une réflexion à partir des bilans présentés par la DSIN et les principaux exploitants après deux ans d'application de l'échelle INES. Il ressort d'un premier échange de vues : - une appréciation satisfaisante quant à la "fonction d'alerte" de cette échelle ; - un bilan d'application de l'échelle INES très contrasté selon les pays ; - l'impératif de ne pas extrapoler les bilans de classement, qui ne constituent pas un outil pertinent d'évaluation de sûreté ; - le vœu que soit étendue l'application de l'échelle à d'autres secteurs (hôpitaux, transports de matières radioactives). Le CSSIN émettra un avis sur l'application de l'échelle INES lors de sa prochaine réunion.. Le CSSIN juge effectivement nécessaire la rénovation du magazine télématique MAGNUC proposée par la DSIN. Un groupe de travail comprenant des membres du CSSIN fera des propositions lors d'une prochaine réunion. Trois axes sont d'ores et déjà considérés comme prioritaires ; - simplifier et rendre plus attractif l'accès aux informations ; - coordonner l'ensemble des informations sur le nucléaire (sûreté, santé, mesures) ; - envisager un support d'accès international à certaines informations.

DIVERS

Décret N° 96-972 du 31 octobre 1996 portant publication de la convention sur la sûreté nucléaire, signée à Vienne le 20 septembre 1994. La convention internationale sur la sûreté nucléaire a été adoptée à Vienne le 17 juin 1994 dans le cadre de l'AIEA, et signée par la France le 20 septembre 1994 ; elle est entrée en vigueur le 24 octobre 1996. Chaque partie signataire s'engage à : - introduire dans son droit interne les obligations de sûreté que contient la convention, - se soumettre à des "réunions d'examen" périodiques devant les autres parties, portant sur la manière d'exécuter la convention. Chaque partie est tenue, en vertu de la section "législation et réglementation" de la convention, d'établir ou de maintenir en vigueur un cadre législatif et réglementaire pour régir la sûreté des centrales nucléaires et de créer un organisme - ou plusieurs de réglementation indépendant en matière de sûreté, chargé d'élaborer et de mettre en œuvre les dispositions de ce cadre législatif et réglementaire (en ce qui concerne notamment la délivrance d'autorisations pour l'exploitation des installations nucléaires, un système d'inspection et d'évaluation des installations nucléaires pour vérifier le respect des règlements et des conditions des autorisations, des mesures destinées à faire respecter les règlements applicables et les conditions des autorisations). Aux termes des "considérations générales de sûreté" la convention prévoit la mise en œuvre par les parties de différents principes, tel que celui selon lequel l'exposition des travailleurs et du public aux rayonnements ionisants, dans toutes les conditions normales de fonctionnement, doit être maintenue au niveau le plus bas raisonnablement possible à atteindre. Enfin, des mesures de "sûreté des installations" doivent être prises dans trois domaines : le choix des sites d'implantation des centrales, leur conception et leur construction, enfin, leur exploitation.

Réacteurs à eau sous pression. 6/12/96 Anomalies génériques sur les vannes d'isolement de l'enceinte. L'année 1996 a été marquée, comme les années précédentes, par de nombreuses anomalies (environ une dizaine, dont la liste figure en fin de texte) affectant les vannes d'isolement de l'enceinte de confinement. En effet, sur plusieurs réacteurs, alors que ceux-ci étaient en fonctionnement, l'exploitant a constaté que certaines de ces vannes étaient ouvertes, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'environnement (la première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire). Elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De ce fait, son étanchéité est particulièrement surveillée. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obturer chacune de ces canalisations lorsque cela est nécessaire. Les origines de ces incidents sont diverses. Ils font souvent suite à des interventions de maintenance sur ces vannes. Les exploitants ont notamment mis en évidence : - des erreurs humaines lors de l'intervention ou des confusions de matériels, - des erreurs ou des lacunes dans les procédures d'intervention et dans les prescriptions techniques relatives à ces vannes. Dès la découverte de ces anomalies, l'exploitant a immédiatement pris les mesures correctives permettant de restaurer l'intégrité de l'enceinte de confinement. En raison du nombre important d'anomalies affectant ces vannes, la DSIN va demander à EDF de déterminer précisément les causes de ces incidents et définir des mesures préventives. Elle demandera également un contrôle de la position des vannes lors de chaque arrêt de tranche en 1997. Ces incidents n'ont pas eu de conséquence sur la sûreté. Néanmoins, en raison de la dégradation d'une fonction de sûreté, ces anomalies génériques sont classées au niveau 1 de l'échelle INES. **Listes des incidents** : Date : Site : Réacteur ; 9.11.1996 : Cruas : 2 et 3 ; 26.11.1996 : Bugey : 2 et 4 ; 5.05.1996 : Bugey : 4 ; 26.11.1996 : Gravelines : 5 ; 20.11.1996 : St-Laurent B : 1 et 2 ; 12.10.1996 : St-Laurent B : 2 ; 3.11.1996 : St-Alban : 2 ; 20.11.1996 : St-Alban : 2 ; 4.11.1996 : Tricastin : 4 ; 19.11.1996 : Belleville : 1 ; 19.10.1996 : Tricastin : 2 ; 2.12.1996 : Gravelines : 5 et 6 ;

Suite

Réacteurs à eau sous pression Anomalies génériques Anomalies sur les vannes d'isolement de l'enceinte. Le 12 octobre 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant de Saint-Laurent B a découvert une anomalie sur plusieurs vannes d'isolement de l'enceinte de confinement. L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'environnement (la première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire). Elle est destinée, en cas d'accident, à éviter le transfert dans l'environnement des produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obturer chacune de ces canalisations lorsque les spécifications techniques, les procédures de conduite ou la situation exigent l'étanchéité de l'enceinte. Lorsque le réacteur est en fonctionnement, la plupart de ces vannes d'isolement doivent être fermées. La réalisation d'un essai périodique a mis en évidence que 3 vannes manuelles situées à l'intérieur de l'enceinte de confinement sur les tuyauteries d'instrumentation de 6mm de diamètre traversant cette enceinte étaient ouvertes. Les incohérences de procédures à l'origine de cette anomalie étant potentiellement génériques, l'exploitant de Saint Laurent B a transmis l'information à l'ensemble des sites. Après analyse, la même anomalie a été détectée sur 14 autres réacteurs. Sur les sites de Paluel et de Cattenom, ce sont les vannes situées à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte qui ont été trouvées simultanément ouvertes. Un incident similaire est survenu le 21 novembre 1996 sur le réacteur de Borsselle aux Pays-Bas : les vannes situées à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement, sur une tuyauterie de 15 cm de diamètre, ont été trouvées ouvertes. Cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES. Contrairement à celui-ci, les incidents constatés sur les réacteurs français ne conduisaient pas à une perte du confinement. En effet, les tuyauteries d'instrumentation, d'un diamètre d'environ 1 cm, aboutissent à un capteur de pression, situé à l'extérieur de l'enceinte, dont l'étanchéité est périodiquement vérifiée. Dès la découverte de ces anomalies, les exploitants ont immédiatement pris les mesures correctives permettant de restaurer l'intégrité de l'enceinte de confinement. Par ailleurs, il faut noter qu'au cours de l'année 1996, des erreurs humaines ou des défauts dans l'organisation de la qualité ont conduit à une dizaine d'anomalies similaires sur d'autres vannes d'isolement de l'enceinte de confinement. Elles font souvent suite à des interventions de maintenance sur ces vannes. La DSIN va demander à EDF de déterminer les causes précises de ces incidents et de définir des mesures préventives. Elle va également demander un contrôle de la position des vannes lors de chaque arrêt de tranche, en préalable à la montée en puissance des réacteurs. Ces incidents n'ont pas eu de conséquence sur la sûreté, l'intégrité des deux premières barrières ayant été à tout moment préservée. Néanmoins, en raison de la dégradation d'une fonction de sûreté, ces anomalies génériques sont classées au niveau 1 de l'échelle des événements nucléaires INES. - Réacteurs, Date, Origine : St Laurent B 1 et 2, 12.10.96, Incohérence de procédures ; Tricastin 2, 19.10.96, Incohérence de procédures ; Cattenom 1, 21.10.96, Erreur humaine ; Paluel 1, 2, 07.11.96, Incohérence de 3 et 4, procédures ; Cruas 1, 2, 09.11.96, Incohérence de 3 et 4, procédures ; Bugey 2 et 4, 26.11.96, Incohérence de procédures ; Belleville 2, 19.12.96, Incohérence de procédures ; Bugey 4, 05.05.96, Confusion de matériel ; St-Alban 2, 03.11.96, Erreur de,

consignation ; Tricastin 4, 04.11.96, Non respect de, procédure ; Belleville 1, 19.11.96, Erreur humaine ; St-Alban 2, 20.11.96, Défaut d'organisation qualité ; St-Laurent B1, 20.11.96, Confusion de matériel ; Gravelines 5, 26.11.96, Défaut d'organisation qualité.

DIVERS

Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) réunion du 10 décembre. Avis relatif au bilan de l'application en France de l'échelle INES. Le conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires, organisme consultatif placé auprès des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, s'est réuni à deux reprises, les 24 septembre et 10 décembre 1996, pour discuter notamment de l'application en France de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES). Conformément au souhait exprimé par le CSSIN dans sa séance du 23 septembre 1993, l'échelle INES a été appliquée à toutes les installations nucléaires de base civiles (INB) à compter du 4 avril 1994. L'Autorité de sûreté nucléaire s'était alors engagée à faire le point de son application en France à l'issue d'une période statistiquement significative. Ce bilan a donc fait l'objet d'une présentation par l'Autorité de sûreté et les exploitants nucléaires, suivie d'un tour d'horizon de l'utilisation de l'échelle dans les principaux pays occidentaux. Les journalistes membres du Conseil ont également indiqué quel usage ils faisaient de cette échelle et quelle appréciation ils portaient sur son utilité. A l'issue de cette discussion, le CSSIN : 1- constate que l'échelle INES remplit en France son rôle d'outil d'alerte et de communication sur la gravité des événements nucléaires ; 2- relève que les différences de politiques de communication sur les incidents d'un pays à l'autre conduisent à une utilisation très hétérogène des niveaux de l'échelle qui interdit toute comparaison internationale fondée ; 3- souhaite, conformément à sa précédente recommandation du 23 septembre 1993, voir le champ d'application de l'échelle INES s'étendre, en commençant par les événements survenant dans les installations nucléaires autres que les INB et lors des transports de matières radioactives. Au cours de la réunion du 10 décembre, les questions d'actualité suivantes ont fait l'objet de communications : - La transcription en droit français de la directive sur les normes de base du 13 mai 1996. - Le point sur la procédure relative au projet de décret en Conseil d'État sur la radioprotection des travailleurs des entreprises extérieures. - La prochaine conférence des présidents de Commissions locales d'information. - Le point sur la procédure relative aux projets de laboratoires souterrains. - L'incident de radioprotection sur le site de Chinon. - La situation des réacteurs à neutrons rapides. - La fissuration des protections thermiques des pompes primaires des réacteurs à eau sous pression. - Les anomalies sur les grappes de commandes des réacteurs à eau sous pression. - La situation des tirants de puits de cuve sur une partie des réacteurs de 900 Mwe. - La situation du réacteur 1 de Chooz B. - La rupture d'un tube de générateur de vapeur sur le réacteur 3 de la centrale de Tihange en Belgique. Le CSSIN se réunira le 4 mars 1997 à 14h.

RÉACTEURS DE 900 MWE (Classement alphabétique)

RÉACTEURS

Dégradation des plaques entretoises des générateurs de vapeur. En avril 1995, lors des contrôles habituellement effectués pendant l'arrêt pour rechargement du réacteur 2 de Fessenheim, une dégradation de la plaque entretoise supérieure a été constatée sur deux des trois générateurs de vapeur. Les générateurs de vapeur sont des échangeurs de chaleur comportant environ 3000 tubes verticaux en forme de U, soutenus par huit plaques entretoises. Celles-ci permettent de maintenir l'écartement entre les tubes, de limiter leurs vibrations en fonctionnement normal et d'éviter leur rupture lors d'événements accidentels, par exemple un séisme. Sur les générateurs de vapeur de Fessenheim 2, les plaques entretoises sont en acier ferritique. Du fait des dégradations observées, une douzaine de tubes ne sont plus soutenus par la plaque entretoise supérieure sur le générateur de vapeur le plus affecté. Les investigations complémentaires, menées par l'exploitant, ont permis de préciser que le nettoyage chimique de ces générateurs de vapeur, réalisé en 1992, était à l'origine de ces dégradations. Le réacteur 2 de Fessenheim a été autorisé le 13 juin à rediverger pour un an après mise hors service, par bouchage à titre provisoire, d'une centaine de tubes sur chacun des générateurs de vapeur concernés. Depuis cette découverte, l'exploitant a apporté une attention particulière à l'analyse des résultats des contrôles réalisés sur les autres réacteurs en cours d'arrêt. Ces contrôles ont permis de mettre en évidence des dégradations de plaques entretoises sur certains générateurs de vapeur des réacteurs de Bugey 4, Blayais 1, Dampierre 4, Gravelines 2, Saint-Laurent B2 et Tricastin 1, 2 et 3. Or, ces générateurs de vapeur n'ont jamais subi de lessivage chimique. Par ailleurs, les relectures des résultats des contrôles effectués en 1995, avant la découverte de ce problème et son traitement générique, ont mis en évidence des défauts de même type à Bugey 2 et 3, Dampierre 2, Gravelines 3 et 4 et Tricastin 4. Ce nouveau problème revêt donc un aspect générique pour les 16 réacteurs possédant encore des générateurs de vapeur de type 51 A ou M équipés de plaques entretoises percées en acier ferritique, soit un tiers du parc. Il faut préciser que les générateurs de vapeur de type 51 M équipant les réacteurs de Saint-Laurent B1 et Dampierre 3 ont été remplacés par des générateurs de vapeur de nouvelle génération en 1995. Sur les autres générateurs de vapeur du parc, y compris les générateurs de vapeur de remplacement, les plaques entretoises sont en acier inoxydables de

conception différente. Hormis la dégradation constatée sur Fessenheim 2 qui apparaît spécifique, trois autres types de dégradations ont été observées :

1- les inspections télévisuelles réalisées sur Saint-Laurent B2, Dampierre 4 et Tricastin 1 montrent que, dans ce cas, la plaque entretoise supérieure est localement cassée. Ceci confirme que l'origine de cette dégradation est différente de celle observée sur Fessenheim 2. Par ailleurs, la relecture des enregistrements des contrôles précédents montre que cette dégradation était présente depuis de nombreuses années, ne semble pas évolutive et concerne en général peu de tubes (20 maximum par générateur de vapeur). En outre, la comparaison des différents générateurs de vapeur affectés fait apparaître que les dégradations, observées au niveau de la plaque entretoise supérieure, sont principalement situées dans une même zone périphérique (près d'un bloc antisismique). Quelques dégradations ponctuelles sont sporadiquement rencontrées au milieu du faisceau tubulaire, sur la plaque supérieure ou sur les plaques intermédiaires. En l'absence des résultats définitifs des études engagées, le traitement appliqué avant redémarrage des réacteurs concernés a été similaire à celui mis en œuvre sur Fessenheim 2. Il a consisté à mettre hors service les tubes concernés et dans certains cas, les tubes environnants lorsque le risque de rupture d'un tube par fatigue vibratoire apparaît plus élevé. Par ailleurs, un suivi particulier en service de l'évolution des fuites primaire/secondaire des générateurs de vapeur a été demandé, afin de permettre de détecter le plus tôt possible l'apparition d'une perte d'étanchéité des tubes. L'origine présumée de ces dégradations pourrait être attribuée aux conditions de fabrication de ces générateurs de vapeur.

2- pour ce qui concerne Gravelines 2, les contrôles réalisés ont mis en évidence un nombre très important de tubes concernés par ce type de dégradation (300 tubes sur un des trois générateurs de vapeur). En outre, dans ce cas, le phénomène conduisant à la dégradation constatée présente un caractère évolutif. L'élimination progressive de certains ligaments entre les trous de passage de tube et les trous de passage d'eau pourrait avoir été amorcée à la suite d'erreurs de perçage au moment de la fabrication, puis amplifiée par des phénomènes de corrosion en service ; éléments qui restent à confirmer. L'état de dégradation des générateurs de vapeur de Gravelines 2 et la méconnaissance actuelle du phénomène à l'origine de cette évolution ont poussé l'exploitant à anticiper leur remplacement qui est maintenant prévu fin 1996.

3 - à Gravelines 4, les relectures des résultats de contrôles par courants de Foucault ont mis en évidence des indications de dégradations évolutives. Le fait nouveau par rapport à Gravelines 2 est le nombre important d'indications sur la plaque de répartition de débit. Cette plaque, qui est située en dessous des plaques entretoises, permet de répartir le débit d'eau arrivant par le faisceau et, de ce fait, de limiter la zone des boues. Elle ne comporte que des trous de passage de tube et donc des ligaments entre trous beaucoup plus importants. Durant l'arrêt pour rechargement de Gravelines 4, qui débute en avril, des inspections télévisuelles seront réalisées pour tenter de caractériser ces indications.

Face à ces nouvelles données (évolution et ampleur du phénomène), l'exploitant a proposé fin 1995 une nouvelle stratégie de réparation applicable lors des arrêts de tranche de 1996. Celle-ci s'appuie sur les derniers résultats des études complémentaires de comportement des tubes qui ne seraient plus soutenus localement, et sur l'analyse des éléments du retour d'expérience de 1995. Cette stratégie fait une distinction entre les générateurs de vapeur affectés d'un phénomène évolutif et les autres avec cassure stable de la plaque entretoise supérieure. En attendant les conclusions définitives de l'ensemble des études engagées, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé un bouchage des tubes susceptibles de ne plus être soutenus par les plaques entretoises. En effet, dans ce cas, le risque d'instabilité vibratoire et de rupture par fatigue ne peut pas être exclu. Actuellement, l'Autorité de sûreté nucléaire est en attente de justifications du comportement de la plaque supérieure dégradée, en cas de rupture de la tuyauterie vapeur, et de son impact éventuel sur les tubes de générateurs de vapeur. Par ailleurs, à la suite de la mise en évidence du problème générique de dégradation des plaques entretoises, l'exploitant a engagé une revue technique complète de la conception des éléments internes des générateurs de vapeur. Les conclusions de ce travail qui devraient être disponibles au 2ème semestre 1996, seront très utiles pour mettre éventuellement en évidence d'autres problèmes potentiels et donc pour anticiper les actions correctives nécessaires. Dans ce cadre, l'Autorité de sûreté nucléaire a d'ores et déjà demandé que les performances des méthodes de contrôles utilisées sur les générateurs de vapeur en exploitation, en particulier l'inspection télévisuelle, et l'inspectabilité des nouveaux générateurs de vapeur soient améliorées. De plus, à la demande de la DSIN et pour permettre d'expliquer les phénomènes observés, EDF a programmé des expertises destructives sur un des anciens générateurs de vapeur de Gravelines 1, déposé en 1994. Ceci devrait permettre d'examiner avec des moyens plus performants et mieux adaptés les zones affectées par des dégradations. Cet incident reste classé au niveau 1 de l'échelle de gravité INES.

Anomalie générique Réacteur de 900 MWe. Desserrage des barres de précontrainte des butées latérales du puits de cuve. Le 13 mai 1996, à l'occasion de l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible du réacteur B1 de Chinon, l'exploitant a découvert, lors d'un contrôle du génie civil, que des barres de précontrainte des butées latérales du puits de cuve étaient desserrées. Le puits de cuve est une enveloppe en béton qui sup-

porte la cuve du réacteur. Il repose sur le radier et s'appuie latéralement sur le béton recouvrant le radier par 18 butées. Chaque butée est rendue solidaire du béton par huit barres d'ancrage précontraintes. Ce dispositif a pour but de reprendre les efforts horizontaux qui pourraient être générés lors d'un séisme et de protéger ainsi la cuve du réacteur. A Chinon B1, plusieurs de ces barres d'ancrage ont été trouvées desserrées, remettant en cause la tenue au séisme du puits de cuve du réacteur. Un contrôle identique réalisé les 13 et 14 mai sur le réacteur de Blayais 2 a mis en évidence le même défaut, et 24 réacteurs du palier de 900 MWe pourraient être affectés. Des resserrages ont d'ores et déjà pu être effectués ; ils permettent d'assurer la tenue de l'installation au plus important séisme connu historiquement. Les exploitants de Chinon et de Blayais ont engagé, avec le soutien des services centraux, les analyses et études pour découvrir les causes de l'anomalie et mettre en place des procédures de remise en état définitive. Ces études sont actuellement en cours. Parallèlement, la DSIN demande à EDF de procéder, au plus tôt, au contrôle de tous les réacteurs concernés. En raison de la dégradation importante d'un dispositif antisismique, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle de gravité internationale des événements nucléaires INES.

Anomalie générique-réacteurs de 900 MWé Desserrage des barres de précontraintes des butées latérales des puits de cuve.

: Le 13 mai, à l'occasion de l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible du réacteur B1 de Chinon, l'exploitant a découvert, lors d'un contrôle du génie civil, que des barres de précontraintes des butées latérales du puits de cuve étaient desserrées. Le puits de cuve est une enveloppe en béton qui supporte la cuve du réacteur. Il repose sur le radier et s'appuie latéralement sur le béton recouvrant le radier par 18 butées. Chaque butée est rendue solidaire du béton par huit barres d'ancrage précontraintes. Ce dispositif a pour but de reprendre les efforts horizontaux qui pourraient être générés lors d'un séisme et de protéger ainsi la cuve du réacteur. A Chinon B1, plusieurs de ces barres ont été trouvées desserrées et corrodées, remettant en cause la tenue au séisme du puits de cuve du réacteur. A la suite de cet incident, la DSIN a demandé à EDF : 1- de lui transmettre le programme et l'échéancier des actions engagées par EDF pour identifier l'origine des anomalies, analyser les enjeux de sûreté et définir les contrôles et les actions correctives à mettre en œuvre, 2- de préciser sa stratégie vis à vis de la tenue des puits de cuve au séisme figurant dans le rapport de sûreté, 3- de contrôler tous les réacteurs concernés dès le prochain arrêt, et de procéder avant divergence à une remise en état partielle acceptable du point de vue de la sûreté, 4- de contrôler les réacteurs 1 et 4 de Tricastin au cours de l'été, leur prochain arrêt étant trop lointain. Tous les réacteurs de 900 MWé pourraient être concernés sauf Bugey, Fessenheim et Cruas soit 24 réacteurs au total. Dix réacteurs ont été contrôlés au 16 juillet 1996 : ils présentaient tous le même défaut à des degrés variables, et ont fait l'objet des remises en état partielles demandées. Ce sont ceux de Gravelines 1, Blayais 2, Chinon B1, St Laurent B2, Chinon B3, Gravelines 6, Blayais 4, Tricastin 2, Dampierre 4 et Gravelines 6. En raison de la dégradation d'un matériel mettant en cause les exigences de tenue au séisme figurant dans le rapport de sûreté et d'une lacune dans le programme de surveillance, cet incident, qui avait été classé initialement au niveau 1, est classé au niveau 2 de l'échelle de gravité internationale des événements nucléaires INES.

Réacteurs 20/9/96

Desserrage des barres de précontrainte des butées latérales des puits de cuve (réacteurs de 900MWe). Le 13 mai 1996, à l'occasion de l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible du réacteur B1 de Chinon, l'exploitant a découvert, lors d'un contrôle du génie civil, que des barres de précontraintes des butées latérales du puits de cuve étaient desserrées. Le puits de cuve est une enveloppe en béton qui supporte la cuve du réacteur. Il repose sur le radier et s'appuie latéralement sur le béton recouvrant le radier par 18 butées. Chaque butée est rendue solidaire du béton par huit barres d'ancrage précontraintes. Ce dispositif a pour but de reprendre les efforts horizontaux qui pourraient être générés lors d'un séisme et de protéger ainsi la cuve du réacteur. Plusieurs de ces barres ont été trouvées desserrées et corrodées, remettant en cause la tenue au séisme du puits de cuve du réacteur. A la suite de cet incident, la DSIN a demandé à EDF : - de lui transmettre le programme et l'échéancier des actions engagées par EDF pour identifier l'origine des anomalies, analyser les enjeux de sûreté et définir les contrôles et les actions correctives à mettre en œuvre ; - de préciser sa stratégie vis-à-vis de la tenue des puits de cuve au séisme figurant dans le rapport de sûreté ; - de contrôler tous les réacteurs concernés dès le prochain arrêt, et de procéder avant divergence à une remise en état partielle acceptable du point de vue de la sûreté ; - de contrôler les réacteurs 1 et 4 de Tricastin au cours de l'été, leur prochain arrêt étant trop lointain. Tous les réacteurs de 900 MWe pourraient être concernés sauf ceux de Bugey et Fessenheim, d'un palier spécifique, le CPO, et ceux de Cruas dotés d'une protection anti-sismique renforcée, ce qui fait 24 réacteurs au total. A la mi-juillet, dix réacteurs avaient été contrôlés ; ils présentaient tous le même défaut à des degrés variables, et ont fait l'objet des remises en état partielles demandées. Ce sont ceux de Blayais 2 et 4, Chinon B1 et B3, Dampierre 4, Gravelines 1, 3 et 6, Saint-Laurent B2 et Tricastin 2. En raison de la dégradation d'un matériel mettant en cause les exigences de tenue au séisme figurant dans le rapport de sûreté et d'une lacune dans le programme de surveillance, cet incident, qui avait été classé initialement au niveau 1 de l'échelle INES, a été reclassé au niveau 2 de cette échelle.

Fissuration des brides des barrières thermiques de pompes primaires. Après la découverte, en 1990, d'un phénomène de fissuration affectant l'enveloppe de barrière thermique d'une pompe primaire, lors de la visite décennale du réacteur 2 de Fessenheim, l'exploitant a développé une stratégie de contrôle et de remplacement des pièces fissurées. Les pompes primaires, installées sur les boucles de circulation de l'eau primaire, entre les générateurs de vapeur et la cuve, sont équipées de barrières thermiques disposées juste au-dessus de la roue de la pompe. Le rôle de cette barrière thermique est d'empêcher le flux de chaleur, provenant du fluide primaire, de remonter vers la partie supérieure de la pompe et notamment les joints d'étanchéité placés autour de l'arbre d'entraînement de la roue. Cette barrière thermique est constituée d'un serpentin, parcouru par de l'eau froide provenant du circuit de refroidissement intermédiaire (RRI), contenu dans une enveloppe fixée à la bride de barrière thermique. La bride de barrière thermique constitue la limite du circuit primaire principal et sert à fixer, sur la volute, l'ensemble du système assurant l'étanchéité autour de l'arbre de la pompe. Lors du remplacement des enveloppes fissurées, effectué dans l'atelier spécialisé de la SOMANU, dans le nord de la France, d'autres phénomènes de fissuration ont été mis en évidence sur la bride, dans des zones habituellement inaccessibles et non contrôlables sans démontage de l'enveloppe. Un premier type de fissure de très faible profondeur (quelques dixièmes de millimètres de profondeur) a été découvert en 1991 sur la face inférieure de la bride (zone 1). Les examens entrepris ultérieurement ont mis en évidence d'autres fissures de ce type dont la profondeur a atteint 8 mm. Le caractère générique de ce phénomène a alors été confirmé et les analyses conduites depuis semblent montrer que ces défauts seraient provoqués par des fluctuations thermiques locales. Ces fissures en réseau sont pour l'instant éliminées par simple meulage local. Un programme d'investigation a été lancé en 1994 pour comprendre ces phénomènes et y trouver remède. Un deuxième type de fissure a été mis en évidence sur la face d'emboîtement de la bride de barrière thermique (zone 2), début 1996, avant mise en place d'une nouvelle enveloppe de remplacement. Après examen détaillé des sept brides de barrière thermique en cours de maintenance à la SOMANU au début de l'année 1996, six ont été trouvées fissurées. Ce nouveau problème revêt donc aussi un aspect générique. Ces nouvelles fissures se produisent toujours dans la même zone de la bride, au niveau de la soudure de l'enveloppe. La profondeur maximale mesurée actuellement atteint 16mm. L'origine de ces fissures pourrait être due à deux facteurs concomitants : - d'abord l'effet de la soudure entre bride et enveloppe qui engendre des contraintes résiduelles importantes et qui peut laisser subsister des petits défauts de soudage susceptibles de constituer des zones d'amorçage préférentiel de fissure ; - ensuite les fluctuations thermiques dans la bride dues aux circulations de fluide dans la barrière thermique. L'exploitant a effectué une campagne de mesures pour apprécier l'ampleur des fluctuations de température, sur une barrière thermique de Tricastin et sur une boucle d'essai, afin de mieux comprendre les phénomènes en jeu et d'essayer de les modéliser. Par ailleurs, des expertises ont été réalisées sur ces deux types de fissures. Les résultats, connus récemment, montrent effectivement que ces fissures se sont propagées progressivement sous l'effet d'un phénomène de fatigue, dont l'origine peut être thermique ou mécanique, voire la superposition des deux effets. Pour l'instant, aucune méthode de contrôle non destructif n'est disponible sur les sites des centrales pour détecter et mesurer ces fissures sans démontage complet des barrières thermiques. Leur passage par l'atelier de la SOMANU est actuellement obligatoire. Des réflexions sont en cours chez l'exploitant pour définir une stratégie de contrôle, de remplacement et de réparation de ces matériels. Des évolutions de conception sont d'ores et déjà envisagées pour tenter d'atténuer le phénomène à l'origine de ces problèmes. Mais la gestion du traitement des différentes fissurations affectant ce matériel est actuellement considérablement compliquée par le manque de pièces de remplacement et de procédé de réparation qualifié et acceptable. L'Autorité de sûreté suit donc de très près les réflexions de l'exploitant à cet égard. Il faut enfin préciser qu'un début d'analyses des conséquences potentielles de tels défauts a été réalisé par l'exploitant. Deux types de situations pourraient se présenter à terme : - rupture d'une partie de la bride à l'intérieur de la barrière thermique avec risque de migration de débris et de rupture du serpentin du circuit RRI. Cet incident couplé à un échec de l'isolement des lignes RRI amont et aval de la barrière thermique induirait une entrée de fluide primaire à une pression de 155 bars dans ce circuit sous dimensionné pour une telle pression au-delà des organes d'isolement. Il en résulterait un accident de perte de réfrigérant primaire ; - propagation d'une fissure à l'intérieur de la bride jusqu'à rencontrer un alésage du circuit RRI, ce qui mettrait en communication ce circuit avec l'eau primaire à travers la fissure et ramène au cas précédent. Les systèmes de contrôle de la température et de la radioactivité du circuit RRI devraient permettre de détecter ce type d'événement. L'exploitant doit fournir très prochainement les justifications demandées et préciser la stratégie qu'il envisage de mettre en œuvre pour traiter complètement ce problème générique. Ces propositions pourraient être soumises à l'avis des experts de la Section permanente nucléaire et du Groupe permanent "réacteurs" au deuxième semestre 1996.

Indisponibilité simultanée des pompes d'injection de sécurité basse pression et des vannes amont et aval du réservoir d'injection de bore. Le 14 avril à 2 h 09 au cours des travaux de maintenance entrepris pendant l'arrêt du réacteur pour rechargement du combustible, les pompes d'injection de sécurité

basse pression et les vannes amont et aval du réservoir d'injection de bore ont été mises hors exploitation de manière simultanée, lors de la pose des "consignations". Le circuit d'injection de sécurité permet en cas d'accident tel que la fuite du circuit primaire par exemple, d'introduire dans celui-ci de l'eau borée sous pression, afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Le circuit est constitué de deux voies redondantes : la voie A qui comprend deux pompes et la voie B qui en comprend une seule. Il comprend également trois réservoirs, appelés accumulateurs, contenant de l'eau borée, qui se vident automatiquement dans le circuit primaire si la pression de celui-ci, normalement établie à 155 bar, devient inférieure à 45 bar. La réalisation de certains travaux impose la "consignation", c'est à dire la mise en indisponibilité momentanée, des matériels. Cette procédure est régie par les règles générales d'exploitation qui, selon l'importance des matériels pour la sûreté, les classent en deux "groupes" (1 et 2), en limitent strictement les durées d'indisponibilité et réglementent le cumul d'indisponibilités sur un même circuit. Une erreur humaine a entraîné simultanément 3 indisponibilités de matériels du groupe 1 ; cette situation est contraire aux règles générales d'exploitation et constitue un incident significatif. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté, le système de protection n'ayant pas été sollicité. Cependant, en raison du non-respect des règles générales d'exploitation à l'origine du cumul d'indisponibilités, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Bugey 2

Indisponibilité de matériels sur réacteur 2. Le 13 juillet 1996, alors que le réacteur était en arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible, une pompe du circuit d'injection de sécurité a été rendue indisponible, ce qui est contraire aux spécifications techniques dans l'état considéré du réacteur. Le circuit d'injection de sécurité permet, 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 une éventuelle réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Pendant les phases d'arrêt du réacteur, lorsque le combustible est dans la cuve, le refroidissement du cœur est assuré par un autre circuit. Dans cette situation, le circuit d'injection de sécurité n'est pas utilisé, mais il doit rester entièrement disponible. Afin de réaliser des opérations de maintenance prévues pendant l'arrêt, l'alimentation électrique d'une pompe du circuit d'injection de sécurité a été mise hors tension alors qu'elle était requise. Le circuit d'injection de sécurité n'a pas été sollicité et, en outre, les deux autres pompes du circuit étaient disponibles : cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de la répétition sur le site de cette situation, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Bugey 2 et 4

Vannes d'isolement d'enceinte trouvées ouvertes sur les réacteurs 2 et 4. Le 26 novembre, alors que les réacteurs étaient en fonctionnement, l'exploitant a constaté, lors d'une vérification, que deux vannes sur chacun des deux réacteurs étaient ouvertes, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation dans cet état des réacteurs. L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existantes entre les produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'environnement (la première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire). Elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De ce fait, son étanchéité est particulièrement surveillée. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'isoler chacune des canalisations lorsque cela est nécessaire. Ces vannes installées sur des tuyauteries de petit diamètre (entre 5 et 10 mm) ne faisaient pas l'objet des mêmes précautions que les autres vannes d'isolement de l'enceinte. Ces vannes ont été immédiatement refermées. Cette anomalie a été détectée grâce à une information communiquée par la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux le 22 novembre 1996 ; il a été procédé à des vérifications sur les quatre réacteurs du site. Seuls les réacteurs 2 et 4 étaient concernés. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation et sur l'environnement. Néanmoins, en raison de lacunes dans le processus d'assurance de la qualité, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Bugey 3

Corrosion localisée sur le couvercle du réacteur. Alors que le réacteur était à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible, l'exploitant a mis en évidence, le 14 février, une corrosion localisée du couvercle de la cuve. En fonctionnement normal, la cuve du réacteur contient de l'eau sous pression et les éléments combustibles. Cette cuve est munie d'un couvercle fixé par 58 goujons qui permet, une fois retiré, le rechargement en combustible lorsque le réacteur est à l'arrêt. Le couvercle a une épaisseur moyenne d'environ 160 millimètres. Son revêtement intérieur est en acier inoxydable, ce qui le rend résistant à la corrosion par l'eau du circuit primaire et les produits qu'elle contient. En revanche, sa face extérieure, en acier noir, est sensible à ce type de corrosion. La corrosion observée ici, peu étendue et d'une profondeur maximale de 15 millimètres, est la conséquence d'une fuite de liquide primaire constatée en août 1995, provenant d'une tuyauterie de faible diamètre située au-dessus du couvercle. Dès sa découverte, cette fuite avait été rapidement éliminée ; mais le couvercle, non visible lorsque le réacteur fonctionne car recouvert d'un calorifuge,

n'avait pas subi de contrôle particulier. Après un léger meulage de la zone corrodée du couvercle et compte tenu des justifications apportées par l'exploitant sur la tenue de ce couvercle jusqu'à la fin de vie du réacteur, l'Autorité de sûreté n'a pas formulé d'objection au remontage en l'état du couvercle. Cet incident est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Bugey 4

Incendie du transformateur principal d'évacuation de l'énergie. Le 16 janvier à 10 heures, un incendie s'est déclaré sur l'un des pôles du transformateur principal d'évacuation de l'énergie du réacteur 4. Ce transformateur permet d'alimenter le réseau électrique national de très haute tension en énergie produite par le groupe turboalternateur du réacteur. Ce transformateur est situé dans la partie non nucléaire de l'installation. La perte de ce transformateur a entraîné automatiquement un arrêt du réacteur. L'incendie, maîtrisé très rapidement, n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Deux personnes, qui effectuaient des travaux en salle de machines, à proximité du transformateur, ont été atteintes de brûlures et devraient rester hospitalisées pendant quelques jours. Un incendie de même nature survenu le 25 octobre 1995 sur le même réacteur n'avait eu aucune conséquence sur le personnel. Une inspection a été effectuée le 17 janvier par les inspecteurs de l'Autorité de sûreté nucléaire. Au cours de cette visite, il a été noté que des enseignements devront être tirés concernant la protection des personnels et la récupération des eaux servant à l'extinction d'un incendie. L'arrêt du réacteur devrait être prolongé durant plusieurs semaines. Une expertise du transformateur incriminé est actuellement en cours. L'huile contenue dans cet appareil ne comporte pas de pyralène. Cet incident est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Bugey 4

Mauvais réglage d'un robinet d'isolement du réacteur. Le dimanche 5 mai 1996, après le redémarrage du réacteur, le mauvais réglage d'un robinet d'isolement de l'enceinte de confinement a été mis en évidence. L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton à l'intérieur duquel se trouvent en particulier la cuve, le cœur du réacteur, les générateurs de vapeur et le pressuriseur. Elle constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'environnement (la première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire). Elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De ce fait, son étanchéité est particulièrement surveillée. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obturer chacune des canalisations lorsque les spécifications techniques, les procédures de conduite ou la situation exigent l'étanchéité de l'enceinte. Le 5 mai, lors d'un essai périodique, un défaut d'étanchéité d'un robinet, situé sur une ligne d'alimentation en azote traversant l'enceinte, a été découvert. Ce circuit assure notamment la mise sous pression et le maintien en atmosphère inerte de matériels. En cas d'accident affectant les première et deuxième barrières, cette absence d'étanchéité du robinet pourrait favoriser le transfert de produits radioactifs à l'extérieur de l'enceinte de confinement. L'intégrité des barrières constituées par la gaine et le circuit primaire ayant à tout moment été préservée, cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. En raison de lacunes dans la culture de sûreté, cet incident initialement déclaré au niveau 0 a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Bugey 5

Réglage erroné d'un seuil d'alarme. Le dimanche 26 mai, alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 20 avril pour visite partielle et rechargement en combustible, une inspection de l'autorité de sûreté a mis en évidence un réglage erroné du seuil de l'alarme associée aux chaînes "sources", alarme destinée à signaler une évolution anormale du flux de neutrons. 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 mesures : les chaînes de "puissance" utilisées en fonctionnement normal, les chaînes "intermédiaires" utilisées lors du démarrage du réacteur, et les chaînes "sources" capables de mesurer de très faibles flux lorsque le réacteur est à l'arrêt ; en cas d'évolution anormale du flux de neutrons, une alarme prévient l'opérateur. Le 26 mai, pendant le début des opérations de rechargement en combustible, le seuil de cette alarme est resté réglé pendant une journée à une valeur supérieure à celle requise par les spécifications techniques d'exploitation ; ce réglage erroné pouvait diminuer le temps dont dispose l'opérateur pour intervenir entre l'apparition de l'alarme et une éventuelle reprise de la réaction nucléaire. Cette erreur, due à l'utilisation d'une mauvaise gamme d'intervention, a été détectée par les inspecteurs des installations nucléaires au cours d'une visite de surveillance effectuée le 29 mai. Le flux de neutrons généré au début d'une opération de rechargement en combustible étant très faible, cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. Toutefois, en raison de lacunes dans la culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Bugey 5

Fuite d'eau contaminée hors de la zone contrôlée du réacteur. Le vendredi 14 juin 1996, lors des opérations de redémarrage du réacteur 5, un écoulement d'eau faiblement contaminée a été détecté dans plusieurs locaux, certains de ces locaux étant situés dans la partie conventionnelle de l'installation. Une centrale nucléaire est constituée d'un îlot nucléaire et d'une partie conventionnelle : - l'îlot nucléaire comprend es-

sentiellement la chaudière nucléaire qui extrait la chaleur produite par le cœur du réacteur et la cède à un deuxième circuit dans les générateurs de vapeur. Il comprend aussi le bâtiment des auxiliaires nucléaires, bâtiment abritant certains circuits annexes qui véhiculent ou peuvent véhiculer des fluides contaminés. - la partie conventionnelle a pour fonction principale de produire de l'énergie électrique grâce à un alternateur entraîné par une turbine où se détend la vapeur provenant des générateurs de vapeur, comme dans une centrale classique au charbon ou au fuel. Le local appelé salle des machines est inclus dans cette partie non nucléaire. Une vanne fermée par erreur dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires a provoqué la montée en pression d'un récipient et l'ouverture de sa soupape de sécurité. Environ trente mètres cubes d'eau contaminée ainsi libérés se sont écoulés par l'intermédiaire de plusieurs circuits dans des locaux du bâtiment des auxiliaires nucléaires et deux mètres cubes ont atteint la salle des machines de la centrale. Cette eau a cependant pu être collectée dans un circuit de récupération et la fuite n'a provoqué aucun rejet décelable dans l'environnement. Par ailleurs, l'ensemble des locaux et des circuits contaminés fait l'objet d'un nettoyage. Une inspection de l'Autorité de Sûreté sur les lieux de l'incident a été réalisée le 20 juin 1996. L'eau déversée étant faiblement radioactive, cet incident n'a entraîné aucune contamination du personnel et n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. En raison d'une contamination en dehors des zones conçues pour recevoir de la radioactivité, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Chinon 1.2.3.4.

▼ **Défaut de réalisation de contrôles périodiques sur les réacteur.** Le 12 février 1996, l'exploitant s'est aperçu du dépassement de la périodicité des contrôles du bon fonctionnement de la mesure de radioactivité de l'air circulant dans les gaines de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires. Les règles générales d'exploitation exigent que ces contrôles soient réalisés tous les ans ; or ils n'avaient pas été effectués depuis 2 ans. Dès la découverte de l'anomalie, l'exploitant s'est assuré du bon fonctionnement des matériels de mesure, et de l'exhaustivité du programme de contrôle de l'ensemble des chaînes de mesure de radioactivité. Ces dépassements de délai entre deux essais n'ont pas eu de conséquence sur la sûreté des installations puisque les matériels fonctionnaient convenablement. Ce type de dépassement avait déjà été détecté sur d'autres matériels du site de Chinon en octobre dernier. En raison de lacunes dans le processus d'assurance de la qualité de l'exploitant, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon 1

Dépose de la cloison séparant les deux compartiments de la piscine du réacteur, alors que la vanne de transfert vers la piscine du bâtiment combustible était restée ouverte. Le 11 avril, il a été procédé à la dépose de la cloison amovible - appelée batardeau -, située entre le compartiment de la cuve et le compartiment de stockage des équipements internes de la cuve, alors qu'une vanne du tube de transfert était en position ouverte, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Cet incident, initialement classé au niveau 0, a été reclassé par l'exploitant après analyse. La piscine du bâtiment réacteur est composée du compartiment de la cuve et du compartiment de stockage des équipements internes de la cuve. Ces deux compartiments sont séparés par un batardeau qui permet de les remplir et de les vider indépendamment l'un de l'autre. La piscine du bâtiment réacteur communique avec la piscine du bâtiment combustible par l'intermédiaire d'un tube de transfert, par lequel passent les éléments combustibles. En dehors des phases de manutention, le tube de transfert est fermé par une vanne. La piscine du bâtiment combustible comprend la zone de transfert et la piscine de stockage du combustible, également séparées l'une de l'autre par un batardeau. Si ce deuxième batardeau avait été enlevé, l'ensemble de la piscine du bâtiment combustible aurait pu se déverser dans la piscine du réacteur par la vanne restée ouverte, provoquant un dénoyage partiel du combustible stocké. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté des installations. Un incident identique avait eu lieu le 1er Août 1993 sur le réacteur 4 de CHINON ; les actions correctives mises en place par l'exploitant n'ont pas été respectées. En raison des lacunes dans la culture de sûreté de l'exploitant, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Chinon 1

Dépose de la cloison séparant les deux compartiments de la piscine du réacteur, alors que la vanne de transfert vers la piscine du bâtiment combustible était restée ouverte. le 11 avril, il a été procédé à la dépose de la cloison amovible - appelée batardeau -, située entre le compartiment de la cuve et le compartiment de stockage des équipements internes de la cuve, alors qu'une vanne du tube de transfert était en position ouverte, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Cet incident, initialement classé au niveau 0, a été reclassé par l'exploitant après analyse. La piscine du bâtiment réacteur est composée du compartiment de la cuve et du compartiment de stockage des équipements internes de la cuve. Ces deux compartiments sont séparés par un batardeau qui permet de les remplir et de les vider indépendamment l'un de l'autre. La piscine du bâtiment réacteur communique avec la piscine du bâtiment combustible par l'intermédiaire d'un tube de transfert, par lequel passent les éléments combustibles. En dehors des phases de manutention, le tube de transfert est fermé par une vanne. La piscine du bâtiment combustible comprend la zone de transfert et la piscine de stockage du combustible, également séparées l'une de l'autre

par un batardeau. Si ce deuxième batardeau avait fui, une partie de la piscine de stockage du combustible aurait pu se déverser dans la piscine du réacteur par la vanne restée ouverte, pouvant amener une perturbation du refroidissement des assemblages combustibles. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté des installations. Un incident identique avait eu lieu le 1er Août 1993 sur le réacteur 4 de CHINON ; les actions correctives mises en place par l'exploitant n'ont pas été respectées. En raison des lacunes dans la culture de sûreté de l'exploitant, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Chinon 2

Indisponibilité de l'alarme de niveau bas de la piscine de stockage de combustible lors d'un arrêt de réfrigération. Du 3 au 5 juin 1996, alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a procédé à une modification conçue par les services centraux sur le système de réfrigération de la piscine de stockage du combustible, dont la mise en place a entraîné l'inhibition des alarmes de niveau de ladite piscine. Durant cette modification, l'exploitant a par ailleurs arrêté la réfrigération de la piscine de stockage pour procéder à des opérations de purification du fluide de refroidissement, alors que l'arrêt de cette réfrigération requiert la disponibilité des alarmes de niveau de la piscine de stockage, pour détecter tout manque d'eau. La piscine de stockage du combustible a deux fonctions. D'une part, elle reçoit l'ensemble des assemblages du cœur du réacteur pendant les arrêts pour rechargement, d'autre part, elle sert au stockage des assemblages usés dans l'attente de leur envoi vers une usine de retraitement. Durant cette période, qui peut atteindre plusieurs années, les assemblages usés perdent une grande partie de leur radioactivité et de leur puissance résiduelle. Le refroidissement de la piscine est nécessaire pour évacuer la puissance résiduelle dégagée par les éléments combustibles présents. Une fois la modification achevée, les alarmes ont été restaurées ; elles ont révélé une baisse du niveau d'eau dans la piscine, sans conséquences réelles sur la sûreté des installations, compte tenu de la faible puissance résiduelle du combustible stocké. Le caractère incompatible des deux opérations engagées simultanément révèle une insuffisance d'analyse des conséquences en matière de sûreté de la modification conçue par l'exploitant à l'échelon central. En raison d'une insuffisance d'analyse de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon B2

Interruption momentanée de la réfrigération de la piscine de stockage de combustible du réacteur : Le 8 juillet 1996, alors qu'une manutention de combustible était en cours dans la piscine de stockage du combustible, la réfrigération de cette piscine a été volontairement interrompue pendant 2 minutes et 47 secondes, afin de réaliser une opération de lignage nécessaire à la conduite de l'exploitation, contrairement aux règles d'exploitation. L'équipe de conduite qui a procédé à l'analyse des risques liés à cette opération de lignage n'a pas tenu compte de l'interdiction d'interruption de la réfrigération durant les phases de manutention. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté des installations. Un incident similaire est survenu sur le réacteur 1 de CHINON le 12 avril 1995. En raison des lacunes dans la culture de sûreté de l'exploitant qui n'a pas pris en compte le retour d'expérience de l'incident de la tranche 1 du 12 avril 1995, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Chinon 2

Dépassement de la limite réglementaire d'exposition au rayonnement ionisant d'un travailleur lors de l'arrêt de la tranche 2 de la centrale de Chinon B. Le développement par l'OPRI du film dosimétrique de juillet 1996 d'un agent d'entreprise a mis en évidence un dépassement de la limite trimestrielle réglementaire à 33mSv (millisievert) pour une limite de 30mSv. Pour mesurer l'exposition aux rayonnements ionisants, sur les chantiers exposés, les intervenants portent un film dosimétrique et un dosimètre. Le film dosimétrique est un film photographique dont le développement chaque mois permet de mesurer la dose intégrée par l'intervenant, et qui fait foi réglementairement. Le dosimètre est un dispositif électrique qui permet de suivre en temps réel l'exposition reçue par chaque intervenant, et ainsi de limiter la dose reçue par chacun. Dans le cas présent, la dose cumulée mesurée au dosimètre de l'agent était de 22,8mSv. Cette valeur est proche de celle mesurée pour les autres intervenants sur le même chantier de décontamination de la piscine du réacteur B2. A ce jour, l'écart entre les deux mesures n'est pas expliqué. Compte tenu du dépassement d'une limite réglementaire d'exposition aux rayonnements ionisants, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES. L'arrêt de la tranche 2 a conduit à une dosimétrie collective plus élevée que prévu. Cependant avec 5,5hSv, elle se situe dans la moyenne des autres arrêts décennaux des tranches françaises. L'exploitant s'est engagé à analyser les écarts entre les prévisions et la réalité.

Chinon B3

Dépassement de la durée autorisée de prolongation de fonctionnement à puissance réduite du réacteur 3. Le 22 novembre 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté avoir dépassé la durée autorisée de prolongation de fonctionnement à puissance réduite. Pour adapter la production d'électricité à la consommation, chaque centrale nucléaire dispose de plusieurs modes de fonctionnement : production constante à pleine puissance, production à 92,6 % de la puissance maximale, variation de puissance en fonction de la demande pendant quelques heures. Pour éviter tout risque d'endommagement

des gaines du combustible, celui-ci doit être utilisé uniformément. Ceci conduit à limiter la durée pendant laquelle le réacteur fonctionne à moins de 91 % de la puissance nominale. Sur cette installation, une anomalie de la turbine limite la puissance maximale de l'installation à une valeur inférieure à la puissance nominale. En conséquence, le fonctionnement stable à 92,6 % de la puissance maximale correspond à 90,6 % de la puissance nominale. Cette particularité n'a pas été identifiée, ce qui a conduit l'exploitant à dépasser la durée autorisée de fonctionnement à moins de 91 % de la puissance nominale depuis le 8 août 1996. L'exploitant a constaté l'absence d'évolution de la radioactivité contenue dans le fluide primaire. En raison d'un dépassement des limites autorisées d'exploitation et de la détection tardive de cette anomalie, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon B4

Divergence réalisée alors que deux groupes de grappes de régulation se trouvaient dans une position non conforme aux spécifications techniques. Le 21 août, à la suite d'un arrêt fortuit pour intervention sur une pompe, deux groupes de grappes de régulation ont été maintenus sous la limite d'insertion fixée par les spécifications techniques pour les opérations de redivergence. Pour contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration de bore dans l'eau du circuit principal, 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 contiennent des métaux qui absorbent les neutrons. Il convient de maintenir certaines grappes à un niveau suffisant, fixé par les spécifications techniques, d'une part pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire en cas d'arrêt automatique du réacteur, d'autre part pour assurer une bonne répartition du flux de neutrons. La procédure habituelle de divergence prévoit l'extraction des grappes de régulation jusqu'à la position prévue par les spécifications techniques, puis la dilution lente du bore jusqu'à la concentration critique. Cette procédure n'a pas été respectée et les opérations ont été inversées. La dilution a été engagée alors que la position des grappes n'était pas conforme aux spécifications techniques, puis la divergence a été obtenue en remontant les grappes après dilution. Dès la divergence obtenue les grappes étaient en position conforme. Cet écart n'a pas été détecté en temps réel par l'exploitant. Plusieurs dispositions d'assurance de la qualité n'ayant pas été respectées ou ayant été inopérantes, une visite de surveillance de l'Autorité de Sûreté est programmée le 29 août 1996. En raison du non respect des spécifications techniques et des procédures de conduite, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chinon ?

Maintien des grappes de commandes à un niveau d'insertion inférieur à la limite autorisée. Le samedi 20 juillet 1996, alors que l'exploitant procédait à un essai sur le groupe turbo-alternateur, une baisse de charge de ce dernier a provoqué, pour baisser la puissance du réacteur, une insertion des grappes de contrôle dans le cœur. Cette insertion a atteint un niveau inférieur à la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation. Pour contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - ajuster la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire du réacteur, 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 contenant des matériaux absorbant les neutrons. Pour pouvoir arrêter rapidement le réacteur en cas de nécessité, il convient de maintenir certaines grappes à un niveau suffisant, fixé par les spécifications techniques, pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire, et pour assurer une bonne répartition du flux de neutrons. Dans le cas présent, la réduction de puissance a entraîné le maintien de l'insertion de ces grappes sous la limite exigée par les spécifications techniques. Dans cette situation, des mesures rapides n'ont pas été prises par l'équipe de conduite alors même qu'une alarme en salle de commande signalait l'anomalie. En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et de la non prise en compte d'un système d'alarme, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Cruas 1

Surinsertion de grappes de commande. Le 9 janvier, alors que le réacteur était en fonctionnement, 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 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 quelques minutes au maximum. Une injection de bore a bien eu lieu immédiatement. Mais, elle a été réalisée selon le

mode "normal", au lieu du mode "direct", ce qui retarde son action. Les grappes sont ainsi restées onze minutes en dessous de la limite autorisée. Cet incident n'a pas été détecté immédiatement, mais lors d'une analyse effectuée ultérieurement. Il n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Cependant, 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 au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 2

Non-respect de la répartition du flux neutronique dans le cœur. Le 17 janvier, alors que le réacteur était en cours de montée de puissance, l'exploitant a fait fonctionner l'installation en dehors des limites imposées par les spécifications techniques d'exploitation pour la répartition du flux neutronique dans le cœur. Afin que le cœur du réacteur ne subisse pas de dommage en cas d'accident, par exemple en cas de brèche du circuit primaire, la différence de flux neutronique entre le haut et le bas du cœur doit être limitée en importance et dans le temps ; les spécifications techniques d'exploitation définissent au moyen d'un diagramme de pilotage les limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le cœur. Une insuffisante anticipation des actions de conduite a entraîné le franchissement d'une des limites de ce diagramme pendant 1 heure et 23 minutes alors que les spécifications techniques d'exploitation n'autorisent qu'une durée maximale de 1 heure. Dès la découverte de cette anomalie, l'exploitant a pris les dispositions nécessaires pour la remise en conformité de l'installation. 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. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 3

 **Vanne du circuit d'injection de sécurité laissée ouverte après un essai périodique.** Le 17 février 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté, lors de la réalisation d'un essai périodique, qu'une vanne de contournement du circuit d'injection de sécurité était restée ouverte. Le circuit d'injection de sécurité (circuit RIS) permet, 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. Afin de s'assurer de la disponibilité de ce circuit, des essais sont réalisés tous les mois : ils permettent, en manœuvrant certaines vannes de contournement du circuit RIS, de vérifier la circulation de l'eau borée. A l'issue de ces essais, les vannes manœuvrées sont remises en configuration normale. Ce dernier point doit être vérifié après chaque essai, ce qui n'a pas été fait ici. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur car l'isolement du circuit de contournement était assuré par une deuxième vanne qui, elle, avait été convenablement refermée. Cependant, cet incident étant caractéristique d'une lacune de culture de sûreté, il est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 3

 **Indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée du réacteur.** Le 20 mars, alors que le réacteur était en fonctionnement normal, au cours d'une manœuvre normale d'exploitation, l'exploitant a constaté que le système d'appoint en eau borée du réacteur était resté indisponible pendant plus d'une heure, 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. Le système d'appoint en eau borée du réacteur comprend deux circuits indépendants, chacun d'eux étant capable d'assurer cette fonction. Une première équipe de conduite a rendu indisponible l'un des deux circuits dans le cadre d'une manœuvre normale d'exploitation. L'équipe de conduite suivante n'a pas pris conscience de cette indisponibilité et n'a donc pas mis en œuvre de mesures immédiates lorsque le deuxième circuit s'est, lui aussi, révélé indisponible à la suite du dysfonctionnement d'une pompe. 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. Il est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Cruas 3

 **Surinsertion de grappes de commande sur le réacteur.** Le 4 novembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, 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 nucléaires ; - 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 baisse automatique de puissance du réacteur due à l'arrêt du groupe turboalternateur (partie non nucléaire de l'installation) 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 huit minutes au maximum. Les opérateurs, voyant que les grappes de commande remontaient rapidement vers un niveau conforme aux STE, n'ont pas lancé cette borication dans le délai requis. Les grappes sont ainsi restées 9 minutes et 30 secondes en dessous de la limite autorisée. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. 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 site ainsi que sur le parc, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Cruas 4

Défaut de réalisation d'un contrôle périodique sur le réacteur 4. Le 9 octobre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté, lors du contrôle de déclenchement des chaufferettes de secours, associées au réservoir de stockage de bore, que l'essai précédent de ce dispositif n'avait pas été réalisé. Le dispositif de chaufferettes est destiné à pallier toute défaillance du système automatique qui maintient le bore à une température suffisante pour éviter que, se solidifiant, il ne devienne inutilisable. 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 réguler ou d'arrêter la réaction nucléaire. Depuis le mois d'août, le contrôle mensuel du dispositif de secours, requis par les spécifications techniques d'exploitation, a été rendu impossible par la modification erronée d'une procédure d'essai ; aucune correction de cette procédure n'avait été mise en œuvre par l'exploitant depuis lors ; la procédure erronée est dorénavant abandonnée. Grâce au fonctionnement convenable du système automatique, le recours au dispositif de secours n'a pas été nécessaire ; cet incident n'a donc eu aucune conséquence sur la sûreté des installations. Cependant, en raison d'une lacune dans le processus d'assurance de la qualité, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cruas 1 2 3 4

Vannes d'isolement de l'enceinte trouvées ouvertes sur les 4 réacteurs. Le 9 novembre, alors que les quatre réacteurs étaient en fonctionnement, l'exploitant a constaté que des vannes participant à l'étanchéité de l'enceinte de confinement étaient ouvertes sur chacun des réacteurs, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation (STE). L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'environnement (la gaine du combustible et le circuit primaire constituent les deux premières barrières). Elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De ce fait, son étanchéité est particulièrement surveillée. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obturer chacune des canalisations lorsque cela est nécessaire. Les vannes en cause le 9 novembre, installées sur des tuyauteries de petit diamètre (entre 5 et 10 mm), faisaient l'objet de procédures d'exploitation inadaptées qui demandaient de les maintenir ouvertes alors que les STE imposent leur fermeture lorsque le réacteur est en puissance. Ces vannes ont été immédiatement refermées. Cette anomalie a été détectée grâce à une information communiquée par la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux, qui a amené l'exploitant du site de CRUAS à procéder à des vérifications sur les quatre réacteurs du site. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation et sur l'environnement. Néanmoins, en raison de lacunes dans le processus d'assurance de la qualité, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Dampierre site

Contamination d'un puits de surveillance de la nappe d'eau captive du site par du tritium. Le 6 juin, l'exploitant a détecté une contamination par du tritium de la nappe captive du site, au voisinage d'un des vingt puits de mesure. Le tritium est un isotope radioactif de l'hydrogène de très faible radiotoxicité et à faible durée de vie biologique (12 jours). La nappe d'eau située sous le site est rendue captive par une barrière, édifée lors de la construction du site, qui la sépare de la nappe phréatique et, a fortiori, du réseau d'eau potable. La radioactivité des eaux souterraines est contrôlée chaque mois dans plusieurs puits de prélèvement. La mesure effectuée en juin dans un des puits a permis de détecter une contamination par du tritium à hauteur de 2700 Bq/l pour un niveau habituel de 40 Bq/l. L'exploitant a mis en place un programme de surveillance renforcée de l'activité des eaux souterraines, comportant des prélèvements journaliers et une mesure contradictoire par les laboratoire de l'OPRI. Depuis l'activité a augmenté pour ce stabiliser aux alentours de 10000 Bq/l à partir du 17 juin. Un seul des vingt puits de prélèvement est affecté, aucun autre radioélément n'est présent en quantité significative. L'enquête sur l'origine de la contamination n'a pas encore permis d'identifier formellement la source de la radioactivité. L'eau contaminée sera extraite de la nappe par pompage du puits, puis éliminée en appliquant la même méthode que pour les autres effluents liquides du site. L'impact sanitaire sur l'extérieur du site est négligeable. Du fait de la mauvaise maîtrise des matières radioactives, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Dampierre site

Détection de particules contaminées dans une benne de déchets lors du contrôle effectué à la sortie du site. Le 12 novembre, l'exploitant a constaté la présence anormale de radioactivité lors du passage d'une benne de déchets industriels, réputés non radioactifs, devant les balises de détection placées à la sortie du site. Les recherches entreprises ont conduit à la découverte de particules contaminées dans un sac d'aspirateur. La provenance de ce sac n'est pas établie à ce jour ; en tout état de cause, cet événement révèle un dysfonctionnement dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives à l'intérieur de la centrale. En raison d'une mauvaise maîtrise des matières radioactives, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Dampierre 1 et 3

Chloration préventive de deux circuits de refroidissement durant les mois d'été. De fin juin à mi-septembre, l'eau des circuits de refroidissement des unités de production 1 et 3 du Centre Nucléaire de Production d'Électricité de DAMPIERRE EN BURLY sera traitée par chloration afin d'empêcher le développement de micro-organismes, notamment celui des amibes, dans ces circuits. Cette mesure préventive est rendue nécessaire du fait de l'étiage de la Loire durant la période estivale. Elle permettra de neutraliser les micro-organismes présents dans les circuits de refroidissement, avant rejet des eaux dans la Loire. La chloration fait suite au remplacement des condenseurs des unités de production 1 et 3, le premier en 1990 et le second début 1996. Les nouveaux condenseurs, en inox, sont beaucoup plus résistants à la corrosion que les condenseurs en laiton précédemment utilisés. Mais ils n'ont pas la propriété d'inhiber le développement de micro-organismes. Cette opération n'aura pas d'impact significatif sur l'environnement (teneur en chlore résiduelle de 0,1 mg/l), soit l'équivalent de l'eau du robinet au rejet en Loire. Elle est conforme aux autorisations de prise et rejet d'eau du C.N.P.E. Elle a été approuvée par le Conseil Supérieur d'Hygiène Publique de France le 11 juin 1996 et par le Conseil Départemental d'Hygiène en date du 17 juin. Le préfet a mis en place un comité technique de suivi de la chloration et des amibes, sous l'angle environnemental et sanitaire, regroupant les représentants des Administrations concernées, d'EDF, élus locaux et associations. Ces dispositions ont été présentées en Commission Locale d'Information du C.N.P.E. de DAMPIERRE EN BURLY le 21 juin 1996. En l'attente des premiers résultats d'analyse qui ne seront disponibles que fin juillet (nécessité d'une mise en culture dans un laboratoire très spécialisé des prélèvements effectués), le préfet a provisoirement suspendu la pratique de la baignade et des activités nautiques dans la Loire entre le site de la centrale et Sully sur Loire. Cette situation n'a aucun impact sur la sûreté. Il ne s'agit pas d'un accident classé dans l'échelle INES.

Dampierre 1

Position anormale du pont polaire dans l'enceinte du réacteur 1. Le 13 novembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a découvert, lors des opérations préalables au prochain arrêt pour rechargement en combustible, qu'un chariot du pont polaire de l'enceinte du réacteur n'était pas dans sa position normale de stockage. Le pont polaire est utilisé, pendant les arrêts pour rechargement en combustible, pour effectuer les opérations de manutention de matériels dans l'enceinte du réacteur. Lorsque le réacteur est en fonctionnement, le pont doit impérativement être stocké à la périphérie de l'enceinte ; lors de l'incident, il était situé directement au-dessus de la cuve. L'exploitant a arrêté le réacteur durant quelques heures pour remettre le pont en position normale. Cet incident résulte de l'oubli, lors du dernier arrêt, d'une spécification de la procédure ; une anomalie similaire a été détectée sur les réacteurs 3 et 4. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation ; cependant en raison d'une erreur de procédure, il est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Dampierre 1

Incident reclassé au niveau 1 : défaut électrique du système d'alerte en cas d'urgence sur le réacteur 3. Le 24 septembre 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté l'indisponibilité partielle d'un tableau électrique alimentant le contrôle-commande de matériels importants pour la sûreté. Cette indisponibilité avait été provoquée par l'activation du Code National d'Alerte (CNA) réalisée dans le cadre d'un exercice incendie. Les sites réalisent régulièrement des exercices de ce type afin de tester leur organisation en cas d'incident. A cette occasion, ils activent le CNA, qui met en route un certain nombre de dispositifs liés à l'alerte (alarmes sonores, lumineuses, etc.). A l'occasion de l'activation du CNA, un défaut électrique, dont l'origine est actuellement non définie, a entraîné une perte partielle d'alimentation de l'un des tableaux électriques permettant de commander des matériels importants pour la sûreté. En cas d'accident réel, le déclenchement de l'alerte risquait donc de rendre indisponibles des matériels nécessaires à la mise en œuvre d'actions de sauvegarde de l'installation. Le même incident était déjà survenu lors de la réalisation d'autres exercices, mais le lien de cause à effet entre les deux événements n'avait pas été détecté. Pour éviter le renouvellement de cet incident, l'exploitant a connecté le CNA sur un autre tableau. Cet incident n'a pas eu de conséquences réelles sur l'installation. Déclaré par l'exploitant le 27 septembre 1996, cet incident avait initialement été classé au niveau 0 de l'échelle INES. Une analyse plus détaillée a conduit à le reclasser au niveau 1 du fait du risque d'aggravation d'une éventuelle situation accidentelle qu'il induit.

Dampierre 1

Fuite sur le circuit primaire du réacteur 1. Le 21 décembre 1996, l'exploitant a localisé une fuite d'eau primaire sur une tuyauterie reliant le circuit d'injection de sécurité au circuit primaire de l'installation. Le vendredi 14 décembre, une fuite d'un débit de 100 litres par heure avait été détectée, sans que l'origine puisse en être déterminée. Le 21 décembre, le débit de la fuite atteignait 160 litres par heure. Conformément à la pratique, et avant d'atteindre le critère de sûreté de 230 litres par heure, l'exploitant a décidé d'arrêter le réacteur le 21 décembre afin de localiser la fuite. Les recherches menées dans le bâtiment réacteur ont permis d'établir que la fuite se trouvait sur une tuyauterie directement reliée au circuit primaire, comme cela avait été le cas lorsqu'une fuite s'était déclarée le 19 septembre 1992 sur la tranche 2 de Dampierre. Dans l'attente d'expertises complémentaires, il n'est pas possible d'affirmer que les causes en soient identiques. La pression primaire a ensuite pu être abaissée, ce qui a permis de stopper l'écoulement d'eau. Durant la fuite, le refroidissement du combustible a toujours été assuré. L'eau primaire a été recueillie dans les réservoirs (puisards) prévus à cet effet. Elle est restée confinée à l'intérieur du bâtiment réacteur. Cet incident n'a donc eu aucune conséquence réelle sur le personnel ou sur l'environnement. Le réacteur sera maintenu à l'arrêt le temps nécessaire afin de remplacer la tuyauterie défectueuse et réaliser les expertises permettant d'identifier la cause de cette anomalie. Cet incident a été déclaré à l'Autorité de sûreté le 24 décembre 1996. Des inspecteurs de l'Autorité de sûreté, appartenant à la division nucléaire de la DRIRE Centre et au Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires (BCCN) basé à Dijon, se rendront sur place le mardi 31 décembre. Dans l'attente du résultat des investigations, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Dampierre ?

Non-respect de la conduite à tenir en phase de plage de travail basse du circuit de réfrigération du réacteur à l'arrêt (PTB du RRA). Le mardi 2 juillet 1996, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, l'exploitant a vidangé le circuit primaire jusqu'à la plage de travail basse du circuit de réfrigération du réacteur à l'arrêt (PTB du RRA), et ce en dépit d'une incohérence constatée entre les valeurs indiquées par les deux capteurs de niveau d'eau. Le circuit RRA permet d'évacuer la puissance résiduelle provenant des éléments combustibles lorsque le cœur est à l'arrêt. Pour faciliter certaines opérations d'exploitation, le niveau d'eau peut être amené à une valeur relativement basse pendant un court laps de temps. La surveillance du niveau d'eau pendant ces phases revêt une importance particulière. Dans le cas présent, les deux capteurs indiquaient des valeurs décalées de 20 cm. Or, les documents de conduite de la centrale exigent, dès que la différence entre les valeurs indiquées par les deux capteurs atteint 5 cm, de stopper la vidange et de rechercher l'origine du décalage. L'exploitant a bien procédé à des investigations quant à l'origine de cette incohérence des valeurs de niveau d'eau, mais il n'est pas parvenu à l'expliquer. Après avoir effectué un bilan des masses d'eau présentes dans le circuit primaire, il a estimé que l'un des deux capteurs était fiable et a poursuivi la vidange en se fondant sur les seules données fournies par ce dernier. Un incident similaire s'était déjà produit sur le réacteur 3 de Dampierre le 13 septembre 1994. En revanche, la conduite à tenir avait à l'époque été respectée : la vidange avait été interrompue. Cet incident n'a pas eu de conséquences réelles sur la sûreté du réacteur. En raison d'une mauvaise prise en compte du retour d'expérience, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Fessenheim

Exercice de crise. Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le mardi 8 octobre 1996 sur la centrale nucléaire de Fessenheim. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place la centrale et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire. L'exercice a mobilisé principalement les équipes de crise : - de la préfecture du département du Haut-Rhin, - 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 Alsace, - d'EDF, au niveau national et sur le site de Fessenheim, - de la Direction générale de la Santé (DGS) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI). La simulation a privilégié la mise en œuvre de mesures de protection des populations ; le préfet a ordonné le confinement d'une partie de la population résidant à proximité de la centrale, et notamment le confinement de deux écoles. Antérieurement à cet exercice, une distribution de pastilles d'iode avait été réalisée dans les communes situées dans la zone des cinq kilomètres autour du site. La situation accidentelle retenue dans le scénario aurait conduit à classer l'accident au niveau 3 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) qui compte 7 niveaux. Des observateurs allemands et suisses ont suivi cet exercice. Une évaluation de cet exercice aura lieu fin novembre.

Fessenheim 1

Mauvais réglage de paramètres de mesure de la puissance du réacteur. Le 14 mai 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que des paramètres servant à la mesure de la puissance du cœur avaient été mal réglés. Cet incident a été déclaré après une analyse approfondie par les services techniques de la centrale. 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 moyens de mesure, appelés chaînes de mesure de la puissance du réacteur. Des valeurs limites, appelées seuils de protection, sont définies pour les mesures réalisées par ces chaînes. Le franchissement de ces seuils

déclenche automatiquement une ou plusieurs actions qui visent à empêcher d'atteindre les limites de sécurité et permettent de ramener le réacteur dans une situation sûre. Le 14 mai, lors d'une opération courante consistant à régler des paramètres de calcul pour les adapter à l'évolution du cœur, une erreur a conduit à ce que le seuil de protection soit décalé de 8 %. En cas d'augmentation de puissance intempestive, cette protection aurait pu être trop tardive, mais d'autres protections auraient arrêté le réacteur. Le réacteur étant resté en fonctionnement stable et l'anomalie ayant été détectée et corrigée en trois heures, cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Toutefois, en raison de la dégradation d'une fonction de sûreté, l'incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Fessenheim 1

Découverte de protections en vinyl obturant le filtre des deux voies du circuit de recirculation sur le réacteur. Le 17 juillet, alors que le réacteur était en arrêt pour rechargement, les inspecteurs de l'Autorité de Sûreté ont découvert, au cours d'une visite de chantier, que le filtre des deux voies du circuit de recirculation, prévu pour être utilisé en cas d'accident, était entouré de vinyl. 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, soit être réinjectée dans le circuit primaire via le circuit d'injection de sécurité (RIS), soit servir à diminuer la pression et la température de l'enceinte de confinement via le circuit d'aspersion enceinte (EAS). Les protections en vinyl auraient rendu indisponibles les deux voies du circuit de recirculation, compromettant ainsi le refroidissement du cœur, si une brèche du circuit primaire s'était produite après le début du rechargement du combustible. Les protections auraient dû être enlevées dès la fin du chantier qui avait nécessité leur mise en place pour protéger le filtre. Aucune procédure formalisée n'aurait permis de les détecter avant le début du rechargement. Ces protections ayant été découvertes par hasard par les inspecteurs quelques heures avant le début du rechargement, c'est-à-dire avant que le circuit de recirculation soit requis, l'incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté. La découverte de cette anomalie ayant été fortuite et non pas garantie par une procédure, et compte tenu des conséquences potentielles de la présence de ces protections, l'incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Fessenheim 1

Mauvaise position d'une vanne sur le réacteur 1. Le 8 décembre, au cours d'une vérification des circuits hydrauliques, l'exploitant a trouvé une vanne en position ouverte, alors qu'elle aurait dû être bloquée en position fermée depuis le 8 novembre, date à laquelle elle a été manœuvrée la dernière fois. Cette vanne est située sur un circuit d'appoint du réacteur qui a pour fonction de maintenir la concentration en bore dans le circuit primaire. 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. En marche normale, ce circuit doit être fermé, pour éviter tout appoint d'eau imprévu susceptible de modifier la concentration en bore. Cette anomalie n'a pas eu de conséquence, deux autres vannes fermées empêchant toute arrivée d'eau. Cependant, la vérification effectuée après la manœuvre du 8 novembre n'ayant pas permis de détecter cette anomalie, l'incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 1

Indisponibilité des deux lignes du circuit d'eau brute secourue. Le 21 février 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement à 60 % de sa puissance, les deux lignes du circuit d'eau brute secourue (SEC) ont été rendues indisponibles. Le circuit SEC 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. C'est un circuit dit "de sauvegarde". Il est constitué de deux lignes redondantes, comportant chacune deux pompes et deux échangeurs. En situation accidentelle, le circuit d'eau brute peut être également utilisé pour réalimenter le réservoir d'eau de secours des générateurs de vapeur, dans le cas où les moyens de réalimentation normaux et de secours seraient indisponibles. Dans le cas présent, le cumul d'un coefficient de marée élevé et d'un fort vent a entraîné le colmatage par des détrit de l'aspiration des pompes alimentant le circuit d'eau brute ce qui a occasionné l'indisponibilité des deux lignes. Conformément aux règles générales d'exploitation, l'exploitant a effectué le repli du réacteur vers la puissance nulle afin que le réacteur soit dans un état sûr le temps de récupérer la disponibilité complète du circuit. De façon préventive, l'exploitant a également procédé au nettoyage des grilles d'aspiration des pompes analogues des autres réacteurs du site. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Cependant en raison d'une défaillance commune à deux lignes redondantes, il est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 2

Perte de la réfrigération de la piscine du bâtiment combustible sur le réacteur. Le 25 octobre 1996, alors que le réacteur était à l'arrêt pour maintenance, remplacement des générateurs de vapeur et rechargement en combustible, le refroidissement de la piscine de stockage du combustible du bâtiment combustible a été interrompu pendant une dizaine de minutes. Cette piscine a deux fonctions. D'une part, elle reçoit l'ensemble des assemblages du cœur du réacteur pendant les arrêts pour rechargement, d'autre part, elle sert au stockage des assemblages usés, dans l'attente de leur envoi dans une usine de retraitement. Durant la période

de stockage, qui peut atteindre plusieurs années, les assemblages usés perdent une grande partie de leur réactivité et de leur puissance résiduelle. Le refroidissement de cette piscine est nécessaire pour évacuer la puissance résiduelle dégagée par les éléments combustibles présents. Le circuit qui assure ce refroidissement est constitué de deux voies, comportant chacune une pompe et un échangeur. Lorsque le combustible est dans la piscine, une pompe doit toujours être en fonctionnement. Dans le cas présent, un basculement inapproprié des sources externes d'alimentation électrique du réacteur a entraîné, par le jeu normal des protections automatiques, l'arrêt de la pompe. Cet arrêt a été détecté immédiatement par les agents de conduite qui ont remis en marche la pompe. L'arrêt du refroidissement a duré dix minutes environ et n'a entraîné aucune élévation de température de la piscine. Néanmoins, la mauvaise préparation de cette intervention de basculement de sources électriques a révélé une lacune dans la culture de sûreté. De ce fait, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 3

Indisponibilité de la réserve d'eau à haute concentration de bore en raison de la confusion entre le réacteur 3 et le réacteur 4. Le 03 mai 1996, alors que le réacteur 3 était en puissance et le réacteur 4 à l'arrêt pour rechargement, un agent de terrain a confondu les 2 installations et a ajouté du bore dans le système d'injection de sécurité à forte concentration en bore du réacteur 3. Cette erreur a entraîné une concentration supérieure à la limite maximale fixée par les spécifications techniques. 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 en fonctionnement normal la réaction nucléaire. Par ailleurs, en cas d'accident, des quantités supplémentaires d'eau borée - stockées dans plusieurs réservoirs - sont introduites dans le circuit primaire, pour étouffer rapidement la réaction nucléaire. La concentration en bore de ces réservoirs est mesurée régulièrement, notamment à chaque appoint ou dilution pour s'assurer qu'elle reste à la fois supérieure à la concentration minimale requise et en deçà du seuil de début de cristallisation. Dans le cas présent, l'exploitant procédait à la constitution de la réserve d'eau borée du circuit d'injection de sécurité du réacteur 4 et à une légère dilution sur le réservoir du réacteur 3, dont la concentration en bore approchait de la limite maximale admissible. L'erreur de l'agent n'a pas été identifiée immédiatement ni par le personnel de conduite du réacteur 4, ni par celui du réacteur 3. En outre, l'analyse chimique qui devait faire suite à l'opération de dilution n'a été lancée que 10 heures après. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté, l'appoint en bore étant insuffisant pour obtenir un début de cristallisation. Plusieurs incidents ont été déclarés sur la centrale nucléaire de GRAVELINES en raison d'erreurs humaines entraînant l'indisponibilité d'un matériel ou d'une fonction requis dans l'état du réacteur. En raison de la découverte tardive du problème et du caractère répétitif de ce type d'événement, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 4

Blocage d'une grappe de commande. Le 22 décembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté le blocage d'une grappe de commande à la remontée. Ce blocage était dû à la fusion d'un fusible sur une alimentation électrique. 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. Pour pouvoir arrêter rapidement le réacteur en cas de nécessité, il convient de maintenir certaines grappes à un niveau suffisant, fixé par les spécifications techniques, d'une part pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire, d'autre part pour assurer une bonne répartition du flux de neutrons. La réparation nécessaire au déblocage de la grappe ayant duré plus longtemps que prévu, l'exploitant a alors effectué une baisse de la puissance du réacteur conformément aux spécifications techniques d'exploitation (STE). Mais le niveau requis de puissance (70 %) a été atteint au bout de 2h30 alors que les STE donnent un délai maximum de 2 heures. Ce dépassement a été découvert par l'exploitant le 16 janvier après analyse détaillée des conditions de cet incident. Cet incident n'a pas eu de conséquence réelle sur la sûreté car la situation de blocage d'une grappe est prise en compte dans les études de conception du réacteur. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 4

Arrêt de la réfrigération de la piscine du bâtiment combustible à la suite d'une erreur humaine. Le 20 avril 1996, une erreur de préparation d'une intervention a interrompu pendant 20 minutes le refroidissement de la piscine contenant les éléments combustibles du réacteur 4 qui venaient d'être déchargés. La piscine de stockage du combustible a deux fonctions. D'une part, elle reçoit l'ensemble des assemblages du cœur du réacteur pendant les arrêts pour rechargement, d'autre part, elle sert au stockage des assemblages usés dans l'attente de leur envoi vers une usine de 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 est très importante dans les premiers jours qui suivent le déchargement du combustible. Des dispo-

sitions particulières sont prévues durant cette période pour assurer le refroidissement maximal et continu de la piscine de stockage, notamment la disponibilité entière de son circuit de refroidissement. Ces mesures font l'objet d'une information préalable du personnel de conduite, pour l'amener à exercer sa vigilance à ce sujet. Durant cette période délicate, a été programmée une opération de contrôle, préalable à une intervention de maintenance, qui était de nature à rendre indisponibles certains matériels nécessaires au refroidissement des assemblages combustibles. La vigilance du personnel de conduite aurait dû permettre de déceler, dès la préparation de l'intervention, cette mise en indisponibilité, ce qui n'a pas été le cas. Le défaut de réfrigération a été néanmoins détecté rapidement et l'installation remise en conformité. Deux événements similaires se sont produits dans les mêmes installations les 15 février (réacteur 3) et 28 mars (réacteur 4). Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'exploitation, cependant, en raison du manque de culture sûreté et du caractère répétitif de l'événement, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 4

— **Surinsertion de grappes de commande.** Le 7 juin 1996, 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 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 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 quelques minutes au maximum. Une injection de bore a eu lieu immédiatement. Cependant, cette borication a été réalisée selon le mode "normal" au lieu du mode "direct", ce qui retarde son action. Les grappes sont ainsi restées quatorze minutes en dessous de la limite autorisée. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. En raison du non-respect de la conduite à tenir en cas de sortie des limites et conditions d'exploitation, détecté lors d'une analyse effectuée ultérieurement, et de la répétition d'un événement déjà survenu sur le parc, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 5

Dépassement de la vitesse de la montée en puissance du réacteur 5. Le 7 décembre 1996, alors que le réacteur était en phase de redémarrage à 20 % 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 après un rechargement ou toute manipulation du combustible. La pente maximale enregistrée a été de 6 % PN/h sur 1 heure. 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 a utilisé de manière incorrecte le système qui limite la vitesse de montée en puissance du réacteur, malgré une sensibilisation à cette phase de pilotage consécutive à un incident de même origine sur le réacteur 6 le 29 juin 1996. L'exploitant a stabilisé la puissance du cœur à l'aide des grappes de contrôle et a remis en conformité le système de régulation de la turbine ; compte tenu du faible niveau de puissance du réacteur et de la durée limitée du dépassement, cet incident n'a pas eu de conséquence du point de vue de la sûreté. Cependant, en raison de la transgression de documents d'exploitation, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 6

— **Indisponibilité de la turbopompe d'un système de sauvegarde.** Le 24 février 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que la vanne de réglage de la turbopompe du circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur n'était pas en position dite "de protection automatique". Le circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (circuit ASG) fournit, en cas de défaillance de l'alimentation principale, l'eau nécessaire au refroidissement du réacteur. Il comporte trois pompes indépendantes. Deux d'entre elles sont des pompes classiques, entraînées par des moteurs électriques. La troisième est une turbopompe entraînée par une petite turbine actionnée par de la vapeur prélevée sur les générateurs de vapeur. Cette turbopompe est munie d'une vanne de réglage qui permet sa régulation si sa vitesse devient excessive (protection automatique). En situation accidentelle, la turbopompe aurait pu démarrer mais sa protection automatique n'aurait pas fonctionné : en cas de vitesse excessive, la turbopompe aurait été inutilisable. Cette anomalie n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation car la turbopompe n'a pas été sollicitée. Cependant, en raison de l'indisponibilité d'un système de sauvegarde, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Gravelines 6

Dépassement de la vitesse de la montée en puissance du réacteur. Le 29 juin 1996, alors que le réacteur 6 était en phase de redémarrage, à 20 % de puissance nominale (PN), l'exploitant a effectué une montée en puissance avec une vitesse de 6 % pendant 1 heure environ (avec une pointe de 14 % de PN à l'heure pendant 20 minutes), alors que les spécifications techniques d'exploitation interdisent, après un rechargement ou toute manipulation de combustible, de dépasser 3 % par heure. 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'équipe de conduite a utilisé un système de montée en puissance de la turbine différent de celui indiqué dans la procédure. Cette opérateur a conduit à une montée en puissance dans le cœur supérieure aux 3 % par heure requis par les spécifications techniques d'exploitation. L'opérateur a rapidement stabilisé la puissance du cœur, à l'aide des grappes de contrôle, et a remis en conformité le système de régulation de la turbine. Compte tenu du faible niveau de puissance du réacteur et de la durée limitée du dépassement, cet incident n'a pas eu de conséquence du point de vue de la sûreté. Compte tenu de la transgression sans justification de règles d'exploitation, cet incident a été déclaré au niveau 1 de l'échelle INES.

St-Laurent B1

Incidents sur le circuit d'injection de sécurité. Au cours de la réalisation d'un essai périodique sur le circuit d'injection de sécurité RIS, une légère fuite a été constatée sur le joint d'un capteur de pression. Le système RIS (Injection de Sécurité), constitué de deux voies redondantes et de réservoirs sous pression appelés accumulateurs, assure les deux fonctions principales suivantes : - la fourniture de l'eau de refroidissement au cœur du réacteur, en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire, afin de limiter la température de la gaine du combustible et d'éviter une dégradation inacceptable du cœur, - l'injection, le plus rapidement possible, d'acide borique concentré, en cas d'accident de rupture de tuyauterie vapeur, pour compenser l'insertion de réactivité dans le cœur due au refroidissement incontrôlé du modérateur. La fuite, stoppée par la fermeture d'une vanne, a entraîné une baisse de niveau du réservoir d'acide borique concentré. Le volume résiduel de l'acide borique concentré étant inférieur à la valeur exigée, l'exploitant a entrepris le repli du réacteur vers l'état requis par les spécifications techniques d'exploitation. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté. En raison de la défaillance du matériel il a été classé au niveau 0 de l'échelle INES. Alors que l'état de repli n'avait pas encore été atteint, les opérations de réparation de la fuite et de reconstitution du volume d'acide borique ont été engagées. Pour que les opérateurs puissent intervenir en toute sécurité sur la section de circuit concernée, différentes vannes motorisées ont été maintenues fermées, ce qui a rendu indisponible partiellement la fonction d'injection de sécurité pendant 1h40mn, alors qu'elle était encore requise. Dès la détection de l'écart et après analyse du problème, le circuit a été remis en conformité dans les meilleurs délais. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

St-Laurent B2

Rejet incontrôlé de 100 litres d'eau borée contaminée. Le 18 mai 1996, alors que le réacteur était en fin d'arrêt pour rechargement, un défaut d'étanchéité de la cuve de rétention de la bache PTR a provoqué une fuite à l'extérieur de 100 litres d'eau borée contaminée. La bache PTR est un réservoir de stockage contenant un volume utile de 1600 m³ d'eau borée, destinée au remplissage des compartiments des piscines de désactivation. En dehors des périodes de renouvellement de combustible, ce réservoir est plein ; il sert de réserve d'eau pour les circuits de sauvegarde (injection de sécurité et aspersion de l'enceinte) et d'alimentation de secours de différents circuits du réacteur. En cas de fuite ou de rupture de ce réservoir, son contenu peut être recueilli en totalité dans la cuve de rétention associée. Lors du remplissage de la bache PTR, l'évent d'un capteur de niveau ayant été laissé par erreur en position ouverte, 130 m³ d'eau borée contaminée se sont écoulés dans la cuve de rétention. 100 litres de cette eau borée contaminée ont été rejetés au sol, à cause d'un défaut d'étanchéité de la cuve de rétention au voisinage du raccordement d'une canalisation. Les terres et graviers contaminés, situés dans la zone contrôlée, ont été retirés et mis en fût. La fuite a été stoppée par colmatage du défaut d'étanchéité. Le niveau des rejets est resté très inférieur aux limites autorisées et n'a eu de conséquence ni pour l'environnement ni pour les personnes. Cependant, en raison de la défaillance de deux lignes de défense, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Tricastin site

Rejet intempestif de liquides faiblement contaminés. Le 13 février 1996, l'exploitant a constaté une présence anormale de radioactivité lors du passage d'un camion, transportant une cuve, devant les balises de détection placées à la sortie du site de la centrale. Des recherches, immédiatement entreprises, ont permis de déterminer l'origine de la contamination. La cuve en cause, utilisée pour l'alimentation en eau d'un appareil de nettoyage haute pression, avait été remplie le 5 février au moyen d'un tuyau contaminé par de l'eau radioactive. Environ 1,5 mètres cubes de cette eau avaient été rejetés le même jour dans un réseau d'eaux pluviales. Cet incident a entraîné un rejet dans l'environnement de l'ordre de 1,4 mégabecquerels. Cette valeur correspond à un millionième de l'autorisation annuelle de rejet de la centrale. Cet incident n'a pas eu de

conséquence sur la sûreté des installations, ni sur la santé du chauffeur du camion et des populations locales. Il est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Tricastin 1

Indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée. Le 22 janvier, alors que le réacteur était en puissance, 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 par ce circuit d'appoint, 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 inappropriée d'une vanne manuelle de ce circuit, empêchant ainsi les pompes d'envoyer l'eau borée vers le circuit primaire. Dès la découverte de l'incident, le circuit a été remis en service. 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 eu aucune conséquence du point de vue de la sûreté. Des incidents analogues étaient déjà survenus sur les réacteurs 1 et 2 de Tricastin, les 23 juin 1995 et 11 avril 1994. Compte tenu de la mauvaise prise en compte du retour d'expérience de ces deux autres incidents, celui-ci est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 1

Chute d'un objet au fond de la piscine de stockage du combustible du Réacteur. Le vendredi 4 octobre 1996 à 11h30, une plaque métallique, d'un poids de 5 Kg environ, est tombée au fond de la piscine de stockage du combustible, sans causer de dégât à cette piscine. La piscine de stockage du combustible a deux fonctions. D'une part, elle reçoit l'ensemble des assemblages du cœur du réacteur pendant les arrêts pour rechargement, d'autre part, elle sert au stockage des assemblages usés dans l'attente de leur envoi vers une usine de traitement. Les grappes de commande y sont également stockées. Les grappes de commande sont des groupes de tiges solidaires, mobiles, contenant une matière absorbant les neutrons qui, suivant leur insertion dans le cœur du réacteur, permettent de contrôler la réaction nucléaire. Une société de services effectuait une opération de démantèlement de grappes usagées, afin de les conditionner pour leur stockage provisoire. Cette opération avait fait l'objet au préalable de recommandation de l'Autorité de Sûreté à l'exploitant relative au risque de chute éventuelle d'objets lourds dans cette piscine. C'est au cours d'une phase de manutention qu'une plaque métallique, constituant un élément de rechange de l'outillage de démantèlement utilisé, est tombée au bord de la piscine. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de la répétition d'un incident du même type qui s'est produit le 31 janvier 1994, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 2

Indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée. Le 23 février 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement normal, 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 par ce circuit d'appoint, 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 inappropriée d'une vanne manuelle de ce circuit, empêchant ainsi les pompes d'envoyer l'eau borée vers le circuit primaire. Dès la découverte de l'incident, le circuit a été remis en service. 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. Des incidents analogues étaient déjà survenus sur les réacteurs 2 le 11 avril 1994, 1 le 23 juin 1995 et 3 le 22 janvier 1996. Compte tenu de la mauvaise prise en compte du retour d'expérience de ces trois autres incidents, celui-ci est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 2

Vannes d'isolement de l'enceinte trouvées ouvertes sur le réacteur. Le 19 octobre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que trois vannes participant à l'étanchéité de l'enceinte de confinement étaient ouvertes, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation dans cet état du réacteur. L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'environnement (la première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire). Elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De ce fait, son étanchéité est particulièrement surveillée. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des

vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obturer chacune des canalisations lorsque cela est nécessaire. Les trois vannes, installées sur des tuyauteries de petit diamètre (entre 5 et 10mm), ne faisaient pas l'objet des mêmes précautions que les autres vannes d'isolement de l'enceinte. En particulier, les procédures d'exploitation adoptées ne les mentionnaient pas. Ces trois vannes ont été immédiatement refermées. La détection de cette anomalie fait suite à une information communiquée par la centrale de St Laurent des Eaux, qui a amené l'exploitant du site du Tricastin à procéder à des vérifications sur les quatre réacteurs du site. Seul le réacteur 2 était concerné par cette anomalie. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation et sur l'environnement. Néanmoins, en raison de l'utilisation de procédures inadéquates, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Tricastin 3 et 4

Réalisation incomplète des essais périodiques relatifs au système d'injection de sécurité. Le 26 avril 1996, à l'occasion d'essais périodiques réalisés sur le réacteur 4, à l'arrêt pour rechargement du combustible, l'exploitant a constaté que, dans certaines situations, la pression de fonctionnement des pompes haute pression du système d'injection de sécurité était inférieure au minimum exigé par les règles générales d'exploitation. Le circuit d'injection de sécurité permet, 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. Il est constitué de deux voies redondantes comprenant chacune une pompe d'injection basse pression et une pompe d'injection haute pression. Lors de l'essai de périodicité bisannuelle, réalisé sur le réacteur 4, les intervenants ont constaté que la pression minimum, garantissant le bon fonctionnement des 2 pompes haute pression, n'était pas atteinte dans toutes les situations. La vérification de ce critère de pression minimum est demandée depuis 1990. Par suite d'une rédaction inappropriée de la procédure d'essai et d'une mauvaise interprétation répétée des résultats d'essai, le critère n'a pas été correctement vérifié jusqu'en 1996. Le réglage du positionnement de certaines vannes sur le circuit d'injection de sécurité a permis de corriger cette anomalie au cours de l'arrêt du réacteur 4. L'exploitant a en outre évalué la situation des pompes identiques équipant les trois autres réacteurs du site. Cette analyse montre que ce critère de pression minimum n'est pas respecté sur le réacteur 3, actuellement en fonctionnement. La remise en conformité ne peut s'effectuer qu'en état d'arrêt du réacteur. L'exploitant a communiqué à l'autorité de sûreté un document justifiant que les conséquences de l'anomalie sur le fonctionnement des pompes d'injection de sécurité sont acceptables et ne remettent pas en cause le maintien en puissance du réacteur 3 jusqu'au prochain arrêt pour rechargement du combustible. En raison de l'utilisation d'une procédure inadéquate et de lacunes dans la culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 3

Décalage du diagramme de pilotage du réacteur 3. Le 13 août, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté, au cours d'un contrôle périodique, une anomalie sur un des paramètres définissant le "diagramme de pilotage" du réacteur. 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 spécifications techniques d'exploitation définissent, au moyen d'un "diagramme de pilotage", des limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le cœur. Au cours du fonctionnement du réacteur, l'usure progressive du combustible modifie la répartition du flux de neutrons dans le cœur. Par conséquent, les paramètres servant à définir ce diagramme doivent être périodiquement actualisés, notamment à l'occasion des mesures mensuelles de flux neutronique. Le 24 juillet 1996, une erreur de saisie informatique a entraîné un décalage des limites du diagramme, et, par voie de conséquence, un décalage de certains seuils de protection automatique du réacteur. Cette anomalie n'a été mise en évidence que le 13 août. L'exploitant a aussitôt remis le diagramme de pilotage en conformité. Cette erreur n'a pas eu de conséquence directe sur la sûreté et l'exploitant a vérifié que, du 24 juillet au 13 août, les paramètres de fonctionnement du réacteur étaient restés à l'intérieur du diagramme de pilotage, tel qu'il aurait dû être défini. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation du réacteur, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Tricastin 3

Rupture d'un disque de protection du réservoir de décharge du pressuriseur du réacteur. Le lundi 23 septembre 1996 à 22h30, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement en combustible, l'un des deux disques de protection du réservoir de décharge du pressuriseur a éclaté accidentellement. Lorsque le réacteur fonctionne, ce réservoir, situé dans le bâtiment réacteur, sert à condenser une éventuelle décharge de vapeur issue du circuit primaire. Après l'arrêt du réacteur, alors que tout le combustible nucléaire est évacué afin de réaliser les opérations de maintenance, ce réservoir est ventilé en air afin d'évacuer une radioactivité gazeuse résiduelle. Le 23 septembre, une augmentation de pression mal contrôlée a entraîné la rupture de l'un de ses disques de protection. Un agent d'une société prestataire, qui travaillait dans cette zone, a été commotionné. Il a été transporté à l'hôpital de Montélimar pour observation. Le résultat des contrôles de

contamination radioactive sur cet agent et sur l'ensemble des agents présents sur les lieux n'a pas révélé de contamination. Une inspection de l'Autorité de Sûreté a été réalisée le 25 septembre afin d'apprécier les circonstances de cet incident. Elle a montré que des dysfonctionnements de matériels, accompagnés de lacunes de contrôle, en sont les causes déterminantes. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Dans l'attente d'investigations complémentaires, il est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Tricastin 4

Indisponibilité de la protection incendie sur le réacteur. Le 12 février 1996, alors que le réacteur était à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible, l'exploitant a découvert l'indisponibilité, durant le cycle de fonctionnement précédent, du système de protection des pompes du circuit primaire contre un incendie éventuel. Trois pompes primaires assurent la circulation de l'eau dans le circuit primaire et donc le refroidissement du cœur. La protection contre l'incendie du moteur de ces pompes est assurée par un système d'extinction à eau pulvérisée alimentée par un réservoir d'eau situé dans un local distinct des pompes (système JPI). En ultime secours, les rampes de pulvérisation de ce système JPI peuvent, par commande à distance depuis la salle de commande, être alimentées par le circuit de protection incendie du bâtiment du réacteur relié au circuit d'incendie du site. Le 12 février, il a été constaté que le bouchon de l'évent de chacun des réservoirs d'eau servant à la protection incendie des pompes primaires n'avait pas été remis en place à la suite d'une intervention effectuée pendant l'arrêt pour rechargement du réacteur survenu en 1995. L'absence de ce bouchon rend indisponible le fonctionnement du système JPI. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. En effet, la procédure d'ultime secours d'alimentation du système JPI par le circuit d'incendie du site pouvait être mise en œuvre pour assurer la protection incendie des pompes primaires. Cette anomalie ayant déjà été mise en évidence en septembre 1995 sur un autre réacteur du site, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin 4

Vidange mal contrôlée du circuit primaire. Le 12 février 1996, alors que le réacteur était à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis deux jours, une perturbation de la vidange et de la mesure de niveau d'eau du circuit primaire a été constatée lors de la vidange de ce circuit. Après l'arrêt du réacteur, l'exploitant est amené à vidanger partiellement le circuit primaire afin d'atteindre un niveau d'eau permettant le démontage du couvercle de la cuve du réacteur pour effectuer le déchargement du combustible. Pendant cette vidange, le niveau et la température de l'eau primaire ainsi que le fonctionnement des pompes de refroidissement à l'arrêt du combustible doivent être surveillés attentivement pour détecter toute anomalie pouvant compromettre le refroidissement du cœur du réacteur. Le 12 février, pendant la vidange du circuit primaire, une vanne a été, par erreur, laissée ouverte. Ceci a entraîné une perturbation de la vidange et de la mesure du niveau d'eau du circuit primaire. Dès la découverte de cette erreur, la vanne a été refermée et un appoint d'eau préventif a été effectué afin de remonter le niveau dans le circuit primaire et retrouver une mesure de niveau stable. Lors de cet incident, le niveau d'eau dans le circuit primaire est resté au-dessus du niveau minimum requis et le fonctionnement de la pompe de refroidissement e service n'a pas été affecté. Cet événement n'a donc pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Une inspection de l'Autorité de sûreté nucléaire le 21 février 1996 a été consacrée à l'examen des circonstances de cet incident qui est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Tricastin 4

Arrêt automatique du réacteur en phase de démarrage. Le samedi 16 mars, alors que le réacteur était en phase d'essais de redémarrage, les opérateurs ont provoqué l'arrêt automatique du réacteur en remontant un certain nombre de grappes de commande. 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 par ce circuit d'appoint, 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. Le 16 mars, une alarme signalant la position basse de certaines grappes de commande - spécifique à la configuration d'essai - s'est déclenchée. Une mauvaise interprétation de cette alarme a conduit l'opérateur à relever les grappes de commande, ce qui a provoqué une légère augmentation de la puissance nucléaire. Le seuil de puissance provoquant l'arrêt automatique du réacteur, volontairement abaissé lors de ces phases d'essai, a donc été rapidement atteint, provoquant ainsi la chute des barres de commande. Cet incident n'a eu aucune incidence pour la sûreté car l'ensemble des systèmes ou matériels sollicités par l'ordre d'arrêt automatique a fonctionné correctement. Cependant, en raison d'un manque de culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Tricastin ?

Desserrage d'un écrou assurant la liaison entre le moteur et une pompe d'injection de sécurité haute pression. Le 18 juillet, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté, au cours d'un essai périodique, un niveau de vibration anormal sur l'une des trois pompes d'injection de sécurité haute pression. Le circuit d'injection de sécurité permet, 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. Compte tenu du niveau de vibration observé, l'exploitant a considéré le matériel comme inapte à assurer sa fonction. Les investigations menées ont révélé qu'un écrou destiné à assurer la liaison entre le moteur et la pompe était desserré. Normalement, le serrage de l'écrou doit être garanti par une pièce mécanique appelée "rondelle frein"; l'anomalie résulte d'une mauvaise maintenance des matériels, consistant à utiliser la rondelle frein au delà de sa limite d'usure, faute de pièce de rechange adaptée. Un constat similaire sur une des pompes du réacteur 2 avait été fait au mois de juin, pendant l'arrêt pour rechargement en combustible, programmé du 25 mai au 7 juillet 1996. Le contrôle des deux autres pompes de ce réacteur n'avait pas révélé d'anomalie identique. L'exploitant a établi un programme de contrôle et de remise en conformité des pompes des trois autres réacteurs, qui doit s'achever le 6 août. Cette anomalie n'a pas eu de conséquence directe vis à vis de la sûreté, deux pompes étant encore disponibles, en cas de nécessité. Toutefois, en raison d'une mauvaise pratique de maintenance susceptible d'affecter plusieurs pompes équipant un système de sauvegarde, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

RÉACTEURS DE 1300 MWE (Classement alphabétique)

Divers sites

Centrales de Belleville, Cattenom, Golfech : non vérification des temps d'ouverture de vannes lors des essais bimestriels. Le 13 juin, l'exploitant de Belleville a détecté que, depuis 1 an, il n'avait pas vérifié, lors des essais bimestriels, le temps d'ouverture des vannes réglantes de la ligne de décharge de la vapeur à l'atmosphère. Sur la ligne d'extraction de la vapeur de chacun des 4 générateurs, une ligne de décharge à l'atmosphère, munie d'une vanne d'isolement et d'une vanne réglante, sert à l'évacuation de la puissance générée en arrêt à chaud. Les nouvelles règles générales d'exploitation imposent pour certains sites de vérifier le temps d'ouverture des vannes réglantes. Ce point n'était pas repris dans les règles relatives aux essais de vérification de bonne ouverture des vannes. Ces règles sont utilisées sur plusieurs sites de 1300 MW. En plus de Belleville, la centrale de Cattenom n'avait pas réalisé cette mesure depuis le dernier arrêt de chacun des réacteurs et la centrale de Golfech depuis l'automne 1995. Les essais ont été repris et les temps d'ouverture des vannes réglantes ont été vérifiés. Les résultats sont conformes aux valeurs attendues sauf pour une vanne de Cattenom remise en état. Les règles d'essais ont été mises en conformité avec les Règles Générales d'Exploitation. Cet incident n'a pas eu de conséquence ni sur le personnel, ni sur l'environnement. En raison du mode commun touchant les 4 lignes de décharge de plusieurs réacteurs, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Réacteurs 20/9/96

Mauvais fonctionnement des grappes de commande (réacteurs de 1300 MWe). Blocage d'une grappe de commande lors d'arrêts de réacteurs à Belleville et Paluel. Le 6 avril 1996, alors que le réacteur 1 de Belleville était en puissance, une grappe de commande (sur les 65 qui équipent ce type de réacteurs) est restée bloquée en position haute, lors d'un arrêt automatique du réacteur provoqué par le non-respect d'une procédure d'essai périodique. Pour contrôler la réaction 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. Dans le cas présent, lors d'un essai bimensuel de manoeuvrabilité des grappes de commande, une grappe a été, par erreur, introduite trop profondément dans le cœur. Dans cette configuration anormale des grappes de commande, le système de surveillance de répartition du flux neutronique a détecté une anomalie et a déclenché l'arrêt automatique du réacteur. Au cours de cet arrêt automatique, une grappe est restée bloquée en position haute, au lieu de chuter. La réaction nucléaire a été néanmoins étouffée, car une telle anomalie a été prévue à la conception du système d'arrêt automatique du réacteur. Lors des essais de chute de grappes effectués par l'exploitant après l'incident, afin d'identifier l'origine du blocage, l'anomalie ne s'est pas reproduite. Un incident similaire, de blocage d'une grappe de commande lors d'une séquence d'arrêt d'urgence, a déjà eu lieu sur le réacteur 3 de Paluel, le 14 octobre 1995. Toutefois, contrairement à l'incident de Belleville, l'arrêt d'urgence de Paluel n'était pas requis du point de vue de la sûreté. L'origine de ces deux cas de blocage à caractère fugitif reste à ce jour inconnue. En particulier, l'expertise du mécanisme de la grappe de commande de Paluel, confiée à un prestataire chez lequel la DSIN a effectué une visite de surveillance le 20 mars 1996, n'a pas permis d'identifier les causes du blocage. Une surveillance du bon fonctionnement des grappes de commande du réacteur 1 de Belleville a été mise en place par l'exploitant afin de détecter, de manière précoce, tout signe précurseur d'un

éventuel blocage. Par ailleurs, le mécanisme de commande de la grappe incriminée sera démonté et expertisé dès le prochain arrêt pour rechargement qui aura lieu en octobre 1996. En complément, la DSIN a demandé à l'exploitant, le 25 avril 1996, de lui proposer un programme renforcé d'essais et de contrôles de la bonne manœuvrabilité de toutes les grappes, notamment lors des arrêts automatiques, et de l'informer des investigations menées pour déterminer les causes des blocages de grappe à caractère fugitif, tels que ceux survenus à Belleville et Paluel. En raison de la défaillance d'un système de sauvegarde, au moment où il était requis pour la sûreté du réacteur, l'incident de Belleville, dans un premier temps classé au niveau 1 de l'échelle INES, a été reclassé par le directeur de la sûreté des installations nucléaires à niveau 2. **Autres anomalies affectant les grappes de commande.** D'autres anomalies affectant les grappes et se traduisant par des déplacements incontrôlés de celles-ci (chutes partielles ou déplacements insuffisants lors de manœuvres) ont été constatées sur le site de Belleville, ainsi que sur ceux de Cattenom, Flamanville, Golfech, Nogent-sur-Seine et Saint-Alban en 1995 et 1996. Des anomalies de même type, mais provenant de problèmes techniques différents, étaient également apparues en Corée, sur la centrale de Kori en 1994 et en Chine, sur la centrale de Daya Bay en 1995. Concernant ces anomalies à caractère récurrent, les investigations menées par l'exploitant conduisent à mettre en cause le fonctionnement des mécanismes de commande qui équipent les grappes des réacteurs de 1300 MWe. La DSIN veille à ce que l'exploitant lance, dans des délais acceptables, les actions appropriées pour éliminer cette cause identifiée de dysfonctionnement des grappes, notamment le remplacement des mécanismes de commande défectueux.

Belleville 1

Arrêt automatique du réacteur . Le 4 janvier 1996 alors que le réacteur était en puissance, l'interruption de l'alimentation électrique des mécanismes de grappes, à la suite d'une erreur humaine, a entraîné la chute des grappes de commande et l'arrêt automatique du réacteur. En cas d'anomalie nécessitant l'arrêt d'urgence du réacteur, l'alimentation électrique des mécanismes de grappes est automatiquement coupée, ce qui entraîne la chute de toutes les grappes de commande dans le cœur afin de stopper la réaction en chaîne. Au cours d'une opération de maintenance programmée, l'opérateur a coupé par erreur les alimentations électriques des mécanismes de grappes. Prise en compte insuffisante d'un incident similaire survenu le 22 août 1994 sur ce site, caractéristique d'une défaillance dans la culture de sûreté.

Belleville 1

Blocage d'une grappe de commande lors d'un arrêt automatique provoqué par une erreur d'insertion de grappe au cours d'un essai périodique du réacteur. Le 6 avril, lors d'un essai périodique de manœuvrabilité des grappes de commande, une grappe a été introduite trop bas dans le cœur. Cette configuration anormale a entraîné l'arrêt automatique du réacteur ; en effet, pour maîtriser la réaction nucléaire, 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. - introduire les grappes qui contiennent des matériaux absorbant les neutrons. Lors de cet arrêt automatique, une grappe est restée bloquée en position haute ; les études de sûreté prenant en compte l'éventuel blocage d'une grappe, la réaction nucléaire a néanmoins été étouffée. Lors des essais consécutifs à cet incident, la barre incriminée s'est comportée normalement, ce qui n'a pas permis d'identifier la cause de l'incident. Un suivi en service particulier est mis en œuvre ; le mécanisme de commande de cette grappe sera expertisé lors du prochain arrêt. En raison d'une dégradation partielle d'un dispositif de sûreté lors d'une action de sécurité courante, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES. Un incident similaire ayant eu lieu en octobre 1995 sur Paluel 3 et d'autres anomalies de chute de grappes ayant été constatées sur les sites de Cattenom, Nogent-sur-Seine et Saint-Alban, l'Autorité de Sûreté a réitéré sa demande à l'exploitant d'identifier et de lui faire connaître les causes de ces dysfonctionnements et de mettre en œuvre les actions correctives qui s'imposent.

Suite :

Blocage d'une grappe de commande lors d'un arrêt automatique provoqué lors d'un essai périodique du réacteur 1 . : Le 6 avril 1996, alors que le réacteur 1 de Belleville était en puissance, une grappe de commande (sur les 65 qui équipent ce type de réacteur) est restée bloquée en position haute, lors d'un arrêt automatique du réacteur provoqué par le non-respect d'une procédure d'essai périodique. 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. Dans le cas présent, lors d'un essai bimensuel de manœuvrabilité des grappes de commande, une grappe a été, par erreur, introduite trop profondément dans le cœur. Dans cette configuration anormale des grappes de commande, le système de surveillance de répartition du flux neutronique a détecté une anomalie et a déclenché l'arrêt automatique du réacteur. Au cours de cet arrêt automatique, une grappe est restée bloquée en position haute, au lieu de chuter. La réaction nucléaire a été néanmoins étouffée, car une telle anomalie a été prévue à la conception du système d'arrêt automatique du réacteur. Lors des essais de chute de grappes effectués par l'exploitant après l'incident, afin d'identifier

l'origine du blocage, l'anomalie ne s'est pas reproduite. Un incident similaire de blocage d'une grappe de commande lors d'une séquence d'arrêt d'urgence a déjà eu lieu sur le réacteur de Paluel le 14 octobre 1995. Toutefois, contrairement à l'incident de Belleville, le système de protection du réacteur n'était pas requis du point de vue de la sûreté dans le cadre de l'incident de Paluel. L'origine de ces deux cas de blocage à caractère fugitif reste à ce jour inconnue. En particulier, l'expertise du mécanisme de la grappe de commande de Paluel, confiée à un prestataire chez lequel la DSIN a effectué une visite de surveillance le 20 mars 1996, n'a pas permis d'identifier les causes du blocage. Une surveillance du bon fonctionnement des grappes de commande du réacteur 1 de Belleville a été mise en place par l'exploitant afin de détecter, de manière précoce, tout signe précurseur d'un éventuel blocage. Par ailleurs, le mécanisme de commande de la grappe incriminée sera démonté et expertisé dès le prochain arrêt pour rechargement qui aura lieu en octobre 1996. En complément, la DSIN a demandé à l'exploitant, le 25 avril 1996, de lui proposer un programme renforcé d'essais et de contrôles, permettant de s'assurer de la bonne manœuvrabilité de toutes les grappes du parc, notamment lors des arrêts automatiques, et de l'informer de ses investigations menées pour déterminer les causes des blocages de grappes à caractère fugitif, tels que ceux survenus à Belleville et Paluel. En raison de la défaillance d'un système de sauvegarde, au moment où il était requis pour la sûreté du réacteur, l'incident de Belleville, dans un premier temps classé au niveau 1 de l'échelle INES, a été reclassé par le directeur de la sûreté des installations nucléaires au niveau 2. Par ailleurs, d'autres anomalies affectant la manœuvrabilité des grappes parmi lesquelles des blocages de grappes sur les sites de Nogent-sur-Seine (réacteur 1 et 2) et Saint Alban réacteur 2 en 1995 et également en Corée, sur la centrale de Kori 5 en 1984. Concernant ces anomalies à caractère récurrent, les investigations rapidement menées par EDF conduisent à mettre en cause le fonctionnement des mécanismes de commande qui équipent les grappes des réacteurs de 1300MWe. EDF a lancé des actions pour éliminer cette cause identifiée de dysfonctionnement des grappes, notamment le remplacement des mécanismes de commande défectueux. Il élargit ses investigations par un réexamen des événements antérieurs ayant affecté les grappes. La DSIN s'assurera du bien-fondé de ces actions et veillera à leur mise en place dans des délais acceptables.

Suite bis:

Blocage d'une grappe de commande lors d'un essai périodique de manœuvrabilité.

Le 6 avril, alors que le réacteur était en fonctionnement, une grappe de commande (sur les 65 qui équipent ce type de réacteur) est restée bloquée en position haute lors d'un arrêt d'urgence du réacteur. En raison de la défaillance d'un système de sauvegarde, au moment où il était requis pour la sûreté du réacteur, cet incident, dans un premier temps classé au niveau 1 de l'échelle INES, a été reclassé par le Directeur de la sûreté des installations nucléaires au niveau 2. Une surveillance renforcée du fonctionnement des grappes de commande du réacteur de Belleville a été mise en place par l'exploitant, afin de détecter tout signe précurseur de blocage ; cette surveillance renforcée comportait : - la mise en place d'une instrumentation permanente sur la grappe ; - la réalisation d'essais périodiques plus nombreux. Le 27 juillet, lors d'un essai programmé dans le cadre de cette surveillance renforcée, la grappe de commande déjà incriminée dans l'incident du 6 avril est restée bloquée en position haute. L'exploitant analyse actuellement les enregistrements fournis par l'instrumentation. L'exploitant a décidé l'arrêt du réacteur pour procéder au remplacement de la grappe défaillante, sans attendre l'arrêt pour rechargement d'octobre prochain. La grappe et son mécanisme vont être expertisés. En temps que telle, la défaillance du 27 juillet, mise en évidence lors d'un essai, relève d'un classement au niveau 1 de l'échelle INES. Mais il convient d'analyser cet incident dans le prolongement de l'incident du 6 avril reclassé au niveau 2, affectant la même grappe de commande sur le même réacteur.

RAPPEL DE L'INCIDENT DU 6 AVRIL 1996 Alors que le réacteur 1 de Belleville était en puissance, une grappe de commande (sur les 65 qui équipent ce type de réacteur) est restée bloquée en position haute, lors d'un arrêt automatique du réacteur provoqué par le non-respect d'une procédure d'essai périodique. 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. Dans le cas présent, lors d'un essai bimensuel de manœuvrabilité des grappes de commande, une grappe a été, par erreur, introduite trop profondément dans le cœur. Dans cette configuration anormale des grappes de commande, le système de surveillance de répartition du flux neutronique a détecté une anomalie et a déclenché l'arrêt automatique du réacteur. Au cours de cet arrêt automatique, une grappe est restée bloquée en position haute, au lieu de chuter. La réaction nucléaire a été néanmoins étouffée, car une telle anomalie a été prévue à la conception du système d'arrêt automatique du réacteur. Lors des essais de chute de grappes effectués par l'exploitant après l'incident, afin d'identifier l'origine du blocage, l'anomalie ne s'est pas reproduite. Un incident similaire de blocage d'une grappe de commande lors d'une séquence d'arrêt d'urgence a déjà eu lieu sur le réacteur de Paluel le 14 octobre 1995. Toutefois, contrairement à l'incident de Belleville, le système de protection du réacteur n'était pas requis du point de vue de la sûreté dans le cadre de l'incident de Paluel. L'origine de ces deux cas de blocage à caractère fu-

gitif reste à ce jour inconnue. En particulier, l'expertise du mécanisme de la grappe de commande de Paluel, confiée à un prestataire chez lequel la DSIN a effectué une visite de surveillance le 20 mars 1996, n'a pas permis d'identifier les causes du blocage. Une surveillance du bon fonctionnement des grappes de commande du réacteur 1 de Belleville a été mis en place par l'exploitant afin de détecter, de manière précoce, tout signe précurseur d'un éventuel blocage. Par ailleurs, le mécanisme de commande de la grappe incriminée sera démonté et expertisé dès le prochain arrêt pour rechargement qui aura lieu en octobre 1996. En complément, la DSIN a demandé à l'exploitant, le 25 avril 1996, de lui proposer un programme renforcé d'essais et de contrôles, permettant de s'assurer de la bonne manœuvrabilité de toutes les grappes du parc, notamment lors des arrêts automatiques, et de l'informer de ses investigations menées pour déterminer les causes des blocages de grappes à caractère fugitif, tels que ceux survenus à Belleville et Paluel. En raison de la défaillance d'un système de sauvegarde, au moment où il était requis pour la sûreté du réacteur, l'incident de Belleville, dans un premier temps classé au niveau 1 de l'Échelle INES, a été reclassé par le directeur de la sûreté des installations nucléaires au niveau 2. Par ailleurs, d'autres anomalies affectant la manœuvrabilité des grappes parmi lesquelles des blocages de grappes sur les sites de Nogent-sur-Seine (réacteur 1 et 2) et Saint Alban réacteur 2 en 1995 et également en Corée, sur la centrale de Kori 5 en 1984. Concernant ces anomalies à caractère récurrent, les investigations rapidement menées par EDF conduisent à mettre en cause le fonctionnement des mécanismes de commande qui équipent les grappes des réacteurs de 1300MWe. EDF a lancé des actions pour éliminer cette cause identifiée de dysfonctionnement des grappes, notamment le remplacement des mécanismes de commande défectueux. Il élargit ses investigations par un réexamen des événements antérieurs ayant affecté les grappes. La DSIN s'assurera du bien-fondé de ces actions et veillera à leur mise en place dans des délais acceptables.

Belleville 1

Procédure d'essai non conforme aux spécifications techniques sur le réacteur. Le 8 novembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a procédé à l'essai d'une alarme de mesure de niveau d'eau de la piscine de stockage du combustible, essai prohibé dans la situation considérée du réacteur. La piscine de stockage du combustible a deux fonctions : - elle reçoit l'ensemble des assemblages du cœur du réacteur pendant les arrêts pour rechargement ; - elle sert au stockage des assemblages usés, dans l'attente de leur envoi vers une usine de retraitement. Durant cette période, qui peut atteindre plusieurs années, les assemblages usés perdent une grande partie de leur radioactivité et de leur puissance résiduelle, évacuée grâce au refroidissement de la piscine. Les vérifications régulières du bon fonctionnement des capteurs installés dans la piscine de stockage du combustible pour mesurer le niveau d'eau, ne doivent être faites que quand aucun matériel n'est indisponible. Cette contrainte n'a pas été respectées : la vérification a été effectuée alors que deux échangeurs de chaleur du circuit de refroidissement, qui en comporte quatre, étaient en cours de nettoyage. En raison du non respect des spécifications techniques et compte tenu qu'un incident similaire s'est déjà produit sur le site le 23 mars 1996, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Belleville 1

Dépose de la cloison séparant les deux compartiments de la piscine du réacteur 1, alors que la vanne de transfert vers la piscine du bâtiment combustible était restée ouverte. Le 21 novembre dans la piscine du bâtiment réacteur, il a été procédé à la dépose de la cloison amovible - appelée batardeau -, située entre le compartiment de la cuve et le compartiment de stockage des équipements internes de la cuve, alors qu'une vanne du tube de transfert était en position ouverte, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. La piscine du bâtiment réacteur est composée du compartiment de la cuve et du compartiment de stockage des équipements internes de la cuve. Ces deux compartiments sont séparés par un batardeau qui permet de les remplir et de les vider indépendamment l'un de l'autre. La piscine du bâtiment réacteur communique avec la piscine du bâtiment combustible par l'intermédiaire d'un tube de transfert, par lequel passent les éléments combustibles. En dehors des phases de manutention, le tube de transfert est fermé par une vanne. La piscine du bâtiment combustible comprend la zone de transfert et la piscine de stockage du combustible, également séparées l'une de l'autre par un batardeau. En cas de défaillance de ce deuxième batardeau, une partie de l'eau de la piscine du bâtiment combustible se serait déversée dans la piscine du réacteur par la vanne restée ouverte, provoquant un risque de dénoyage du combustible stocké. Un incident identique avait eu lieu le 8 mars 1996 sur le réacteur 2 de Belleville ; les actions correctives mises en place par l'exploitant n'ont pas été respectées. En raison des lacunes dans la culture de sûreté de l'exploitant, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Belleville 1

Indisponibilité du boremètre sur le réacteur 1 à l'arrêt pour rechargement. Le lundi 26 novembre, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement, une des deux voies du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) a été interrompue pour des opérations de maintenance. Le boremètre qui était en ligne sur la voie interrompue n'a pas été transféré sur la voie en fonctionnement. Le boremètre est un système de mesure en continu de la concentration en bore. Le bore est un corps ayant 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. L'anomalie n'a pas été détectée, ce qui aurait permis de pallier l'indisponibilité du boremètre par des mesures manuelles régulières. La situation a été rétablie 24h plus tard, lors de la remise en service des deux voies de refroidissement du réacteur à l'arrêt. En raison de l'absence de détection de cette anomalie, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Belleville 1

Ouverture d'une soupape de protection du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt lors du redémarrage du réacteur 1. Le 28 décembre, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, une soupape de protection du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) s'est ouverte. Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation et un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des assemblages combustibles présents dans le cœur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes et protégé contre les surpressions par quatre soupapes. Ces soupapes assurent également la protection du circuit primaire contre les surpressions lorsque le circuit RRA lui est connecté. Lors du redémarrage du réacteur, alors que l'exploitant devait pressuriser le circuit primaire jusqu'à 3 bars, les quatre capteurs de pression situés sur les deux voies du circuit RRA sont restés isolés du circuit à cause d'une erreur de déconsignation. L'exploitant a ainsi disposé d'informations erronées sur la pression du circuit. Celle-ci a augmenté à son insu et a provoqué l'ouverture d'une des quatre soupapes de protection du circuit à 35,5 bars. L'exploitant a immédiatement dépressurisé le circuit et rendu disponibles les capteurs de pression. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement, l'eau évacuée par la soupape étant recueillie par un ballon prévu à cet effet, lui-même situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement. En raison du cumul d'indisponibilités des quatre capteurs de pression du circuit de refroidissement du réacteur, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Belleville 1 et 2

Centrale de Belleville : non-vérification des temps d'ouverture de vannes lors des essais bimestriels. Depuis 1 ans l'exploitant n'a pas vérifié, lors des essais bimestriels, le temps d'ouverture des vannes réglantes de la ligne de décharge de la vapeur à l'atmosphère. Sur la ligne d'extraction de la vapeur de chacun des 4 générateurs, une ligne de décharge à l'atmosphère, munie d'une vanne d'isolement et d'une vanne réglante, sert à l'évacuation de la puissance générée en arrêt à chaud. Les Règles Générales d'Exploitation imposent de vérifier le temps d'ouverture des vannes réglantes. Ce point n'était par repris dans les gammes correspondant aux essais. L'exploitant a détecté cet oubli le 13 juin 1996 lors de la ventilation des gammes concernées. Les essais ont été repris et le temps d'ouverture de la vanne réglante a été vérifié. Les résultats sont conformes aux valeurs attendues. Les gammes d'essais ont été mises en conformité avec les Règles Générales d'Exploitation. Cet incident n'a pas eu de conséquence ni sur le personnel, ni sur l'environnement. En raison du mode commun touchant les 4 lignes de décharge des 2 tranches, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Belleville 2

Arrêt automatique du réacteur 2 provoqué par la chute intempestive d'une grappe de commande. Le 7 septembre 1996 à 20 heures, alors que le réacteur était en fonctionnement à puissance nominale, la chute intempestive d'une grappe de commande a provoqué l'arrêt automatique du réacteur. Les grappes de commande contiennent des matériaux absorbants les neutrons. En les insérant ou en les retirant du cœur, l'exploitant peut contrôler la réaction nucléaire. En cas de nécessité, la chute des grappes de commande permet d'arrêter immédiatement la réaction nucléaire. Chaque grappe est manœuvrée par un mécanisme qui permet de la soulever, de l'insérer pas à pas dans le cœur ou de la lâcher instantanément en cas d'urgence. Après l'arrêt automatique, l'exploitant a remis l'installation dans un état sûr. Puis il a réalisé des investigations pour déterminer l'origine de ce dysfonctionnement. Il a ensuite décidé de remplacer le mécanisme de commande incriminé, ce qui implique de mettre le réacteur à l'arrêt pour une durée d'au moins trois semaines. L'origine de l'incident n'est pas connue à ce jour ; le mécanisme sera expertisé, afin de rechercher la cause de l'incident. Compte tenu du bon fonctionnement des protections du réacteur en cas de chute d'une grappe de commande, cet incident est classé au niveau 0 de l'échelle INES. Cet incident doit être rapproché de ceux qui ont mis en cause la manœuvrabilité des grappes de réacteurs de 1300 MWe, à Cattenom, Nogent, Saint-Alban, Belleville et Paluel. Certains de ces incidents mettaient en cause une vis du mécanisme de commande (Saint-Alban 2, Nogent 1). L'origine des autres n'est pas encore élucidée et ces derniers ont d'ailleurs fait l'objet d'un reclassement par la DSIN au niveau 2 de l'échelle INES en juillet. En outre, le 27 juillet, un incident de niveau 1 mettait en cause une grappe de commande du réacteur 1 de Belleville (voir Magnuc du 2 août) ; le mécanisme a été remplacé lors d'un arrêt en août ; les investigations sur l'origine de cet incident se poursuivent également.

Cattenom 1

Blocage pendant 2h50 d'une alarme requise sur le réacteur. Le 22 août, alors que le réacteur était en phase de redémarrage après un arrêt pour renouvellement du combustible, l'alarme haut flux élevé à l'arrêt, requise par les spécifications techniques d'exploitation, a été bloquée pour éviter son déclenchement intempestif. L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le cœur du réacteur pour pou-

voir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela de moyens de mesure, appelés chaînes de mesure de puissance du réacteur, auxquelles sont associées des alarmes. Lors du redémarrage, l'équipe de conduite a bloqué l'alarme haut flux élevé à l'arrêt, alors qu'elle aurait dû faire modifier les seuils des chaînes de mesure de puissance. Il n'a pas été tenu compte du fait que, dans cet état du réacteur, cette alarme est requise par les spécifications techniques d'exploitation ; en outre, la procédure qui fixe les modalités d'inhibition de ce type d'alarme n'a pas été respectée. Lorsque cette anomalie a été découverte, 2h50 plus tard, l'alarme a aussitôt été débloquée. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté car d'autres alarmes étaient disponibles. En raison d'un manque de culture de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Cattenom 2

Non-respect de la conduite à tenir lors d'insertions excessives de grappes de commande du réacteur. Le 27 décembre 1995, certaines grappes de commande du réacteur se sont insérées automatiquement dans le cœur à un niveau inférieur à la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation, et la conduite à tenir n'a pas été respectée. 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 du réacteur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté. Or, lors de certaines variations rapides de puissance, les grappes de commande s'insèrent automatiquement et descendent en dessous de la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation. A la suite d'incidents portant sur des insertions excessives de grappes, notamment l'incident de niveau 2 survenu à Tricastin en 1994, le site de Cattenom avait élaboré une fiche d'alarme demandant aux opérateurs d'ajouter du bore au bout de 8 minutes de dépassement de la limite, afin d'être certains que le réacteur revienne rapidement dans des conditions sûres. Or, l'équipe de conduite a décidé "à chaud" de ne pas engager cette opération, au vu de son analyse du fonctionnement du réacteur. Les grappes sont remontées automatiquement au bout de deux minutes supplémentaires. L'analyse a posteriori a montré que, dans ce cas, la conduite retenue n'avait pas changé le délai de remontée des grappes et n'avait donc pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Cet événement, examiné par l'Autorité de sûreté lors d'une inspection réalisée le 1er février 1996, a été déclaré comme incident par l'exploitant le 9 février. Cette inspection avait également mis en évidence que plusieurs événements du même type s'étaient produits sur le site en 1995. En raison de son caractère répétitif, révélateur d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES par l'Autorité de sûreté nucléaire.

Cattenom 3

Accident du travail mortel lors de travaux de maintenance sur le réacteur 3. Le 03 octobre à 12h00, lors de travaux de maintenance, pendant l'arrêt du réacteur pour rechargement, un employé de la société sous-traitante Heckett-Multiserv a été grièvement brûlé par une fuite d'eau bouillante. Cette fuite a été provoquée par la rupture d'un flexible sur un camion citerne contenant de l'eau bouillante distillée, non radioactive, destinée à diverses interventions de maintenance et de tests. L'employé a succombé à ses blessures dans la nuit du 14 au 15 octobre. Il s'agit d'un accident du travail, survenu dans la partie non nucléaire de l'installation ; à ce titre il ne fait pas l'objet d'un classement dans l'échelle INES.

Cattenom 3

Montée en puissance trop rapide du réacteur. Le 4 novembre, alors que le réacteur était en phase de redémarrage après arrêt pour rechargement, l'exploitant a réalisé une montée en puissance trop rapide, ce qui est contraire aux exigences des spécifications techniques d'exploitation (STE). Afin de ne pas dégrader les gaines des crayons combustibles, la puissance du cœur ne doit pas être augmentée trop rapidement au cours du redémarrage du réacteur faisant suite à un rechargement. Le personnel d'exploitation et d'encadrement n'a pas détecté ce non respect des STE lors de la remontée en puissance ; il a été découvert le lendemain par l'ingénieur sûreté. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison du non respect des STE, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Cattenom 3 et 4

Mauvais réglage d'un nouveau système de protection sur les réacteurs 3 et 4. Le 7 novembre, alors que le réacteur 3 était en fonctionnement, l'exploitant a constaté, au cours d'un contrôle périodique, une erreur de programmation d'un nouveau dispositif de sûreté destiné à empêcher toute diminution de la concentration en bore du circuit primaire dans certaines configurations. Le bore est un corps ayant 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 5 novembre, une erreur d'interprétation de la procédure utilisée pour la mise en place du nouveau système de protection a conduit à une programmation

erronée du système, qui aurait retardé son action automatique en cas de sollicitation. Cette anomalie a été mise en évidence le 7 novembre. A la suite de cette découverte, des contrôles ont été réalisés sur les autres réacteurs du site, qui ont révélé que la même erreur avait été commise sur le réacteur 4, après le dernier arrêt pour rechargement. L'exploitant a procédé aux corrections nécessaires. Cette erreur n'a pas eu de conséquence sur la sûreté, l'ensemble des autres systèmes de protection fonctionnant normalement. Cependant, en raison de la dégradation d'une fonction de sûreté sur deux réacteurs, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cattenom 4

Perte partielle d'alimentation électrique lors d'un essai périodique sur le réacteur. Le 10 février, alors que le réacteur était à 30 % de puissance, un essai périodique d'un groupe électrogène de secours a entraîné une perte partielle d'alimentation électrique. Chaque réacteur à eau sous pression est équipé de deux lignes électriques extérieures en provenance du réseau national, et de deux groupes électrogènes de secours à moteur diesel. Un essai périodique prévu sur chaque groupe électrogène consiste notamment à réalimenter certains circuits à partir du groupe après coupure volontaire d'une alimentation externe. Or, la défaillance matérielle d'un disjoncteur n'a pas permis le transfert d'alimentation de la ligne électrique extérieure vers le groupe électrogène. Cet incident s'était déjà produit à trois reprises sur ce réacteur, en septembre 1994, puis en octobre et décembre 1995. Les investigations sur le matériel en cause n'ont jusqu'à présent pas permis de définir l'origine de la défaillance. A la suite de l'incident, de nouveaux essais ont été réalisés et se sont avérés satisfaisants. Compte tenu de l'alimentation du réacteur par la deuxième ligne extérieure, et du fonctionnement correct des circuits de secours, cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de sa répétitivité, il est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cattenom 4

Procédure inadéquate ayant engendré une indisponibilité du circuit de contournement de la turbine. Le 11 avril, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que le circuit de contournement de la turbine avait été rendu volontairement indisponible, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Le circuit de contournement de la turbine détourne dans le condenseur tout ou partie de la vapeur alimentant le groupe turbo alternateur, lorsqu'il est nécessaire d'abaisser rapidement la puissance de ce dernier. Le 11 avril, afin de procéder à une modification des paramètres de réglage du circuit de contournement de la turbine, l'exploitant a verrouillé le système de commande de ce circuit, ce qui l'a rendu indisponible. Or, depuis la réalisation de modifications sur le réacteur, les nouvelles spécifications techniques d'exploitation interdisent de rendre volontairement ce circuit indisponible. Dès la découverte de l'anomalie, qui a duré environ 30 minutes, l'exploitant a remis le circuit en conformité. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté du réacteur, notamment du fait de la faible durée de l'anomalie. Cependant, en raison du non-respect dans la procédure d'intervention de l'évolution des spécifications techniques d'exploitation, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Cattenom 4

Découverte d'un morceau de plastique dans le puisard d'une des 2 voies du circuit de recirculation. Le 19 mai, alors que le réacteur était en arrêt pour rechargement, l'exploitant a constaté la présence d'un morceau de vinyle d'une surface d'un mètre carré environ, fixé au fond d'un puisard sur l'une des 2 voies du circuit de recirculation prévu pour être utilisé en cas d'accident. 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, soit être réinjectée dans le circuit primaire via le système d'injection de sécurité (RIS), soit servir à diminuer la pression et la température de l'enceinte de confinement via le système d'aspersion (EAS). En cas de brèche, le morceau de vinyle aurait pu se détacher du fond du puisard, être aspiré dans le circuit de recirculation, et provoquer l'obstruction partielle de circuits de sauvegarde (RIS/EAS). L'anomalie a été détectée alors que l'exploitant s'assurait de l'état de propreté des puisards, dans le cadre d'un contrôle programmé. Elle résulte d'une déficience, lors d'un arrêt antérieur du réacteur, dans le contrôle de l'état de propreté à la suite de travaux. L'exploitant a aussitôt retiré le morceau de vinyle et procédé au contrôle du puisard de l'autre voie qui n'a rien révélé d'anormal. L'autre voie ayant toujours été disponible, l'incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Une inspection sera prochainement réalisée par l'Autorité de Sûreté pour obtenir des précisions complémentaires sur cet incident. En raison du risque de perte d'une des deux voies du circuit de recirculation, l'incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Cattenom 4

Blocage d'une alarme requise pour réaliser une intervention de maintenance sur le réacteur. Le 14 juin, alors que le réacteur était à l'arrêt, l'alarme "haut flux élevé", requise par les spécifications techniques d'exploitation, a été bloquée pour réaliser une intervention de maintenance. 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 moyens de mesure, appelés chaînes de mesure de puissance du réacteur, auxquels sont associées des alarmes. Lors d'une intervention des automaticiens sur une chaîne

de mesure, l'alarme "haut flux élevé" a été bloquée alors qu'elle devait être disponible selon les spécifications techniques d'exploitation. Cette intervention est normalement réalisée dans un autre état du réacteur pendant lequel cette alarme n'est pas requise. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté car d'autres alarmes étaient disponibles. La réalisation d'une intervention dans un état de réacteur inapproprié a déjà fait l'objet d'un incident sur le réacteur 1 du site de Cattenom le 04 juillet 1995. En raison de sa répétition, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Flamanville 2

Interruption de la ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires, incompatible avec les manipulations de grappes en cours dans le bâtiment combustible. Réacteur 2. Le 19 septembre, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement, l'exploitant a mis en œuvre une procédure d'essai de la ventilation du bâtiment des auxiliaires impliquant l'arrêt de cette ventilation pendant 10mn, alors que des opérations de manutention de grappes de commande étaient en cours dans le bâtiment combustible. La ventilation est destinée à maintenir au niveau prescrit la concentration en rejets radioactifs de l'atmosphère du bâtiment des auxiliaires nucléaires ; quand elle est interrompue, il ne faut pas qu'interviennent de manière concomitante des rejets d'effluents radioactifs ou des manipulations de combustibles. En raison d'un défaut de coordination des opérations, cette prescription n'a pas été respectée ; l'anomalie a été découverte lors des vérifications effectuées a posteriori par l'exploitant. En raison d'une défaillance du processus d'assurance de la qualité, l'incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Golfech 1

Blocage en position fermée d'une vanne du circuit d'injection de sécurité sur le réacteur. Le 9 novembre, alors que le réacteur était totalement déchargé, l'exploitant a constaté, lors d'un essai périodique, qu'une vanne du circuit d'injection de sécurité était bloquée en position fermée. Le circuit d'injection de sécurité est un circuit de sauvegarde qui permet, par exemple en cas de 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. Ce blocage résulte d'une confusion de vannes. L'exploitant a injecté par erreur de l'eau sous haute pression dans la vanne du circuit d'injection de sécurité, lors d'un test d'étanchéité réalisé plusieurs jours auparavant. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison d'un défaut de culture de sûreté, il est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Golfech 2

Surinsertion d'un groupe de grappes de contrôle lors du redémarrage du réacteur. Le 15 février 1996, lors du redémarrage du réacteur à la suite d'un arrêt automatique, la montée en puissance s'est effectuée alors que certaines grappes de commande étaient insérées à un niveau inférieur à la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation. 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 du réacteur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté. Dans le cas présent, lors de l'arrêt automatique survenu le 14 février, un abaissement de la température du circuit primaire du réacteur avait entraîné automatiquement le maintien des grappes incriminées en position basse. Ne s'étant pas aperçu de cela, l'opérateur a conduit le redémarrage du réacteur dans cet état. Cet incident n'a cependant pas eu de conséquence réelle sur la sûreté car le système de protection du réacteur, susceptible d'utiliser ces barres, n'a pas été sollicité. Toutefois, en raison de la dégradation d'une fonction de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Nogent 1

Indisponibilités successives des groupes diesel électrogènes de secours. Le 31 décembre 1995 alors que le réacteur était en fonctionnement normal, un groupe diesel électrogène de secours a été rendu indisponible à l'issue d'un essai de matériel réalisé au cours d'une ronde de surveillance. Le diesel incriminé a été rendu indisponible par un essai sur un levier d'arrêt. Cet essai était dû à une mauvaise interprétation du libellé d'un contrôle supplémentaire ajouté quelques jours auparavant. L'action sur le levier d'arrêt a déclenché une alarme en salle de commande. Le diesel a alors été rendu de nouveau disponible en quelques minutes. Malgré la mise en œuvre de mesures d'information précisant en particulier la manœuvre à effectuer, le même incident s'est reproduit le 1er janvier 1996 sur l'autre groupe électrogène du réacteur. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. Lacunes dans la culture de sûreté (mise en œuvre incomplète du retour d'expérience à l'issue du premier incident).

Nogent 1

Accident du travail dans le bâtiment de stockage du combustible du réacteur. Le 6 février, la direction de la centrale de Nogent sur Seine a diffusé le communiqué suivant : "Un intervenant de la Société ATEA a été victime d'une chute dans le bâtiment combustible de l'Unité de production n°1, à 10h40 ce matin.

Cette personne était dans une nacelle pour réaliser des travaux de mécanique, lorsque l'un des câbles a cédé entraînant la chute de l'ensemble. Les secours internes ainsi que les pompiers et le SAMU, immédiatement prévenus, sont intervenus rapidement. Consciente, la victime présente des contusions multiples et a été évacuée vers l'infirmerie de la centrale pour effacer les légers points de contamination. Elle a été dirigée ensuite vers l'hôpital de Provins avec lequel le CNPE a une convention. Une expertise est en cours pour déterminer les raisons de cet événement." La DRIRE Champagne Ardenne a engagé sans délai une enquête. Cet événement se situe hors du champ d'application de l'échelle INES.

Nogent 1

Modification erronée de paramètres du système de protection du réacteur. Le 21 janvier, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté une anomalie du système de protection du réacteur. Le système de protection surveille les paramètres de fonctionnement du réacteur et provoque son arrêt automatique en cas de dépassement de certaines limites de sécurité, et en particulier d'un certain niveau de puissance nucléaire (flux neutronique). Certains paramètres de fonctionnement du réacteur doivent être périodiquement modifiés pour tenir compte de l'épuisement du combustible. C'est à ce titre que la température du fluide primaire a été normalement abaissée le 21 janvier. Mais cette modification n'a pas été prise en compte dans la procédure de réglage des mesures du flux neutronique. Dans cette situation, qui a duré quelques heures, le système de protection aurait provoqué l'arrêt automatique du réacteur à 111 % de sa puissance nominale au lieu des 106 % définis par les spécifications techniques d'exploitation. Après diagnostic, une correction des réglages a été immédiatement réalisée par les équipes de maintenance. Cet incident n'a pas eu de conséquence effective sur la sûreté du réacteur. Cependant, en raison de l'utilisation d'une procédure inadaptée, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Nogent 1

Sortie du domaine autorisé de fonctionnement en pression et température du réacteur. Le 15 février 1996, alors que le réacteur était en cours de refroidissement afin de préparer le déchargement du combustible, l'exploitant a constaté une baisse de la pression du fluide primaire. Le réacteur avait été arrêté la veille afin de procéder aux opérations annuelles de maintenance et rechargement en combustible. Lors des périodes d'arrêt, l'exploitant dispose de deux moyens complémentaires pour refroidir le réacteur : - le circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG), qui est utilisé immédiatement après l'arrêt de la réaction nucléaire ; - le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA), qui est mis en service un peu plus tard, lorsque les conditions de pression et température sont conformes aux spécifications techniques d'exploitation (STE). Le circuit ASG a pour fonction de fournir aux générateurs de vapeur l'eau nécessaire au refroidissement du réacteur. Il est alimenté par un réservoir qui doit contenir en permanence une quantité d'eau suffisante pour permettre de refroidir le circuit primaire jusqu'à ce que le circuit RRA puisse être utilisé. Le niveau du réservoir d'alimentation du circuit ASG est descendu en dessous du minimum requis par les STE. Aussitôt, l'exploitant a stabilisé le réacteur en pression et température afin de réduire la consommation d'eau du circuit ASG. A la suite de cette opération normale d'exploitation, l'exploitant a oublié de refermer la vanne de réglage de la pression du circuit primaire. Il a immédiatement identifié cet oubli par l'observation d'une baisse de cette pression en deçà du domaine autorisé. Il a alors refermé cette vanne et ramené la pression du circuit primaire dans le domaine autorisé. Cet incident n'a pas eu de conséquence réelle sur la sûreté du réacteur. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Nogent 1

Superposition intempestive de deux assemblages combustibles au cours du rechargement du réacteur. Le 23 mars, alors que le rechargement en combustible du réacteur était en cours, l'exploitant a superposé de façon intempestive deux assemblages combustibles lors d'opérations de manutention dans le bâtiment du combustible. Au cours des opérations de rechargement du réacteur en combustible, les assemblages sont transférés un par un, sous eau, entre la piscine du bâtiment du combustible et la cuve du réacteur. Au départ et à l'arrivée, la manutention des assemblages est assurée par des ponts roulants commandés par des opérateurs. Pour son transfert, l'assemblage est introduit dans un fourreau qui est unique et sert donc successivement, et dans les deux sens, pour tous les transferts. Le 23 mars, par suite d'une mauvaise application des procédures, un assemblage a été introduit dans le fourreau qui se trouvait dans la piscine du bâtiment du combustible, alors que le transfert de l'assemblage précédent vers le bâtiment du réacteur n'avait pas encore été effectué. Le fourreau contenait donc déjà un assemblage. Les dispositifs de contrôle et de surveillance équipant le pont de manutention ont averti l'opérateur de cette anomalie. Les opérations de manutention ont été stoppées. Les deux assemblages concernés ont été contrôlés : ils ne présentaient pas de traces d'endommagement. Ils ont ensuite été rechargés dans le réacteur de façon normale. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté des installations. Mais, du fait d'une mauvaise application des procédures et de la répétition d'incidents du même type sur le site caractéristiques d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Nogent 1 & 2

Incidents de blocage de grappes de commande sur les réacteurs de Nogent 1 et 2 et de Saint-Alban 2. Trois incidents de blocage d'une grappe de commande présentant de fortes analogies sont survenus sur les réacteurs de Nogent 2 le 31 juillet 1995, Saint Alban 2 le 25 août 1995 et Nogent 1 le 7 septembre 1995. Pour maîtriser la réaction nucléaires, les exploitants disposent 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 qui contiennent des matériaux absorbant les neutrons. Les réacteurs de 1300 MWe, catégorie à laquelle appartiennent ceux de Nogent et de Saint-Alban, comportent 65 grappes de commande. Elles doivent chuter rapidement sous l'effet de leur propre poids pour arrêter la réaction nucléaire en cas d'arrêt de sécurité. Par ailleurs, elles doivent respecter les manœuvres dans le cœur qui leur sont assignées par le contrôle commande du réacteur, afin de réguler la puissance du cœur. La position des grappes permet également de répartir le flux de neutrons issu de la réaction de telle sorte qu'il n'endommage pas les assemblages combustibles de sécurité ou bien perturber le flux et risquer d'endommager le cœur. Toutefois, les incidents survenus sur les réacteurs de Nogent et sur le réacteur 2 de Saint-Alban n'ont pas eu de conséquence sur la sûreté compte tenu du fait que les grappes incriminées, dites de régulation, ont une influence relativement faible sur le flux, que leur mauvais fonctionnement a été détecté très rapidement et que l'arrêt de sécurité n'a pas été sollicité. Les trois incidents ont été déclarés au niveau 0 de l'échelle INES. En raison de l'importance de ces matériels pour la sûreté des réacteurs, les mécanismes de commande des grappes de Nogent 1 et de Saint-Alban 2 ont été expertisés. Les premiers résultats, qui viennent d'être communiqués à l'Autorité de sûreté, indiquent qu'une vis de ces mécanismes s'est rompue. Le type des mécanismes incriminés est commun à la plupart des réacteurs de 1300 MWe. Les réacteurs de 900 MWe et certains de 1300 MWe, équipés de mécanismes de conception antérieure, ne semblent pas concernés par ce défaut. Les expertises se poursuivent afin de mieux connaître les phénomènes en jeu. Dans l'attente d'une solution définitive, Électricité de France a décidé de renforcer la surveillance en exploitation, en réalisant notamment des contrôles périodiques plus fréquents de bonne manœuvrabilité des grappes peu sollicitées en fonctionnement normal. De plus, Électricité de France développe de nouvelles méthodes de contrôle qui seront mises en œuvre durant les arrêts pour rechargement. La DSIN va demander prochainement à Électricité de France des précisions sur l'ensemble de ces actions.

Paluel 1

Défaillance du système de ventilation du bâtiment combustible du réacteur. Le 24 octobre, alors que le réacteur était en cours de redémarrage après un arrêt pour rechargement en combustible, l'exploitant a découvert que la ventilation du bâtiment combustible ne faisait plus passer tout l'air à travers les filtres à iode, à cause d'une modification réalisée un mois plus tôt. Le système de ventilation comprend des ventilateurs destinés à rejeter l'air à l'extérieur du bâtiment ainsi que des filtres qui, en cas d'accroissement accidentel de la quantité de substances radioactives, en limiteraient le rejet dans l'atmosphère. Lors d'une modification du système d'aspersion des filtres en cas d'incendie, une dérivation intempestive desdits filtres a été opérée ; en cas d'accident, le filtrage incomplet aurait provoqué le rejet à l'extérieur d'air contenant des substances radioactives. Ce phénomène résulte d'une procédure de modification inadaptée ; il avait déjà été observé un mois auparavant pour d'autres ventilations, et avait fait l'objet d'actions correctives. La ventilation du bâtiment combustible n'avait pas fait l'objet de ces mesures correctives, alors qu'elle le nécessitait également. L'exploitant s'en est rendu compte un mois plus tard après analyse exhaustive. En raison d'une dégradation d'un dispositif de sûreté, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel 3

Cumul d'indisponibilités de matériels importants pour la sûreté. Le 15 janvier, alors que le réacteur était en fonctionnement, un cumul d'indisponibilités de matériels importants pour la sûreté s'est produit, pendant une durée supérieure à celle permise par les spécifications techniques d'exploitation. Cette situation, due à un défaut de communication interne, a été découverte le lendemain. Les indisponibilités concernaient une pompe du circuit d'injection de sécurité et le système de surveillance atmosphérique du bâtiment du réacteur. Le circuit d'injection de sécurité, constitué de deux voies redondantes et de trois réservoirs sous pression, appelés accumulateurs, permet, en cas d'accident, par exemple une fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'introduire de l'eau boriquée sous haute pression afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Le système de surveillance atmosphérique permet de connaître les caractéristiques chimiques de l'atmosphère du bâtiment du réacteur et, si besoin est, de l'épurer. Le 15 janvier, une pompe d'injection de sécurité a été déclarée indisponible en raison de vibrations anormales. Mais l'information n'a pas été communiquée en temps utile à l'équipe chargée d'effectuer un essai périodique programmé rendant indisponible le système de surveillance atmosphérique. Les spécifications techniques d'exploitation prévoient en cas d'indisponibilité d'un seul des circuits mentionnés l'arrêt du réacteur dans un délai de 3 jours. Si le second circuit est également indisponible, ce délai est ramené à 24 heures ; il a été, ici, dépassé de 4 heures. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel 3

Anomalie de manœuvrabilité d'une grappe de commande. Entre le 14 et le 16 septembre 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement, une grappe de commande (sur les 65 qui équipent ce type de réacteur) a présenté des anomalies de manœuvrabilité mises en évidence par des indicateurs et alarmes en salle de commande. Pour contrôler la réaction nucléaire, 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, les grappes de commande contenant des matériaux absorbant les neutrons. La chute de ces grappes permet d'arrêter immédiatement la réaction nucléaire. Une chute inexplicable de la même grappe avait eu lieu le 10 mars 1996, et avait été classée au niveau 0 de l'échelle INES. A la suite de cet incident, la grappe en question avait été spécialement équipée pour enregistrer le courant des bobines et surveiller le fonctionnement du mécanisme. Ces instruments ont permis le diagnostic des anomalies de septembre. Par mesure de précaution, le réacteur 3 de Paluel fonctionne avec le groupe de grappes concerné complètement inséré, ce qui limite la puissance produite à 70 % de la puissance nominale. Le réacteur sera arrêté le 30 septembre 1996, notamment pour remplacer le mécanisme incriminé, qui sera expertisé. Cet incident n'ayant eu de conséquences ni sur la sûreté de l'installation, ni sur l'environnement, il est classé au niveau 0 de l'échelle INES. Cet incident est à rapprocher d'autres incidents concernant les grappes de commande des réacteurs de 1300 MWe, dont ceux de Paluel 3 le 14 octobre 1995 et de Belleville 1 le 6 avril 1996. Ils ont été présentés dans la revue Contrôle n°112 d'août 1996.

Paluel 3

Anomalie de fonctionnement de grappes. Le 17 octobre 1996, le réacteur étant à l'arrêt, 5 grappes de commande (sur les 65 qui équipent ce type de réacteur) ont présenté des anomalies lors d'un essai visant à vérifier leur bon fonctionnement. Pour maîtriser la réaction nucléaire, 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 qui contiennent des matériaux absorbant les neutrons. Avant de redémarrer le réacteur, l'exploitant réalise des essais pour vérifier le fonctionnement correct des grappes de commande. Un de ces essais consiste à s'assurer que les grappes chutent rapidement sous l'effet de leur propre poids, afin d'assurer efficacement les arrêts de sécurité. Au cours de cet essai, les grappes sont descendues en moins de 2 secondes, ce qui est conforme aux règles générales d'exploitation. Toutefois, après cette chute, 5 grappes n'ont pas atteint leur position de fin de course. Des investigations sont actuellement en cours sur : - la cause de ces anomalies, l'exploitant avançant l'hypothèse d'une déformation des assemblages combustibles ; - les conséquences que pourrait avoir sur la sûreté du réacteur la non-descente complète d'un nombre plus important de grappes. Une anomalie comparable était déjà intervenue en octobre 1995 à Nogent 1. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation ; il a été classé au niveau 0 de l'échelle INES. Cet incident, potentiellement générique, n'a pas la même origine que celui du 16 septembre 1996 concernant une autre grappe de commande de ce réacteur, qui a été remplacée pendant l'arrêt en cours. Une mise à jour de l'information sur l'ensemble des problèmes de grappes paraîtra au début du mois de novembre 1996 dans le n°114 de la revue Contrôle, ainsi que dans le bulletin Magnuc du 15 novembre 1996.

Paluel 4

Démarrage intempestif de l'injection de sécurité probablement à la suite d'un acte de malveillance. Un incident est survenu le 17 mai 1996 à 23h48 sur le réacteur 4, interrompant le processus de redémarrage de ce réacteur qui était en cours. L'injection de sécurité s'est mise en route sur la base d'une indication de défaut de pression primaire. Le circuit d'injection de sécurité permet, en cas d'accident, d'introduire de l'eau borée dans le réacteur afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Les investigations menées par l'exploitant ont mis en évidence que l'indication de défaut de pression primaire était erronée : deux capteurs ont été trouvés débranchés. L'exploitant a alors décidé de poursuivre ses investigations. Le 21 mai au soir, plusieurs autres capteurs avaient été trouvés débranchés sur différents circuits de la centrale qui sont tous des circuits importants pour la sûreté. Les investigations se poursuivent. Devant la présomption d'un acte de malveillance, la Direction du site a déposé une plainte auprès de la gendarmerie. Cet événement n'a pas eu de conséquence directe pour la sûreté grâce à la multiplicité des moyens de surveillance et de contrôle. La Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires a toutefois décidé : - de faire procéder le 24 mai à une inspection sur le site. - de demander à ses propres experts d'évaluer les conséquences potentielles sur la sûreté qu'auraient pu avoir ces dégradations. - de soumettre à nouveau à son autorisation la divergence du réacteur. Compte tenu de la présomption de malveillance sur des matériels importants pour la sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Paluel 4

Démarrage intempestif de l'injection de sécurité probablement à la suite d'un acte de malveillance. Un incident est survenu le 17 mai 1996 à 23h48 sur le réacteur 4, interrompant son processus de redémarrage. L'injection de sécurité s'est mise en fonction sur la base d'une indication de défaut de pression primaire. Le circuit d'injection de sécurité permet, en cas d'accident, d'introduire de l'eau borée dans le réac-

teur afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Les investigations menées par l'exploitant ont mis en évidence que l'indication de défaut de pression primaire était erronée : deux capteurs ont été trouvés débranchés. L'exploitant a alors décidé de poursuivre ses investigations. Le 21 mai au soir, plusieurs autres capteurs avaient été trouvés débranchés sur différents circuits de la centrale, tous importants pour la sûreté. Les investigations ont été achevées le 24 mai. Devant la présomption d'un acte de malveillance, la Direction du site a déposé une plainte auprès de la gendarmerie. Cet événement n'a pas eu de conséquence directe pour la sûreté grâce à la multiplicité des moyens de surveillance et de contrôle. Une inspection a été conduite le 24 mai sur le site par les représentants en région de l'Autorité de Sûreté Nucléaire (DRIRE HAUTE NORMANDIE). Elle a permis de vérifier la méthode mise en œuvre par l'exploitant afin de s'assurer de la bonne disposition de tous les organes ayant une fonction de sûreté. Par ailleurs, la DSIN a demandé à ses propres experts d'évaluer les conséquences potentielles sur la sûreté qu'auraient pu avoir ces dégradations. Au vu des résultats de ces deux démarches, le 29 mai, la DSIN a accordé l'autorisation de divergence du réacteur 4 de Paluel, tout en demandant à l'exploitant d'apporter à l'avenir une attention particulière à la vérification en salle de commande de la disponibilité des chaînes de mesure dans les phases de démarrage et de mise à l'arrêt. Compte tenu de la présomption de malveillance sur des matériels importants pour la sûreté, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Penly 2

Débit d'air à la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires du réacteur 2 inférieur au niveau requis pendant une durée supérieure à une heure. Le 26 décembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que le débit d'air à la cheminée du Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) était descendu en dessous du débit requis par les spécifications techniques d'exploitation. (180000 Nm³/h) Cette baisse de débit a été causée par le déclenchement automatique du circuit de ventilation principale (DVN), provoqué par le froid, et par le dysfonctionnement d'un circuit de chauffage associé. Le circuit DVN est un circuit de ventilation qui assure en fonctionnement normal le maintien des conditions ambiantes nécessaires pour le personnel et pour le bon fonctionnement des matériels du BAN. Les ventilateurs d'extraction de ce circuit assurent également le débit principal à la cheminée du BAN, qui collecte les rejets gazeux en provenance de divers bâtiments et du circuit de traitement des effluents gazeux. Le débit d'air à la cheminée du BAN doit permettre d'assurer une concentration suffisamment faible des produits radioactifs relâchés dans l'environnement. Les spécifications techniques d'exploitation admettent toutefois que ce débit puisse être inférieur au débit requis pendant une durée maximale d'une heure, à condition qu'il n'y ait aucun rejet d'effluent gazeux durant ce temps. Les actions de remise en service ont été immédiatement entreprises ; il n'y a pas eu de rejet d'effluents gazeux durant le dysfonctionnement du circuit DVN, mais le débit nominal n'a été rétabli qu'au bout d'1 h 25 mn. En raison d'un non respect des spécifications techniques d'exploitation et d'une dégradation de la fonction de confinement, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

St-Alban 1

Refroidissement excessif du local contenant les réservoirs d'acide borique. Le 20 février 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement normal, la défaillance d'un circuit de ventilation a entraîné une baisse de température dans le local des réservoirs de stockage d'acide borique. Lorsque cette température descend en dessous de 20°C, les spécifications techniques d'exploitation imposent d'arrêter le réacteur, ce qui n'a pas été fait ici. Mélangée au circuit primaire, la solution d'acide borique ainsi stockée permet de contrôler et, le cas échéant d'arrêter la réaction nucléaire. Le bore a, en effet, la propriété d'absorber les neutrons. La concentration en bore étant élevée dans ce mélange, la température ne doit pas descendre trop bas afin d'éviter la cristallisation de celui-ci. L'exploitant s'est assuré que la température dans les réservoirs de stockage d'acide borique restait supérieure au seuil de cristallisation. Cet incident n'a donc pas eu de conséquence sur la sûreté. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

St-Alban 1

Non respect de la conduite à tenir en cas d'indisponibilité d'un appareil de mesure utilisé pour le contrôle de la réactivité sur le réacteur. Le mercredi 12 juin 1996, alors que le réacteur était en arrêt programmé pour rechargement en combustible depuis le 7 juin 1996, l'exploitant n'a pas respecté la conduite à tenir en cas d'indisponibilité de l'appareil de mesure de la concentration en bore du circuit primaire, le bore-mètre. 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 en permanence par le bore-mètre. Le 12 juin 1996, la fermeture par erreur d'une vanne a entraîné l'indisponibilité du bore-mètre. Les spécifications techniques d'exploitation autorisent une indisponibilité du bore-mètre pendant 3 jours, sous réserve d'effectuer une mesure manuelle de la concentration en bore toutes les 4 heures. Cette mesure n'a été réalisée que 6 heures et 30 minutes après le début de l'indisponibilité du bore-mètre, qui n'a été détectée que tardivement par l'opérateur. Cette mesure n'a pas mis en évidence une concentration anormale. Le bore-mètre a été remis en service le 13 juin. Durant cette indisponibilité, l'exploitant

tant a toujours disposé d'un moyen redondant de mesure du flux des neutrons émis par le cœur du réacteur, et tous les moyens d'arrêter la réaction nucléaire sont restés disponibles. L'incident n'a donc eu aucune conséquence réelle sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison du non respect de la conduite à tenir, il a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

St-Alban 1



Indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée du réacteur : Le 12 juillet, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement en combustible, cœur chargé, l'exploitant a rendu indisponible le système d'appoint en eau borée du réacteur, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. A l'arrêt, afin de prévenir toute possibilité de redémarrage de la réaction nucléaire, des quantités supplémentaires de bore sont introduites dans le circuit primaire. Le bore est un corps ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire. Le circuit d'appoint en eau borée permet de contrôler et d'ajuster ces quantités, lorsque c'est nécessaire. Lors d'une opération normale, l'exploitant a oublié d'ouvrir une vanne de ce circuit, le rendant ainsi indisponible. Par ailleurs, lorsque le combustible est dans la cuve durant un état d'arrêt, des précautions particulières sont prises. Pour prévenir tout risque de dilution de l'eau borée du circuit primaire, il faut fermer, et condamner au moyen de cadenas, les circuits d'eau claire pouvant être mis en relation avec ce circuit. L'exploitant a constaté que deux des vannes des circuits d'eau claire, bien que fermées, n'avaient pas été condamnées. Le système d'injection de sécurité, qui permet l'introduction rapide d'eau borée en situation accidentelle, est cependant resté disponible. En outre, les dispositifs de mesure et d'alerte en continu de la concentration en bore du circuit primaire et du flux neutronique émis par le cœur sont également restés disponibles. Cet incident n'a donc pas eu de conséquence du point de vue de la sûreté. Cependant, en raison d'une défaillance dans l'organisation et d'un non respect des spécifications techniques d'exploitation, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

St-Alban 1

Ouverture d'une soupape de protection du circuit primaire. Le réacteur 1 est à l'arrêt pour rechargement en combustible et visite partielle depuis le 7 juin 1996. Le 18 juillet 1996, lors d'une phase de montée en température du circuit primaire, l'exploitant a constaté l'ouverture d'une des soupapes de protection de ce circuit. Pendant les phases d'arrêt et de redémarrage du réacteur, le circuit primaire est protégé par quatre soupapes. Le jour de l'incident, la fermeture par erreur d'une vanne du circuit de décharge du système de contrôle volumétrique et chimique a entraîné la montée en pression du circuit primaire. Le système de contrôle volumétrique et chimique a notamment pour fonction de maintenir dans le circuit primaire la quantité d'eau nécessaire au refroidissement du cœur. Cette régulation se fait par l'intermédiaire d'un circuit d'injection (charge) et de vidange (décharge). Cette anomalie n'a eu aucune conséquence vis à vis de la sûreté, car la protection du circuit primaire contre la surpression a été parfaitement assurée. Toutefois, l'analyse faite à posteriori des circonstances exactes de l'incident ayant mis en évidence des lacunes dans la culture de sûreté de l'exploitant, cet incident a été reclassé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

St-Alban 1 et 2



Blocage en position ouverte des vannes du circuit de refroidissement intermédiaire des réacteurs 1 et 2. Le mercredi 20 novembre, alors que le réacteur 2 était à l'arrêt pour rechargement depuis le 18 octobre 1996 et le réacteur 1 en fonctionnement, l'exploitant a découvert que des vannes du circuit de refroidissement intermédiaire (RRI) étaient bloquées en position ouvertes. Ces vannes, qui participent à l'étanchéité de l'enceinte de confinement, doivent pouvoir se refermer conformément aux spécifications techniques d'exploitation. L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le cœur de réacteur et l'environnement (la gaine du combustible et le circuit primaire constituent les deux premières barrières). Elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture de circuit primaire. De ce fait son étanchéité est particulièrement surveillée. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obturer chacune des canalisations lorsque cela est nécessaire. Le circuit de refroidissement intermédiaire permet de refroidir, en fonctionnement normal et en situation accidentelle, l'ensemble des matériels et fluides des systèmes auxiliaires et de sauvegarde du réacteur. Lors d'une vérification, l'exploitant a constaté une incohérence entre la procédure qui préconise le blocage des vannes en position ouverte et les exigences des spécifications techniques d'exploitation. Cette anomalie existe depuis 1988 pour le réacteur 2 et 1989 pour le réacteur 1. Dans cet état, en cas de rupture du circuit primaire, l'étanchéité de l'enceinte de confinement et le refroidissement du cœur auraient pu être compromis, les circuits non indispensables dans cette configuration étant refroidis au détriment des circuits requis. Cet incident n'a pas eu de conséquence réelle sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de la défaillance du processus d'assurance qualité entraînant la mise en œuvre d'une procédure inadéquate, il a été classé au niveau 1 de l'échelle Internationale des Événements Nucléaires INES.

St-Alban 2

Incidents de blocage de grappes de commande sur les réacteurs de Nogent 1 et 2 et de Saint-Alban 2. Trois incidents de blocage d'une grappe de commande présentant de fortes analogies sont survenus sur les réacteurs de Nogent 2 le 31 juillet 1995, Saint Alban 2 le 25 août 1995 et Nogent 1 le 7 septembre 1995. Pour maîtriser la réaction nucléaire, les exploitants disposent 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 qui contiennent des matériaux absorbant les neutrons. Les réacteurs de 1300 MWe, catégorie à laquelle appartiennent ceux de Nogent et de Saint-Alban, comportent 65 grappes de commande. Elles doivent chuter rapidement sous l'effet de leur propre poids pour arrêter la réaction nucléaire en cas d'arrêt de sécurité. Par ailleurs, elles doivent respecter les manœuvres dans le cœur qui leur sont assignées par le contrôle commande du réacteur, afin de réguler la puissance du cœur. La position des grappes permet également de répartir le flux de neutrons issu de la réaction de telle sorte qu'il n'endommage pas les assemblages combustibles. Le mauvais fonctionnement des grappes de commande peut ainsi retarder l'arrêt de sécurité ou bien perturber le flux et risquer d'endommager le cœur. Toutefois, les incidents survenus sur les réacteurs de Nogent et sur le réacteur 2 de Saint-Alban n'ont pas eu de conséquence sur la sûreté compte tenu du fait que les grappes incriminées, dites de régulation, ont une influence relativement faible sur le flux, que leur mauvais fonctionnement a été détecté très rapidement et que l'arrêt de sécurité n'a pas été sollicité. Les trois incidents ont été déclarés au niveau 0 de l'échelle INES. En raison de l'importance de ces matériels pour la sûreté des réacteurs, les mécanismes de commande des grappes de Nogent 1 et de Saint-Alban 2 ont été expertisés. Les premiers résultats, qui viennent d'être communiqués à l'Autorité de sûreté, indiquent qu'une vis de ces mécanismes s'est rompue. Le type des mécanismes incriminés est commun à la plupart des réacteurs de 1300 MWe. Les réacteurs de 900 MWe et certains de 1300 MWe, équipés de mécanismes de conception antérieure, ne semblent pas concernés par ce défaut. Les expertises se poursuivent afin de mieux connaître les phénomènes en jeu. Dans l'attente d'une solution définitive, Électricité de France a décidé de renforcer la surveillance en exploitation, en réalisant notamment des contrôles périodiques plus fréquents de bonne manœuvrabilité des grappes peu sollicitées en fonctionnement normal. De plus, Électricité de France développe de nouvelles méthodes de contrôle qui seront mises en œuvre durant les arrêts pour rechargement. La DSIN va demander prochainement à Électricité de France des précisions sur l'ensemble de ces actions.

St-Alban 2

Indisponibilité de deux systèmes de ventilation. Le 19 mars, alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a constaté les indisponibilités partielles mais simultanées de deux systèmes de ventilation, ETY et EDE, assurant en particulier le confinement du bâtiment du réacteur. La durée simultanée de ces indisponibilités a dépassé le délai autorisé par les spécifications techniques d'exploitation. Le bâtiment du réacteur est délimité par une double enceinte : une paroi extérieure en béton armé et une paroi intérieure en béton précontraint, séparées par un espace. Le système EDE assure en permanence le confinement, la reprise et la filtration des fuites de l'enceinte interne vers cet espace entre enceintes, avant rejet par la cheminée de ventilation. Il est constitué de trois circuits montés en parallèle. Deux de ces circuits, redondants, sont destinés à la ventilation et à la filtration de l'iode en cas d'accident. Un autre circuit, en service permanent, permet d'avoir la dépression requise à tout instant. Le système ETY assure, en fonctionnement normal, l'aspiration de l'atmosphère de l'enceinte interne du bâtiment du réacteur pour que le personnel puisse y accéder et permet d'ajuster la pression à l'intérieur de cette enceinte. En situation accidentelle, ce système a pour rôle de filtrer les gaz accumulés dans l'enceinte interne. Il comprend notamment deux circuits redondants équipés chacun de filtres à iode. Le 19 mars, la fermeture, par erreur, d'une vanne du système EDE a provoqué une dégradation de la dépression requise dans l'espace entre enceintes. Dans le même temps, la réalisation d'un essai du système de filtration d'un des deux circuits du système ETY a rendu indisponible ce circuit. L'exploitant ayant mal apprécié la situation, la concomitance de ces deux indisponibilités a duré 2 heures, alors qu'un délai de 1 heure seulement est autorisé par les spécifications techniques d'exploitation. Dès la découverte de cette anomalie, l'exploitant a procédé à la remise en configuration normale des systèmes ETY et EDE. Cet incident n'a provoqué aucun rejet d'air contaminé dans l'environnement. Il n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation, aucun événement aggravant n'étant survenu pendant cette période. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Saint-Alban 2

Connexion d'un circuit d'eau au circuit primaire du réacteur 2. Le 4 décembre, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement en combustible, l'exploitant a connecté un circuit d'appoint d'eau au circuit primaire principal, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation applicables dans cet état du réacteur. Afin de contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux : - introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en extraire. Ces grappes ont en effet la propriété d'absorber les neutrons ; - accroître ou diminuer la concentration en bore dans l'eau du circuit primaire, en y injectant un mélange d'eau et de bore par le circuit d'appoint. Ce circuit est muni de canalisations d'eau et de canalisations de bore. Lorsque le réacteur est à l'arrêt, les vannes des canalisations

d'eau doivent impérativement être fermées pour éviter tout risque de reprise de la réaction nucléaire dû à une injection d'eau pure. Le 4 décembre, l'exploitant a ouvert ces vannes pour procéder à un appoint dans le circuit primaire, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Cette erreur, attribuée à une mauvaise interprétation des procédures, s'était déjà produite sur le même réacteur le 20 octobre 1996. L'incident n'a pas eu de conséquence, la concentration en bore de l'eau injectée était conforme à la concentration requise pour le circuit primaire et les systèmes permettant de détecter une variation de la concentration en bore du circuit primaire et d'injecter, le cas échéant, de l'eau borée dans ce circuit, étaient aptes à assurer leur fonction. Cet incident, en raison du non respect des spécifications techniques d'exploitation et de son caractère répétitif est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

St-Alban 2

Indisponibilité d'un appareil de mesure utilisé pour le contrôle de la réactivité sur le réacteur 2.

Le 28 novembre 1996, alors que le réacteur était en arrêt programmé pour rechargement en combustible, la coupure par erreur d'une alimentation électrique a provoqué l'indisponibilité de l'appareil de mesure de la concentration en bore du circuit primaire, le 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 en permanence par le boremètre. Le 28 novembre, la coupure par erreur d'une alimentation électrique a entraîné la fermeture d'une vanne, rendant ainsi indisponible le boremètre. Cette indisponibilité génère en salle de commande une alarme qui n'a été prise en compte qu'environ trente minutes après son apparition alors qu'elle doit être traitée immédiatement. Durant cette indisponibilité, l'exploitant a toujours disposé d'un moyen redondant de mesure du flux des neutrons émis par le cœur du réacteur et de tous les moyens d'arrêter la réaction nucléaire. L'incident n'a donc eu aucune conséquence réelle sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de la répétition d'un incident déjà survenu sur le réacteur 1 le 12 juin 1996, il a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

REP 1450 MWe

Chooz B1

Mise en service involontaire du circuit d'aspersion dans l'enceinte du réacteur. Le 4 juillet 1996, alors que le réacteur était en cours d'essais de prédémarrage (sans réaction nucléaire), le circuit d'aspersion dans l'enceinte du réacteur 1 a été involontairement mis en service. Le circuit d'aspersion dans l'enceinte (EAS) pulvérise, en cas d'accident, de l'eau dans le bâtiment réacteur, afin de diminuer la pression et la température de l'atmosphère du bâtiment ; il permet également d'éliminer l'iode radioactif émis dans ce bâtiment. La mise en service de ce circuit, qui a duré une minute, est due à un essai de requalification après une modification de matériel. Huit personnes travaillant dans le bâtiment, ainsi que les installations, ont été aspergées. L'exploitant, après avoir arrêté le circuit EAS, a ramené le réacteur, conformément aux spécifications techniques d'exploitation, dans les conditions de pression et de température permettant une intervention sur les matériels. Il a engagé les opérations de contrôle et de nettoyage des installations, nécessaires avant la reprise des essais de prédémarrage. Une inspection de la DSIN et de la DRIRE Champagne Ardenne a été effectuée le 9 juillet. Cet incident n'a eu de conséquence ni sur les personnes intervenant dans le bâtiment ni sur la sûreté du réacteur ; il va en revanche retarder de quelques jours le démarrage du réacteur. Il est classé au niveau 0 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Chooz 1

Arrêt automatique du réacteur B1 provoqué par la diminution de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur lors de tests non appropriés dans l'état considéré du réacteur. Le 16 septembre, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a mis en œuvre une procédure de test, pour identifier l'origine du déclenchement d'une alarme située sur le système de protection du réacteur. Le système de protection du réacteur 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. Lors des tests, une diminution anormale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur a provoqué l'arrêt automatique du réacteur. La procédure de test utilisée doit normalement intervenir lors des essais périodiques du système de protection, lorsque le réacteur est à l'arrêt et non lorsque le réacteur est en fonctionnement. Il n'est pas certain que les tests soient à incriminer pour expliquer la baisse de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur ; des analyses sont en cours pour en identifier l'origine. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté du réacteur. Cependant, en raison d'un manque de culture de sûreté, il est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz B1

Mise en service involontaire du circuit d'aspersion dans l'enceinte du Réacteur 1. Reclassement au niveau 1 d'un incident précédemment classé au niveau 0. Le 4 juillet 1996, alors que le réacteur était en cours d'essai de pré-démarrage (sans réaction nucléaire), le circuit d'aspersion dans l'enceinte du réacteur 1 a été involontairement mis en service. Le circuit d'aspersion dans l'enceinte (EAS) pulvérise, en cas d'accident, de l'eau dans le bâtiment réacteur, afin de diminuer la pression et la température de l'atmosphère du bâtiment ; il permet également d'éliminer l'iode radioactif émis dans ce bâtiment. Le 4 juillet 1996, alors que le réacteur était en cours d'essai de pré-démarrage (sans réaction nucléaire), le circuit d'aspersion dans l'enceinte du réacteur 1 a été involontairement mis en service. Le circuit d'aspersion dans l'enceinte (EAS) pulvérise, en cas d'accident, de l'eau dans le bâtiment réacteur, afin de diminuer la pression et la température de l'atmosphère du bâtiment ; il permet également d'éliminer l'iode radioactif émis dans ce bâtiment. La mise en service de ce circuit, qui avait duré une minute, était due à un essai de requalification après une modification de matériel. L'exploitant avait engagé les opérations de contrôle et de nettoyage des installations, nécessaires avant la reprise des essais de pré-démarrage. Cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) et porté sur le serveur MAGNUC le 12 juillet 1996. L'exploitant a analysé les événements qui ont conduit à la mise en service de ce circuit et défini de nouvelles règles pour la requalification des modifications. Compte tenu de l'utilisation d'une procédure de requalification inadéquate, cet incident est reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz 1

Arrêt du réacteur consécutif à un débit excessif de circulation du fluide primaire. Le 10 novembre, au cours des essais de démarrage du réacteur, alors qu'il était à 30 % de sa puissance nominale, l'exploitant a procédé à la mesure du débit de circulation du fluide primaire. Ce débit doit être compris entre une valeur minimale imposée par les conditions de refroidissement du cœur du réacteur et une valeur maximale imposée par les conditions de maintien des assemblages combustibles à la position requise dans le cœur. Cette mesure a indiqué une valeur de débit supérieure d'environ 5 % à la valeur maximale autorisée. Le réacteur a été mis à l'arrêt, sans délai, conformément aux règles générales d'exploitation. Selon les premières analyses de l'exploitant, cette situation est principalement imputable à un défaut de réglage des quatre pompes qui assurent la circulation du fluide primaire entre la cuve du réacteur et les quatre générateurs de vapeur. Le redémarrage du réacteur et la poursuite des essais associés sont subordonnés à l'autorisation de l'Autorité de sûreté, au vu des actions correctives que doit proposer l'exploitant. Cet incident, sans conséquence réelle pour la sûreté du réacteur, avait initialement été classé au niveau 0 de l'échelle INES ; en raison d'une défaillance de cause commune révélée par les analyses de l'exploitant, il a été reclassé au niveau 1 de l'échelle INES.

Chooz B1

Dépassement du débit maximal autorisé de rejet d'effluents radioactifs liquides. Le 4 décembre 1996, l'exploitant a constaté un dépassement du débit maximal de rejet d'effluents radioactifs liquides autorisé lors des opérations de contrôle du rejet en cours. Les installations de rejet de ces effluents sont communes aux deux réacteurs et comportent quatre réservoirs de 750 m³. Ces quatre réservoirs reçoivent les effluents radioactifs liquides acheminés depuis les îlots nucléaires par des collecteurs. Des pompes permettent le brassage, la vidange et le rejet vers le milieu naturel des effluents contenus dans chaque réservoir. L'arrêté interministériel du 3 juin 1996 impose notamment un débit instantané maximal et une prédilution minimale des effluents radioactifs liquides dans les eaux de refroidissement des réacteurs. Le débit excessif a entraîné un non respect du débit maximal instantané et du facteur de prédilution autorisés. Néanmoins les valeurs des activités radiologiques en tritium et hors tritium ajoutées dans le milieu naturel sont restées inférieures aux limites fixées par cet arrêté et conformes aux valeurs habituelles. Les dysfonctionnements à l'origine de cet incident, qui n'a pas eu de conséquence sur l'environnement, sont en cours d'analyse. Cet incident est classé au niveau 0 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.