

Avant-propos

La sûreté des installations nucléaires repose d'abord sur une analyse de sûreté réalisée à l'origine. Cependant, les connaissances techniques et scientifiques évoluent, l'installation peut être modifiée ou présenter des écarts lors de sa construction, et les exigences de sûreté elles-mêmes doivent suivre l'évolution des techniques. Le décret du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires de base prévoit que les ministres chargés de l'industrie et de la prévention des risques technologiques majeurs peuvent conjointement demander à tout moment à l'exploitant de procéder au réexamen de sûreté de l'installation.

En France, les réexamens de sûreté sont maintenant une pratique courante et deviennent une étape périodique de la vie des installations nucléaires ; environ tous les 10 ans, les réexamens sont l'occasion de dresser un bilan de l'état de l'installation, mais aussi de lui demander de se rapprocher des normes de sûreté développées dans l'intervalle et des exigences appliquées à des installations plus récentes ou en projet. Le travail sur le projet de réacteur du futur EPR, par exemple, peut être utilisé comme base de comparaison pour les réexamens de sûreté en cours des réacteurs à eau sous pression.

Pour les réacteurs de puissance, pour lesquels l'essentiel du réexamen est réalisé simultanément sur tous les réacteurs d'un même palier, deux étapes importantes seront franchies en 2002, avec la conclusion du réexamen de la sûreté des réacteurs de 900 MWe après 20 ans de fonctionnement, et la définition du référentiel et des objectifs de sûreté pour le réexamen correspondant des réacteurs de 1300 MWe. Ces réexamens comportent un examen de conformité dont l'ampleur est unique au monde et qui s'est révélé riche d'enseignement pour les réacteurs de 900 MWe.

Les exemples de ce dossier montrent que cette démarche permet de faire progresser la sûreté de tous les types d'installations ; les renouvellements des certificats des colis radioactifs sont également l'occasion d'apporter des modifications aux emballages allant dans le sens de la sûreté.

Si les réexamens périodiques de sûreté correspondent à une pratique internationale reconnue et font l'objet par exemple de recommandations de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), il peut rester dans la pratique un assez large écart dans les exigences appliquées aux centrales existantes : l'Autorité de sûreté nucléaire française s'attache à ce que la durée de vie des installations nucléaires ne soit pas définie seulement sur la base de leurs exigences d'origine, mais que leurs exploitants mettent en œuvre une démarche réaliste de réduction des risques. Des installations qui présenteraient des écarts durables et importants à des exigences de sûreté actualisées devront ainsi être fermées.



André-Claude LACOSTE
directeur général de la sûreté nucléaire
et de la radioprotection

Extraits des publications de l'AIEA

Par Alain Rivière – en charge des réexamens de sûreté
à la sous-direction chargée des réacteurs de puissance – DGSNR

L'Agence internationale de l'énergie atomique élabore un certain nombre de publications (fondements de la sûreté, exigences de sûreté et guides de sûreté) qui sont autant de références dans le cadre d'une harmonisation des pratiques internationales. Le lecteur trouvera ci-après quelques extraits de documents parus, qui sont utilisés pour la mise en œuvre des réexamens de sûreté dans les différents pays utilisant l'énergie nucléaire. De plus, il convient de mentionner ici l'existence d'une modification, encore en cours de discussion, du guide méthodologique traitant spécifiquement des réexamens de sûreté, appelés actuellement « Bilans périodiques de la sûreté ou BPS ».

Extraits de « Fondements de la sûreté » N° 110 relatif à la sûreté des installations nucléaires

Vérification de la sûreté

La vérification de la sûreté d'une installation nucléaire comprend de nombreuses activités se déroulant tout au long de sa durée de vie, notamment:

- l'application de principes d'assurance de la qualité à toutes les étapes ;
- l'évaluation indépendante de la sûreté de la conception;
- l'examen des facteurs liés au site;
- l'examen des essais effectués pendant la construction et des essais de mise en service ;
- la surveillance et l'inspection continues de l'installation pendant l'exploitation, y compris la surveillance de l'environnement ;
- l'évaluation de la nécessité d'apporter des modifications et le contrôle de ces modifications.

La vérification de la sûreté signifie aussi que l'organisme exploitant a pour responsabilité de s'assurer que les événements importants pour la sûreté sont examinés de façon approfondie et, le cas échéant, que le matériel est modifié, les procédures révisées et une formation dispensée pour empêcher que l'événement ne se reproduise. Il est essentiel, pour de tels examens, d'avoir accès aux informations et aux données d'expérience pertinentes provenant d'autres installations similaires dans le monde.

En outre, l'organisme exploitant doit procéder à des réexamens systématiques de la sûreté pour confirmer que

l'analyse de sûreté de l'installation reste valable ou, le cas échéant, apporter des améliorations à la sûreté. Pour de tels réexamens, il faut tenir compte des effets cumulés des modifications de l'installation et des procédures, du vieillissement des composants, de l'expérience d'exploitation et du progrès technique. Les limites et conditions d'exploitation doivent être revues en même temps et modifiées en tant que de besoin, compte tenu de l'expérience d'exploitation et du progrès technique. Des réexamens spéciaux de la sûreté de l'installation doivent être menés à bien avant que sa durée de vie nominale ne soit prolongée. De tels réexamens sont nécessaires pour la prise de décisions sur le renouvellement ou l'extension de l'autorisation d'exploitation de l'installation.

L'organisme réglementaire arrête, après consultation de l'organisme exploitant, le programme de réévaluation systématique de la sûreté de l'installation. La combinaison d'une surveillance quotidienne et annuelle et d'une réévaluation systématique de la sûreté vise à vérifier que l'installation est toujours exploitée dans le domaine qui a été délimité à la suite de l'analyse de sûreté.


Principes

- L'organisme exploitant doit vérifier par analyse, surveillance, essais et inspection que l'état physique de l'installation et son exploitation restent conformes aux limites et conditions d'exploitation, aux exigences de sûreté et à l'analyse de sûreté.
- Des réévaluations systématiques de la sûreté de l'installation conformes aux prescriptions réglementaires doivent être effectuées tout au long de la durée de vie de l'installation, compte tenu de l'expérience d'exploitation et de toute documentation nouvelle importante sur la sûreté provenant de toutes les sources pertinentes.

Extrait des « Exigences » N° NS-R-2 relatives à la sûreté des réacteurs nucléaires - exploitation

Réexamen périodique de sûreté

Des réexamens de sûreté systématiques des réacteurs doivent être réalisés, en accord avec les exigences réglementaires, par l'organisme exploitant pendant toute la durée de vie en exploitation, en prenant en considération



l'expérience d'exploitation ainsi que les informations nouvelles et importantes relatives à la sûreté provenant de toutes les sources pertinentes.

Un réexamen périodique de sûreté complet d'un réacteur doit satisfaire à cette exigence. La stratégie pour le réexamen et les aspects de sûreté à évaluer doivent être approuvés ou acceptés par l'organisme réglementaire.

Il doit être déterminé, par tous les moyens du réexamen périodique de sûreté, dans quelles limites le rapport de sûreté existant reste valide. Le réexamen périodique de sûreté doit prendre en considération l'état actuel du réacteur, l'expérience d'exploitation, l'état de fin de vie prévu, les méthodes analytiques courantes, les normes de sûreté applicables et l'état des connaissances.

L'étendue du réexamen de sûreté doit inclure tous les aspects de sûreté d'un réacteur en exploitation, incluant les plans d'urgence internes et externes, la gestion des accidents et les aspects radioprotection.

Afin de compléter les évaluations déterministes, l'attention doit être portée sur l'utilisation des évaluations probabilistes de sûreté en tant que donnée d'entrée dans le réexamen périodique de sûreté du réacteur pour fournir un éclairage relatif à la sûreté sous différents aspects.

Sur la base des résultats du réexamen systématique de sûreté, l'organisme exploitant doit mettre en œuvre toutes les actions correctives et toutes les modifications raisonnablement réalisables pour satisfaire aux normes applicables.

Extraits du « Guide de sûreté »
N° 50-SG-012 « Bilans périodiques
de la sûreté des centrales nucléaires
en service » (En cours de révision)

Généralités

Les examens réguliers de l'exploitation d'une centrale nucléaire (notamment des modifications de l'appareillage et des procédures, des événements importants, de l'expérience d'exploitation, de la gestion de la centrale et des niveaux de compétence du personnel) constituent, avec les examens spéciaux entrepris à la suite d'événements majeurs importants pour la sûreté, les principaux outils de vérification de la sûreté. Cela dit, plusieurs Etats membres ont institué des réévaluations systématiques de la sûreté, appelées « bilans périodiques de la sûreté » (BPS), pour tenir compte des effets cumulés du vieillissement et des modifications de la centrale, de l'expérience d'exploitation et des progrès techniques. Ces bilans visent à assurer un haut niveau de sûreté pendant toute la durée de vie utile de la centrale. Ils complètent les examens réguliers et les

examens spéciaux de la sûreté, mais ne s'y substituent pas.

Fondements et objectifs du BPS

1. Fondements


Depuis la mise en service de la première génération de centrales nucléaires, dans les années 50, les normes et les pratiques de sûreté, ainsi que la technologie, ont considérablement évolué grâce à l'acquisition de nouvelles connaissances scientifiques et techniques, au perfectionnement des méthodes d'analyse et aux enseignements tirés de l'expérience d'exploitation. Cette évolution ne signifie pas pour autant que les centrales existantes en service ne sont pas sûres : le bilan global en matière de sûreté est bon.

Dans nombre de pays, les centrales nucléaires en service sont soumises à des examens réguliers et à des examens spéciaux de la sûreté. Or, l'expérience montre qu'en général ces examens ne sont pas approfondis et ne prennent pas toujours en considération l'amélioration des normes de sûreté et des pratiques d'exploitation, les effets cumulés du vieillissement et des modifications de la centrale, le retour d'expérience d'exploitation et les progrès scientifiques et techniques. De là est né le concept de BPS.

On estime en effet que le BPS est le meilleur moyen d'acquiescer une vue d'ensemble de l'état présent de la sûreté, de décider quelles modifications il serait nécessaire ou souhaitable d'effectuer pour maintenir un haut niveau de sûreté ou pour amener la sûreté des centrales nucléaires anciennes à un niveau comparable à celui des centrales modernes.

L'expérience montre qu'il faudrait effectuer le premier BPS environ dix ans après le début de l'exploitation et les BPS suivants tous les dix ans jusqu'au terme de l'exploitation. Il est probable qu'en dix ans les normes de sûreté, la technologie et les connaissances scientifiques de base, ainsi que les techniques d'analyse, auront évolué sensiblement. Au bout de dix ans, il sera nécessaire d'évaluer les effets cumulés du vieillissement et des modifications de la centrale. Enfin, en dix ans, la composition des personnels de l'organisme de réglementation et de l'organisme propriétaire/exploitant pourra avoir considérablement changé.

Si l'intervalle entre deux PBS était porté à plus de dix ans, un nombre non négligeable de collaborateurs expérimentés pourraient avoir quitté l'organisme propriétaire/exploitant et l'organisme de réglementation ; les connaissances et l'expérience directes acquises au cours des réévaluations précédentes, ainsi qu'une certaine continuité, seraient ainsi perdues. En pareil cas, il est particulièrement utile que le processus de réévaluation et l'expérience acquise aient fait l'objet de bons dossiers de compte rendu.



Il est entendu que certains Etats membres préfèrent aux BPS d'autres dispositions, pouvant prendre par exemple la forme d'un programme systématique d'évaluation de la sûreté qui traite, à mesure qu'ils surviennent, les problèmes de sûreté particuliers, les événements importants et les modifications des normes et pratiques de sûreté. Le présent guide n'a nullement été conçu pour décourager de prendre d'autres dispositions. Toutefois, il faudrait démontrer que toute solution de rechange envisagée peut réaliser l'objectif du BPS défini au paragraphe 2.

2. Objectif

L'objectif du BPS est de déterminer, au moyen d'un examen approfondi de la centrale nucléaire en service, si, d'après les normes et les pratiques de sûreté en vigueur, la centrale est sûre et si l'on a pris des dispositions adéquates pour maintenir la sûreté. La référence aux exigences de sûreté en vigueur ne signifie pas qu'il faille satisfaire à toutes ces exigences.

Stratégie appliquée dans la réévaluation

Le BPS s'applique à tous les aspects de la centrale relatifs à la sûreté nucléaire. Pour les besoins du bilan, la centrale comprend toutes les installations et matériels sur le site qui fait l'objet de l'autorisation d'exploitation (y compris, par exemple, les installations de gestion des déchets) et leur exploitation, ainsi que le personnel et son organisation. Le bilan porte aussi sur la protection radiologique, la planification pour les cas d'urgence et l'impact sur l'environnement.

L'évaluation approfondie de la sûreté globale de la centrale est une tâche complexe. L'expérience montre que cette évaluation peut être facilitée si on la fait porter successivement sur un certain nombre de points appelés « facteurs de sûreté » dans la présente publication.

Chaque facteur de sûreté est examiné au moyen des méthodes en usage et les résultats sont comparés aux normes et aux pratiques de sûreté en vigueur. On décide des actions correctives nécessaires ou souhaitables et on les met en œuvre, en prenant en considération les interactions et chevauchements existant entre facteurs de sûreté et, par conséquent, les effets des actions correctives sur tous les facteurs de sûreté.

La sûreté de la centrale nucléaire est évaluée globalement de manière à faire entrer en ligne de compte tous les facteurs de sûreté et ceux des défauts qui pourraient n'être pas corrigés après la mise en œuvre de toutes les actions correctives.

En règle générale, le BPS devrait être établi tous les dix ans, la durée de la réévaluation étant d'environ 18 mois.

L'étude probabiliste de la sûreté (EPS) donne des indications utiles sur la sûreté de la centrale nucléaire et consti-

tue, de ce fait, une source d'informations précieuse pour le BPS. Bien que le BPS puisse être établi en l'absence d'EPS, il est recommandé d'effectuer une EPS pour chaque centrale et de s'en servir pour les BPS ultérieurs.

C'est au propriétaire/exploitant qu'il incombe au premier chef d'effectuer le BPS en conformité avec les exigences de l'organisme de réglementation. Ces exigences devraient être soit spécifiées par l'organisme de réglementation après consultation avec le propriétaire/exploitant, soit établies par le propriétaire/exploitant et approuvées par l'organisme de réglementation.


Pour réduire le plus possible les doubles emplois, il faudrait se servir des résultats d'études pertinentes, et de ceux des examens réguliers et des examens spéciaux de la sûreté pour établir le BPS.

Fondement de la décision quant à l'acceptabilité de la poursuite de l'exploitation de la centrale

La procédure de réévaluation devrait révéler toute différence entre l'état de la centrale du point de vue de la sûreté et les normes et pratiques de sûreté en vigueur. Certaines différences peuvent être, en réalité, des points forts, l'état de la sûreté dans certains domaines pouvant être supérieur aux exigences en vigueur. Il importe également de noter que la procédure n'impose pas qu'une centrale nucléaire en service satisfasse à toutes les exigences en vigueur, mais qu'elle fasse l'objet d'une comparaison avec ces exigences. Il est évident que certains dispositifs de sûreté, tels que les dispositifs antisismiques les plus récents, ne peuvent pas être facilement substitués à d'autres et que certains aspects de la conception, tels que le plan de masse, sont difficiles à modifier. En pareil cas, la procédure exige seulement que l'on évalue le risque associé aux défauts et que l'on apporte la justification de la poursuite de l'exploitation.

Il faudrait analyser les différences qui ont été classées parmi les points faibles et il est exigé qu'un jugement soit formulé sur l'acceptabilité de la poursuite de l'exploitation, compte tenu du risque que présentent les défauts restant après l'application de toutes les actions correctives. Les éléments entrant dans ce jugement peuvent être les suivants :

- Stratégie du pays en matière d'exploitation des centrales nucléaires. Il est des cas où la conformité aux normes de sûreté en vigueur au moment de la conception de la centrale est une base acceptable pour l'exploitation pendant toute la durée de vie utile ou au moins pendant la durée de vie nominale. A moins que ces normes de sûreté n'aient été manifestement inadéquates, un pays peut autoriser la poursuite de l'exploitation d'une centrale à condition que les défauts non corrigés n'entraînent pas la non-conformité à ces normes.



- Période d'exploitation restante proposée par le propriétaire / exploitant. Si la période est d'une durée suffisamment courte, le risque associé à la poursuite de l'exploitation alors qu'il existe quelques défauts peut être jugé acceptable pour cette durée, à condition que des mesures correctives adéquates puissent être en vigueur.

- Délai nécessaire pour appliquer des actions correctives. Si le délai nécessaire pour mettre en œuvre des actions correctives (modification) est très long et que la période d'exploitation restante soit courte, il peut n'être pas raisonnable que l'organisme de réglementation exige la mise en œuvre de ces actions. Si la modification est nécessaire, la poursuite de l'exploitation ne devrait pas être autorisée tant que la modification n'est pas réalisée ou tant que des mesures provisoires adéquates ne sont pas prises.

- Utilisation des résultats d'une EPS. Si les résultats d'une EPS adéquate sont disponibles et qu'ils soient acceptables pour l'organisme de réglementation, ils peuvent être utilisés comme mesure du risque lié à chacun des défauts non corrigés. La documentation produite par une EPS est certes utile, mais les incertitudes dont les données et la technique employée sont entachées ne permettent pas de s'appuyer sur les seuls résultats de l'EPS pour décider de la poursuite de l'exploitation.

- Examen déterministe de l'effet cumulé sur la sûreté d'exploitation de tous les défauts non corrigés, de toutes les actions correctives et de tous les points forts identifiés au cours de la phase 1. Il n'existe, à l'heure actuelle, aucune procédure évidente ou vérifiée autre qu'une mise en perspective globale et le recours au jugement des experts.

- Recours à une analyse coûts/avantages. Dans certaines circonstances, il est possible que la fermeture d'une centrale ait des conséquences socio-économiques si lourdes pour le pays que l'on prenne la décision de continuer l'exploitation, en dépit des conclusions du BPS. En pareil cas, le pays peut être aidé à mettre la sûreté de la centrale en conformité avec les normes internationales, soit bilatéralement, par des pays ayant une industrie nucléaire, soit multilatéralement, par l'intermédiaire d'organisations internationales.

Conclusions des réexamens de sûreté des tranches de 900 MWe

Par Didier Dousson – ingénieur de projet à l'IRSN

Historique

En 1987, Electricité de France a engagé, à la demande de l'Autorité de sûreté, la première réévaluation de la sûreté d'un ensemble de réacteurs nucléaires. Cet exercice a porté sur les 2 tranches de Fessenheim et les 4 tranches à eau sous pression du Bugey (constituant le palier CP0). Les objectifs en étaient ambitieux:

- vérifier que les études de sûreté présentées par Electricité de France étaient cohérentes avec l'état réel des tranches ;
- s'assurer que l'amélioration des connaissances, notamment par le retour d'expérience de l'exploitation de ces 6 tranches, avait été mise à profit ;
- examiner les principales différences existant entre la conception des tranches du palier CP0 et les options de sûreté retenues en 1987 pour le palier suivant (CP1-CP2), et estimer le gain pour la sûreté qui résulterait de modifications éventuelles des installations ou des procédures d'exploitation, inspirées de cette comparaison.

Cette réévaluation de sûreté s'est achevée en janvier 1995. L'Autorité de sûreté a alors jugé acceptable la poursuite de l'exploitation de ces 6 tranches, sous réserve d'études complémentaires et de la réalisation d'un certain nombre de modifications lors des deuxièmes visites décennales. Les compléments d'études demandés portaient notamment sur le comportement en cas de séisme des bâtiments et de la digue de Fessenheim, le risque de percement du radier du bâtiment réacteur par le corium en cas d'accident grave, et le fonctionnement des pompes des systèmes de sauvegarde en situation accidentelle. Par la suite, l'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant d'appliquer aux réacteurs de ce palier les conclusions qui seraient issues du réexamen de sûreté mené sur le palier CP1-CP2, de manière à obtenir un niveau de sûreté homogène pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe.

La réévaluation des tranches du palier CP1-CP2 (28 tranches) a, pour sa part, été entreprise par Electricité de France en 1990, en réponse à une demande de l'Autorité de sûreté. Les objectifs assignés étaient les mêmes que ceux retenus pour Fessenheim et le Bugey. Par contre, la démarche appliquée était complétée, pour la première fois en France, par l'utilisation d'études probabilistes de sûreté.

Centrale du Bugey


A cette époque, la terminologie utilisée a évolué. L'expression « réexamen de sûreté » a en effet remplacé celle de « réévaluation de sûreté », pour couvrir également la démarche de vérification de la conformité des installations aux exigences de sûreté qui leur sont applicables.

Phase finale des réexamens de sûreté des tranches de 900 MWe



Plus de dix ans après leur lancement, les réexamens de sûreté des tranches de 900 MWe sont entrés dans leur phase finale. Celle-ci visait à établir un bilan de l'ensemble des études et des améliorations réalisées sur les tranches, en termes de niveau de sûreté obtenu. Dans ce cadre, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire a particulièrement examiné :

- le bilan de l'instruction des différentes études et des résultats de l'examen de conformité effectué sur les 34 tranches de 900 MWe ;
- la comparaison du niveau de sûreté global des réacteurs de Fessenheim et du Bugey à celui des réacteurs du palier CP1-CP2, en vérifiant notamment la bonne transposition des conclusions issues du réexamen de sûreté



mené sur le palier CP1-CP2 aux réacteurs du palier CP0 ;

- l'acceptabilité du maintien en exploitation des réacteurs des paliers CP0 et CP1-CP2 jusqu'aux troisièmes visites décennales (correspondant à 30 années d'exploitation) ;
- les enseignements à tirer des réexamens de sûreté des tranches de 900 MWe pour les réexamens à venir.

Une part importante de ce travail d'évaluation a consisté, pour l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, à analyser les rapports de sûreté des tranches de Fessenheim, du Bugey et du palier CP1-CP2 mis à jour par Electricité de France. Ces mises à jour portaient principalement sur l'intégration des résultats des études de sûreté produites au cours de ces réexamens de sûreté et des améliorations qui en ont découlé sur les tranches. De plus, Electricité de France a entrepris une démarche de clarification des exigences de sûreté dont la transcription dans les rapports de sûreté a été notablement améliorée. Ces rapports de sûreté sont en cours d'approbation par l'Autorité de sûreté.

Gain pour la sûreté apporté par les réexamens de sûreté

D'une manière générale, le gain pour la sûreté apporté dans un premier temps par la réévaluation de la sûreté de Fessenheim et du Bugey, puis par le réexamen de sûreté du palier CP1-CP2 et la transposition de ses conclusions au palier CP0, est important. En effet, les analyses réalisées par Electricité de France ont permis de conforter la plupart des conclusions des études de sûreté initiales. Toutefois, il a été mis en évidence des points à améliorer qui, pour certains d'entre eux, se sont traduits par la définition de modifications matérielles. Ces modifications sont en cours d'intégration sur les tranches.

Parmi les améliorations issues des réexamens de sûreté des tranches de 900 MWe, on peut notamment citer celles relatives aux agressions internes et externes : la sectorisation des bâtiments pour la protection contre l'incendie a été reprise, les digues de Fessenheim et les ouvrages associés ont fait l'objet d'aménagements pour garantir leur bon comportement en cas de séisme de forte intensité, des moyens de chauffage ont été ajoutés dans les bâtiments comportant des matériels importants pour la sûreté pour garantir le fonctionnement de ces derniers en cas de grand froid.

Par ailleurs, la fiabilité de plusieurs systèmes importants pour la sûreté a été jugée perfectible au vu des résultats des études probabilistes de sûreté et du retour d'expérience en exploitation. Des modifications ont donc porté sur l'amélioration de cette fiabilité, en particulier pour ce qui concerne l'alimentation auxiliaire en eau des généra-

teurs de vapeur, les systèmes de ventilation et le turbo-alternateur de secours.

Examen de la conformité des tranches

L'examen de la conformité des tranches est pratiquement achevé. Il a mis en évidence un nombre significatif d'écarts au référentiel des exigences de sûreté, démontrant ainsi l'importance de cette démarche en complément des études « palier ». La plupart des écarts constatés ont été corrigés. L'échéance de remise en conformité complète des installations est fixée aux deuxièmes visites décennales. Les exploitants doivent en outre mettre en place les dispositions permettant de garantir la pérennité de la conformité des installations.

L'examen de conformité a également permis aux exploitants une meilleure appropriation des exigences de sûreté applicables aux installations (notion de classement des matériels, démarche de séisme événement, etc.) et les a sensibilisés aux risques associés aux interventions susceptibles de rendre certains équipements ou installations non conformes à leurs exigences (qualification aux conditions accidentelles, tenue au séisme, etc.).


De plus, les contrôles par sondage effectués sur les circuits auxiliaires dans le cadre d'un programme d'investigations complémentaires ont notamment mis en évidence des défauts de fabrication nécessitant des extensions de contrôles sur les tranches.

Poursuite de l'exploitation des tranches

Compte tenu de l'ensemble des examens réalisés, la poursuite de l'exploitation des tranches de 900 MWe jusqu'aux troisièmes visites décennales a été jugée acceptable pour la sûreté. Elle nécessite toutefois que les actions de remise en conformité soient achevées et que les exploitants mettent en place des mesures permettant de garantir la pérennité de cette conformité. Par ailleurs, des sujets génériques concernant l'ensemble des réacteurs à eau sous pression français (incendie, accidents graves, radioprotection, etc.) font l'objet actuellement d'instructions spécifiques menées en dehors des réexamens de sûreté. Celles-ci conduisent à améliorer en continu le niveau de sûreté de ces installations.

Enseignements tirés pour les prochains réexamens de sûreté

A l'issue de plus de dix ans de réexamens de sûreté des tranches de 900 MWe, et au vu de la richesse des débats techniques qui ont eu lieu, il apparaissait profitable de tirer



les enseignements de la démarche appliquée pour les prochains réexamens.

L'analyse du retour d'expérience français souligne l'importance de bien définir le contenu et le calendrier associés aux différentes phases du réexamen de sûreté (préparation, définition du contenu et du référentiel, études proprement dites, contrôles effectués sur les tranches et mise en place des améliorations). Le référentiel des exigences de sûreté doit être aussi exhaustif, précis et figé que possible à l'issue de la première phase pour pouvoir maîtriser les phases suivantes.

Par ailleurs, un des grands enseignements tiré concerne l'apport important en termes de sûreté de l'examen de conformité et du programme d'investigations complémentaires. Ainsi, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire considère que ces deux thèmes devraient faire partie des prochains réexamens de sûreté, à l'instar de ce qui est en cours pour le palier 1300 MWe.

Enfin, l'amélioration du processus de réexamen de sûreté et la pérennisation des bonnes pratiques issues du retour d'expérience des premiers réexamens de sûreté des tranches de 900 MWe pourraient se traduire à terme par l'élaboration d'un document méthodologique, voire réglementaire.

L'examen de conformité des réacteurs du palier 900 Mwe

Par Denis Poirrier – ingénieur expert – EDF-Branche Energie – Centre d'appui du parc en exploitation – Groupe sûreté nucléaire

La responsabilité d'un exploitant nucléaire implique de sa part la capacité à évaluer en permanence le niveau de sûreté de ses installations. Cette évaluation s'appuie notamment sur un ensemble de dispositions lui permettant de vérifier et d'apporter la preuve que ses installations sont conformes au référentiel des exigences de sûreté telles qu'exprimées en particulier dans la réglementation, le rapport de sûreté et les règles générales d'exploitation. Ces dispositions doivent également lui permettre de détecter des écarts éventuels à ce référentiel pour en faire un traitement approprié.

Depuis leur démarrage au début des années 80, les tranches de 900 MWe ont fait l'objet d'un processus pratiquement continu de modifications, tant sur les matériels que sur les conditions d'exploitation, qui résultaient, en partie, d'une évolution des exigences de sûreté. Ce processus continu rendait difficile la maîtrise par l'exploitant de la conformité aux exigences de sûreté de son installation et de ses conditions d'exploitation.

Le réexamen de sûreté des installations introduit dans la réglementation française en 1990 a conduit EDF à mettre en œuvre un processus périodique (tous les dix ans). Il permet de renforcer la maîtrise de la conformité par la définition d'un référentiel de sûreté réévalué qui est stabilisé à son issue, ceci jusqu'au prochain réexamen.

Ainsi, le réexamen de sûreté qui a été mené ces dernières années sur le palier 900 MWe a abouti à un référentiel de sûreté clarifié et complété qui, pour sa plus grande partie, a été approuvé par l'Autorité de sûreté à l'été 1996, même si sur certains points spécifiques des discussions se sont poursuivies.

Dans le cadre du réexamen de sûreté, l'examen de la conformité des tranches au référentiel des exigences de sûreté comporte :

- une vérification de la conformité de l'état de référence des installations au référentiel des exigences de sûreté qui lui est applicable, qui concerne essentiellement le concepteur. Elle s'appuie principalement sur des études de sûreté qui, pour certaines, conduisent à prévoir des modifications qui sont réalisées au cours des visites décennales (VD) (ex : dispositions complémentaires de protection contre les grands froids, inondation interne, séisme événement...);

- une vérification de la conformité de l'état effectif des tranches à l'état de référence correspondant.

La conformité des tranches à l'état de référence, et son maintien, qui concernent l'exploitant, sont en premier lieu assurés de façon permanente par des dispositions organisationnelles établies en application de l'arrêté qualité. La conformité est contrôlée régulièrement par les nombreuses dispositions de surveillance périodique et de prévention développées depuis le démarrage des installations (programmes de base de maintenance préventive (PBMP), essais périodiques...). Néanmoins, EDF a engagé en 1996 une démarche visant à s'assurer, à l'issue d'environ vingt ans d'exploitation des installations du palier 900 MWe, de la conformité de ses installations. EDF a défini un programme de contrôles visant à assurer cette vérification, complémentaire à ces dispositions préexistantes. Ce programme, approuvé par l'Autorité de sûreté, a été développé selon les deux axes suivants :

- dans un programme d'examen de conformité mis en œuvre par chaque site 900 selon des échéances qui s'inscrivent en amont des VD. Son objectif : s'assurer de la conformité des installations là où ces contrôles apparaissent utiles compte tenu des dispositions existantes. A ce titre, il ne s'agit pas d'un programme de contrôles exhaustifs, a posteriori, de toutes les installations, ce qui n'aurait pas de sens industriel ;

- dans un programme d'investigations complémentaires (PIC). Son objectif : vérifier la pertinence des hypothèses sur lesquelles reposent les PBMP.

Cette démarche constitue une particularité française qui, par son ampleur, apparaît sans équivalent en comparaison aux autres pratiques internationales. Mais il ne s'agit pas d'en faire un point zéro sans lendemain. Il s'agit également d'ancrer le souci de conformité dans les pratiques habituelles et donc dans les méthodes de travail des métiers des exploitants, avec l'objectif de pérenniser la situation ainsi obtenue.

Principaux enseignements de la mise en œuvre de ce programme

Une action d'ampleur, mobilisatrice de ressources importantes

La mise en œuvre sur site de ce programme représente une opération d'ampleur mobilisant fortement les ressources internes, et ce à un niveau de technicité élevé :

- sur la durée (5 ans) : programme de contrôles engagé en 1997 (Tricastin (CPY), Fessenheim (CP0)) puis élargi aux autres installations de 900 MWe ;
- sur son étendue : programme couvrant le champ des exigences du rapport de sûreté ;
- par son contenu : programme couvrant des aspects allant du plus amont (appropriation et intégration des référentiels nationaux) au plus aval (contrôles in situ de l'état réel des installations).

Un référentiel clarifié et mieux intégré dans l'activité des sites

La mise en œuvre de cette action a permis de compléter la mise à disposition des sites d'un référentiel d'exigences de sûreté clarifié.

Une politique de traitement des écarts de conformité

Le caractère générique de certains écarts et de leur mode de traitement a conduit à des indisponibilités d'exploitation et mis en évidence des difficultés associées au processus d'information de l'Autorité de sûreté. Un processus de traitement et un mode de communication spécifique avec l'Autorité de sûreté ont donc été mis en place.

Une progression globale de la sûreté des installations

Les contrôles réalisés ont mis en évidence des écarts relevant d'aspects documentaires ou relatifs à l'état des installations dont le traitement, effectué en fonction de leur importance sur le plan de la sûreté, a permis de faire progresser encore la sûreté d'exploitation des installations.

Traitement des écarts documentaires

Le traitement de ces écarts s'est accompagné d'un examen de leur impact sur l'exploitation des installations (exigences non prises en compte lors d'activités d'exploitation antérieures) qui a conduit, dans certains cas, à des contrôles complémentaires des matériels concernés.

De cette analyse et des contrôles complémentaires ainsi réalisés, les situations suivantes ont conduit à mettre en évidence quelques écarts génériques déclarés en événement significatif pour la sûreté (ex : non-conformité du matériau des roulements des pompes RIS et EAS, utilisation de joints non qualifiés aux conditions accidentelles). Ces analyses ont également mis en évidence des anomalies de fixation d'appareillages électriques (tableaux ou



Centrale de Fessenheim

matériels électriques, batteries...) à l'égard de l'exigence de tenue sismique dont l'origine remontait à la construction des installations.

Ces écarts ont fait l'objet d'un traitement national pour remettre en conformité les installations.


Traitement des écarts matériels

Sur le plan matériel, des divers contrôles attendus par le programme mis en œuvre, ceux réalisés au titre des domaines « Rupture des tuyauteries à haute énergie (RTHE) », « Séisme (ancrages de bâches et réservoirs IPS) » et « Génie civil » ont fait apparaître les écarts de conformité les plus significatifs compte tenu de leur impact sur la sûreté des installations ou de leurs modalités de traitement.

Ainsi dans le domaine RTHE, les contrôles des dispositifs de protection contre les ruptures de tuyauterie ont notamment mis en évidence l'insuffisance de précontrainte d'ancrages nécessitant des remises en tension.

Le contrôle des ancres de bâches et réservoirs IPS (ASG, PTR, EAS, RRA, RIS) a également fait apparaître des insuffisances de conception vis-à-vis de la tenue sismique de certains équipements (bâches ASG et PTR du palier CP0), qui ont donné lieu à des traitements immédiats et à l'engagement d'un programme complémentaire de vérification de la tenue au séisme sur les réacteurs du palier CP0.

Dans le domaine génie civil, les contrôles réalisés au titre d'une première mise en œuvre des PBMP constituaient



ainsi un point zéro après vingt ans d'exploitation pour les tranches les plus anciennes. Ces contrôles ont ainsi mis en évidence plusieurs dizaines de milliers de défauts d'importance très variable. Leur analyse a permis d'identifier ceux qui présentaient un risque de dégradation d'une fonction de sûreté puis de les classer en écarts en identifiant ceux qui pouvaient être laissés en l'état ou qui nécessitaient un suivi ou une réparation. Les remises en conformité engagées répondent aux risques identifiés et intègrent les contraintes industrielles.

Une progression des organisations de site

Les enseignements tirés d'un exercice de cette nature sont répercutés dans les organisations locales, au plus près des acteurs concernés, pour en augmenter l'efficacité ou l'efficience dans un objectif de pérennisation : organisation des services métiers et à leurs interfaces y compris les prestataires externes, répartition des responsabilités d'entretien et de surveillance des installations, appui des ingénieries de site et nationales.

Des facteurs favorables à une évolution du comportement des acteurs

La clarification des exigences est une étape nécessaire qui répond à la complexité de nos installations. Une meilleure connaissance de ces exigences s'appuie sur des actions de formation ou de sensibilisation. L'évolution comportementale des acteurs, quant à elle, relève d'autres facteurs plus ténus nécessitant un accompagnement spécifique sur le terrain pour expliciter ces exigences et contribuer à plus de rigueur dans la réalisation des activités au quotidien.

Face à cette complexité, l'identification des risques apporte une meilleure maîtrise du respect de ces exigences dans les activités d'exploitation : risque de déqualification, de remise en cause de la tenue sismique, risque d'incendie (gestion de potentiel calorifique ou de sectorisation) ou de prise en compte de risques plus diffus (comme le séisme événement). Ceci passe par le développement et l'élargissement des analyses de risque. Les actions qui sont développées maintenant depuis plusieurs années dans ce domaine, et qui se poursuivent, constituent un travail de fond dont les progrès se mesureront sur le long terme et profiteront à cette évolution comportementale.

Des enseignements utiles à la préparation des troisièmes visites décennales du palier 900 MWe

L'examen de conformité réalisé dans le cadre de la VD2 du palier 900 MWe, sur la base d'un périmètre prédéfini

reposant sur des hypothèses acceptées, a permis de répondre aux objectifs qui lui étaient fixés.

Les écarts mis en évidence permettent de confirmer, pour la plupart des thèmes intégrés à l'examen de conformité, le bien-fondé des actions de contrôle préalablement identifiées. Les enseignements utiles qui sont tirés de ces écarts induisent une mise à jour partielle des programmes de surveillance et de maintenance pérennes intégrés à l'exploitation des installations.

Des écarts de conformité, découverts fortuitement, ont également été mis en évidence en dehors du périmètre défini dans le cadre de la VD2 900, certains se situant sur des sujets connexes à ceux développés dans le programme. S'ils ne remettent pas en cause les résultats de l'examen de conformité ainsi réalisé, la réflexion qui est maintenant engagée dans le cadre de la préparation des troisièmes visites décennales du palier 900 MWe en tirera les enseignements.

Quoi qu'il en soit, les progrès apportés à la sûreté par la mise en oeuvre de l'examen de conformité dans le cadre de la VD2 900 et le traitement des non-conformités significatives vis-à-vis de la sûreté identifiées permettent de conclure à la possibilité d'exploiter les installations jusqu'au moins la VD3 en toute sûreté.

Modifications apportées à une installation après un réexamen de sûreté : l'exemple de la centrale du Bugey

Par Jean-François Nicaise – chef de la mission sûreté qualité et Christian Fayard – ingénieur sûreté – EDF

Préambule

La démarche de réexamen de sûreté, dans le cadre d'un palier technique et d'une visite décennale, comporte trois phases principales:

- décrire le référentiel des exigences de sûreté constitué par un ensemble de règles, critères et spécifications applicables à un palier technique ;
- démontrer la conformité de l'état standard de réalisation du palier au référentiel des exigences de sûreté, puis vérifier la conformité des tranches à l'état standard de réalisation ;
- évaluer l'actualité et la complétude du référentiel des exigences de sûreté à partir de l'examen de tous les enseignements importants pour la sûreté, avec identification éventuelle des modifications à apporter à l'état standard de réalisation du palier au cours de la visite décennale.

Réexamen de sûreté au CNPE du Bugey

Le réexamen périodique de la sûreté des installations constitue une étape importante pour garantir la durée de vie des unités de production du CNPE du Bugey.

Les principales modifications engagées pour obtenir la conformité des installations au référentiel de sûreté sont :

1. la modification des ancrages des bâches de réserve d'eau borée (PTR) ;
2. le remplacement des réfrigérants du circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS) ;
3. la remise en conformité des supportages des tuyauteries à haute énergie (RTHE) ;
4. la rénovation du système de contrôle-commande de mesure de puissance neutronique (RPN) ;
5. le renforcement des cloisons en parpaings ;
6. la mise à niveau « grands froids ».

1. La modification des ancrages des

bâches de réserve d'eau borée (PTR)

Dans le cadre de l'examen de conformité, le contrôle des ancrages des bâches PTR du site a mis en évidence, pour ces réservoirs, un risque de non-tenu au séisme majeur de sécurité.



Ces bâches d'eau borée sont les réserves d'eau utilisées pendant les arrêts pour rechargement et lors de la sollicitation des systèmes de sauvegarde.

Une hypothèse de calcul erronée à la conception de la bâche est à l'origine de cette anomalie. En effet, cette hypothèse de calcul n'a pas tenu compte de la masse d'eau en mouvement lors d'un séisme dans le calcul des contraintes appliquées aux tirants de fixation au sol de ces réservoirs.

L'étude du comportement de la bâche par un calcul aux éléments finis a montré que la limite d'intégrité de la bâche est atteinte pour une accélération supérieure à 0,1g.

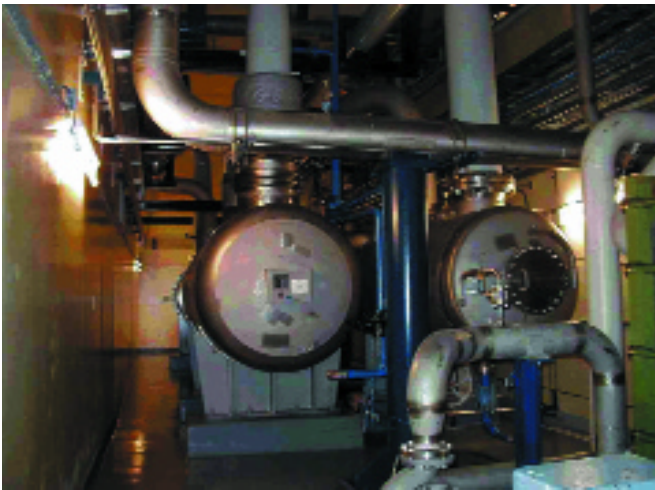
Des études de dimensionnement du renfort des ancrages ont été immédiatement engagées, ainsi que la rédaction

d'une analyse de sûreté. La modification réalisée consiste en la mise en place d'une ceinture métallique plaquant le réservoir au sol grâce à 80 tirants ancrés dans la dalle en béton.

2. Le remplacement des réfrigérants du circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS)

L'absence de circuit intermédiaire entre l'eau d'aspersion en phase de recirculation et l'eau du fleuve constitue une différence significative entre le palier CPO (dont fait partie le CNPE du Bugey) et le palier CPY.

Les réfrigérants permettent le refroidissement de l'eau borée utilisée par les circuits de sauvegarde.



En cas de fuite sur un tube de ces réfrigérants en situation accidentelle, le fluide contaminé, qui est en surpression par rapport à l'eau brute, risque de transmettre cette contamination à cette dernière et par conséquent à l'environnement.

Dans le cadre de la réévaluation de sûreté du palier CPO, EDF a proposé de procéder au remplacement des échangeurs d'origine par des échangeurs à débit de fuite limité composés de tubes en titane.

Les nouveaux échangeurs ont été conçus afin qu'en toute situation, et notamment en situation post-accidentelle, le débit de fuite éventuel et par suite le risque de rejet soient aussi faibles que possible.

Les deux principaux choix de conception retenus sont :

- des tubes en titane (résistant à la corrosion);
- des tubes soudés et dudgeonnés sur les plaques tubulaires fixes et mobiles (double barrière d'étanchéité et résistance).

3. La remise en conformité des supportages des tuyauteries

à haute énergie (RTHE)

Les tuyauteries à haute énergie sont principalement les tuyauteries d'eau et de vapeur des générateurs de vapeur. Elles se caractérisent par une pression de service supérieure à 20 bar ou par une température de service supérieure à 100°C en conditions normales de fonctionnement. Les dispositifs antifouettement installés sur ces tuyauteries ont pour fonction de limiter leur déplacement ainsi que celui des équipements associés (vannes...) lors d'une rupture.

Ces dispositifs assurent ainsi une protection des équipements voisins contre les fouettements de la tuyauterie rompue.

Les contrôles de ces dispositifs antifouettement, menés dans le cadre du réexamen de sûreté, ont mis en évidence des précontraintes insuffisantes sur les tirants.

Une remise en conformité a été réalisée sur l'ensemble des tirants d'ancrage de ces dispositifs.

Ces modifications permettent dorénavant de garantir que les supports rempliront leur fonction de sauvegarde en situation accidentelle (rupture de tuyauteries à haute énergie).

4. La rénovation du système de contrôle-commande de mesure de puissance neutronique (RPN)

Le système comprend trois gammes de mesure de flux neutronique (source, intermédiaire et puissance). Il permet de connaître le niveau et les distributions de puissance dans le cœur ainsi que leurs évolutions. Il surveille la puissance du réacteur et initie les actions de protection nécessaires à la conduite du réacteur.

Ce système est constitué de détecteurs de flux neutronique (externe à la cuve), d'un équipement assurant les traitements de contrôle et de protection et d'un relayage d'interface.

La rénovation engagée consiste à remplacer le système de contrôle-commande analogique actuel par un système utilisant une technologie numérique dérivée de celle du palier 1300 MWe. Elle consiste également à modifier le type de chambre de mesure neutronique de puissance.

Les chambres neutroniques, ainsi que la partie protection et contrôle, sont qualifiées au séisme.

Le traitement numérique des signaux des capteurs et le collimatage permettent de gagner de l'ordre de 1% sur l'incertitude de mesure du déséquilibre axial de puissance.

5. Le renforcement des cloisons

en parpaings

Dans le cadre du réexamen de sûreté, EDF a retenu une approche «séisme événement» fondée sur :

- l'identification des matériels et structures non conçus pour tenir au séisme et susceptibles d'avoir un impact sur les matériels importants pour la sûreté classés au séisme ;
- la mise en place, dans le cadre des visites décennales, de dispositions spécifiques pour en maîtriser l'impact en fonction de leur importance.

L'objet de la modification est de neutraliser le risque d'agression, lors d'un séisme de niveau SDD (séisme de dimensionnement), sur des matériels importants pour la sûreté et classés au séisme par des cloisons en parpaings.

400 mètres linéaires de murs en parpaings ont été renforcés dans les différents locaux (BL, BAN...).

6. La mise à niveau « grands froids »

Les équipements de la centrale ont été conçus pour résister à une température de -15°C . Le retour d'expérience, ainsi que les études concernant les grands froids, ont amené EDF à faire évoluer le référentiel.


Les unités d'exploitation doivent être conduites en toute sûreté avec les nouveaux critères suivants :

- -15°C en permanence ;
- -29°C pendant 7 jours ;
- -38°C pendant 6 heures.

Pour satisfaire à ces exigences, des modifications ont été réalisées sur les installations.

Ces modifications concernent l'ajout de moyens de chauffage, l'aménagement du génie civil pour la fermeture des locaux et des moyens de surveillance accrus. Elles sont réalisées au rythme des visites décennales.





Le programme de réexamen de sûreté des réacteurs de 1300 MWe

Par Alain Rivière – en charge des réexamens de sûreté à la sous-direction chargée des réacteurs de puissance – DGSNR

A la suite du réexamen de sûreté lancé, à la demande de l'Autorité de sûreté, sur les réacteurs de 900 MWe dans les années 90, Electricité de France a engagé en 1997, de manière volontariste et sans attendre de demande officielle de la part des pouvoirs publics, une démarche similaire sur les réacteurs de 1300 MWe.

Ce réexamen permet d'établir, au travers d'études, de vérifications et de modifications éventuelles des installations, un bilan de santé global et contribue ainsi à une élévation générale du niveau de sûreté des réacteurs. Il constitue un des volets essentiels du processus continu d'amélioration de la sûreté dont l'aboutissement est prévu à échéance des deuxième visites décennales de chaque réacteur.

Composé de 20 réacteurs répartis en deux sous-paliers P4 et P'4 qui ne diffèrent que par de légères variantes d'architecture, le palier 1300 MWe se verra doté des améliorations issues de la réévaluation de sûreté à partir de 2005, date prévue pour la deuxième visite décennale de Paluel 1 qui est le plus ancien des réacteurs de 1300 MWe.

La démarche générale

La démarche générale appliquée, outre une clarification du référentiel des exigences de sûreté nécessaire en début d'exercice, est issue d'une double comparaison :

- comparaison de l'état général des installations à leur référentiel, en prenant en compte les modifications introduites depuis leur construction : c'est l'examen de conformité ;
- comparaison du niveau général de sûreté aux règles ou aux réacteurs les plus récents : c'est la démarche de réévaluation.

C'est un processus qui se déroule sur plusieurs années et nécessite pour l'exploitant mais aussi pour l'Autorité de sûreté et son appui technique l'IRSN la mise en œuvre de moyens importants.

L'examen de conformité


Electricité de France a présenté début 1999 un programme de vérifications comportant deux volets. Le premier vise à démontrer que l'état de référence du palier est conforme aux exigences de sûreté ; le second a pour but de s'assurer que l'état des réacteurs est bien conforme à l'état de référence.

Afin de balayer l'ensemble des thèmes du référentiel, ce programme de vérifications, à décliner sur chaque site, a fait l'objet d'une approbation globale de l'Autorité de sûreté, qui s'attache en ce moment à vérifier son bon déroulement.

Le programme national présenté par les services centraux d'Electricité de France comprend les thèmes suivants :

- classement des matériels, ouvrages et circuits importants pour la sûreté ;
- agressions externes d'origine naturelle :
 - conditions météorologiques extrêmes,
 - protection contre les inondations externes,
 - séisme,
 - protection contre les agressions en provenance de l'environnement industriel,
 - projectiles internes,
 - inondations internes et étanchéité du génie civil ;
- agressions internes de type rupture de tuyauteries « haute énergie » ;
- protection contre le risque d'incendie ;
- qualification des matériels aux conditions accidentelles ;
- gestion des incidents ou accidents (opérabilité des matériels requis en situations accidentelles particulièrement graves) ;
- analyse de divers systèmes importants pour la sûreté et du réglage des protections électriques.

Ce programme, issu de celui réalisé sur le palier 900 MWe et complété en fonction du retour d'expérience, est ambitieux et spécifique de la pratique française du réexamen de sûreté. Il permet en particulier de s'assurer que les modifications successives et les conditions d'exploitation de chaque réacteur n'ont pas remis en cause les capacités des installations par rapport aux exigences qui leur sont applicables. Il sera complété, lors des visites décennales, par un programme spécifique dit « d'investigations



complémentaires » qui permettra de s'assurer que les parties de l'installation qui ne bénéficient pas de programmes de maintenance (tuyauteries du circuit primaire, réservoirs ou appareils inaccessibles en fonctionnement normal...) sont bien dans l'état attendu et vérifier ainsi le bien-fondé de certaines hypothèses initiales. Il permettra en outre de se faire une première idée des effets du vieillissement sur certains composants et sera à ce titre un des facteurs décisionnels qui permettront aux pouvoirs publics de se prononcer sur la durée de vie de chaque réacteur du parc électronucléaire.

A l'issue de cette étape, chaque site aura le devoir de remettre en conformité toutes les anomalies constatées, au plus tard à l'issue de sa deuxième visite décennale. Bien entendu, toutes les non-conformités relevées n'ont pas le même degré d'importance. C'est donc en analysant leurs conséquences potentielles sur la sûreté que l'Autorité de sûreté pourra être amenée à demander des remises en conformité anticipées par rapport à l'échéancier présenté par l'exploitant.

La réévaluation de sûreté

La deuxième partie d'un réexamen de sûreté consiste à analyser la sûreté des réacteurs et donc à évaluer la pertinence de réévaluer tel ou tel point supposé faible de l'installation ou de la démonstration de sûreté. Afin de réaliser cet exercice, Electricité de France a procédé à l'analyse technique des éléments susceptibles d'affecter le référentiel des exigences de sûreté, comme l'application de nouvelles réglementations (cas notamment du séisme ou des inondations internes).

De cette analyse, il ressort que deux volets distincts de la réévaluation sont à considérer :

- le premier volet, dont les thèmes sont directement issus, soit du retour d'expérience du réexamen de sûreté réalisé sur le palier 900 MWe, soit des demandes spécifiques issues des diverses propositions du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires en ce qui concerne les sujets transverses ;
- le second volet, dont les thèmes sont identifiés au vu de la comparaison généralisée de l'état des réacteurs de 1300 MWe au palier le plus récent (N4 - 1450 MWe), en prenant en considération l'état « le plus avancé » des connaissances.

Première partie de la réévaluation

La première des actions à réaliser est le recensement des thèmes du référentiel de sûreté pour lesquels les exigences ont évolué depuis la conception. S'ensuit alors pour l'exploitant, soit la réalisation d'études justifiant que la démonstration de sûreté initiale des réacteurs vis-à-vis de

ces nouvelles exigences n'est pas remise en cause, soit la réalisation de nouvelles études de sûreté, avec pour corollaire la mise en œuvre d'un processus de recherche de mise à niveau des installations aboutissant dans la plupart des cas à l'élaboration d'un premier lot de modifications techniques ou documentaires.

C'est par exemple le cas des modifications matérielles décidées à la suite de la réévaluation générique des études relatives aux accidents graves (mesure de la concentration en hydrogène et extension de la plage de mesure de pression dans l'enceinte de confinement, mise en place de recombineurs d'hydrogène) ou bien de celles relatives aux évolutions précédentes du référentiel des agressions (réévaluation de la sismicité des sites sur la base d'une nouvelle règle fondamentale de sûreté, incendie au vu du nouveau plan d'actions, grands froids au vu de l'analyse réalisée dans le cadre du réexamen de sûreté du palier 900 MWe).

Bon nombre d'études nécessitées dans ce cadre ont déjà été réalisées par l'exploitant lors de la mise en place des nouvelles exigences et des discussions techniques qui en ont résulté.


Deuxième partie de la réévaluation

Issue de la comparaison directe des règles applicables au moment de la construction du palier 1300 MWe à celles appliquées aux derniers réacteurs de 1450 MWe, cette deuxième phase va nécessiter davantage de recherches car, d'une part certaines exigences sont encore à l'état des discussions préliminaires avec l'Autorité de sûreté et son appui technique, d'autre part de nombreuses revues de conception et analyses d'événements marquants ou d'incidents significatifs sont engagées. Les résultats pourront conduire à des modifications matérielles, fonctionnelles ou opératoires plus ou moins notables des systèmes particulièrement sensibles.

A titre d'exemple, le programme de réexamen prévoit une harmonisation du classement des matériels pour les deux trains P4 et P'4 du palier 1300 MWe, et donc une évolution des règles d'exploitation (mise en place d'essais périodiques et de programmes de maintenance des matériels nouvellement classés « importants pour la sûreté »).

De la même manière, les conditions de fonctionnement des réacteurs, normales ou accidentelles, vont être réétudiées vis-à-vis des conséquences radiologiques potentielles sur l'homme et l'environnement. A cet égard, le référentiel va évoluer pour prendre en particulier en considération les exigences de la directive CE 96/29/EUR-ATOM en matière de calcul des doses absorbées en cas d'accidents provoquant des rejets dans l'environnement.

Comme pour la première partie de la réévaluation, les décisions qui seront prises à l'issue des analyses en cours



pourront conduire à la mise à l'étude de nouvelles modifications.

Les principaux outils de la réévaluation

Outre l'utilisation toujours accrue des outils conventionnels que sont le retour d'expérience en exploitation et l'évolution continue de l'état des connaissances, les études probabilistes de sûreté sont mises à profit, d'une part pour évaluer les éventuels points faibles des installations qui nécessitent des évolutions, d'autre part pour évaluer le gain probabiliste sur le risque de dégradation du cœur des modifications proposées. Cet outil permet de déterminer les sujets, systèmes ou composants sur lesquels l'effort de réévaluation doit être prioritaire, afin de tendre sans cesse vers un objectif d'augmentation du niveau de sécurité des installations. Les études probabilistes menées sur le palier 1300 MWe constituent donc, à la fois pour l'exploitant et pour l'Autorité de sûreté, un moyen complémentaire aux évaluations déterministes classiques.

Les modifications et la révision du référentiel

Comme nous venons de le voir, la réévaluation de sûreté se traduit dans bon nombre de cas par des modifications documentaires, organisationnelles, ou matérielles. Celles-ci auront lieu lors des deuxièmes visites décennales des réacteurs.

L'intérêt de faire évoluer ou non le référentiel et l'état technique des réacteurs sera donc examiné, sur la base des résultats d'études fournis par les services centraux de l'exploitant, en fonction du gain susceptible d'être apporté à la sûreté des installations, et en tenant compte d'une part de la faisabilité et d'autre part du contexte technico-économique des modifications associées.

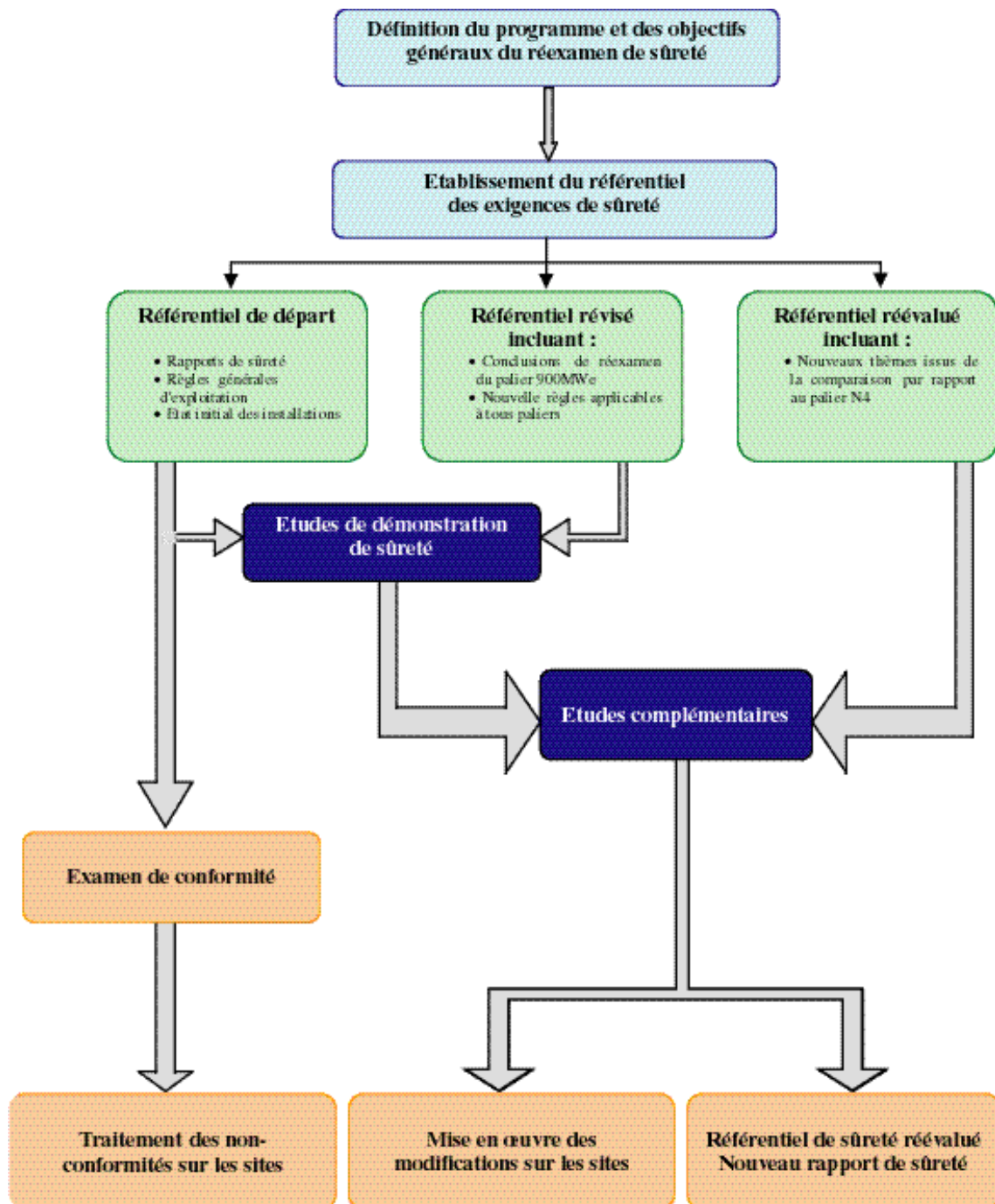
La clôture de l'exercice donnera lieu à la mise en place d'un nouveau référentiel de sûreté réévalué et à la rédaction d'une nouvelle édition complète du rapport de sûreté. Dans ces conditions, l'exploitation des réacteurs de 1300 MWe pourra se poursuivre jusqu'à leur troisième visite décennale.

Conclusions et perspectives

A la lumière du programme en cours sur le palier 1300 MWe, les réexamens de sûreté sont une pratique réglementaire lourde, tant pour l'exploitant que pour les pouvoirs publics. Ils constituent pourtant une nécessité pour le maintien, voire l'amélioration, du niveau de sûreté global des réacteurs en exploitation.

Le récent réexamen du palier 900 MWe a mis en lumière des dysfonctionnements organisationnels qu'il faudra pallier pour les réacteurs de 1300 MWe. Il conviendra donc d'être particulièrement vigilant sur le respect des délais relatifs aux différentes étapes du processus et sur la complétude des études et analyses menées par l'exploitant, conformément au programme arrêté.

Enfin, ces premiers réexamens de sûreté, réalisés ou en cours de réalisation, ont été fortement influencés par l'« effet parc » dû à la standardisation spécifique du parc électronucléaire français. Les programmes des réexamens futurs devront mieux prendre en considération l'impact sur la sûreté des spécificités d'exploitation propres à chaque site.



Réévaluation de la sûreté de la centrale Phénix

Par Jean-François Sauvage - chef de la centrale Phénix

1) Introduction et principes directeurs

Après 20 années de fonctionnement, la deuxième réévaluation de la sûreté de la centrale Phénix a été initiée en 1994. En 1998, la DSIN a autorisé la poursuite du fonctionnement du réacteur au-delà du 50^{ème} cycle d'irradiation (mai - novembre 1998) sous réserve de l'aboutissement des études de sûreté prévues, de la mise en place des améliorations retenues et d'un programme d'inspection entrant dans le cadre des arrêts décennaux.

En application d'une approche de réexamen global du niveau de sûreté de son installation, l'exploitant vérifie que, pour chaque risque identifié, le nombre et la robustesse des lignes de défense sont suffisants au regard des dangers potentiels estimés.

Cela l'a conduit en premier lieu à procéder à des visites et à des contrôles approfondis de l'état des principales structures, notamment celles qui supportent le cœur du réacteur. Certains contrôles ont nécessité le développement et la qualification de nouvelles techniques spécifiques de contrôle par ultrasons sur de longues distances. Parallèlement, les activités classiques de maintenance des équipements ont été réalisées, notamment celles qui sont demandées tous les dix ans par la réglementation française sur les appareils à pression de gaz ou de vapeur.

En fonction des résultats obtenus, ainsi que de la durée et des conditions d'exploitation prévues, les matériels sont laissés en l'état ou rénovés, voire remplacés. Les structures essentielles que sont la virole conique, les parties en gaz de la cuve principale et les structures internes supérieures du bloc réacteur (bouchon couvercle-cœur) ont été contrôlées et leur bon état a été confirmé. Par contre, les contrôles sur les modules des générateurs de vapeur ont permis de mettre en évidence des défauts localisés dans certaines soudures pouvant présenter à terme un risque pour la sûreté. En conséquence, toutes les parties similaires à celles affectées sont remises à neuf sur tous les modules.

En second lieu, pour tenir compte des évolutions de pratiques en matière de démonstration de sûreté, les études de sûreté ont été réactualisées, notamment vis-à-vis de la protection contre le risque sismique, le risque de rupture de circuits d'eau et de sodium au niveau des circuits

secondaires et le risque d'incendie. Dans le but de renforcer les marges associées aux méthodologies d'études des conditions de fonctionnement, le nombre de circuits secondaires en service a été réduit de trois à deux, et la température du circuit primaire a été abaissée de trente degrés.

En fonction des résultats des études, les dispositions de protection sont laissées en l'état, renforcées (cas le plus général), voire complétées par de nouveaux dispositifs. Dans ce cadre, les décisions de travaux ont plus particulièrement concerné:

- le renforcement du génie civil de tous les bâtiments pour garantir sur la base des méthodologies actuellement préconisées leur tenue en cas de séisme ;
- la rénovation complète du circuit de refroidissement de secours pour garantir sa disponibilité vis-à-vis de toutes les agressions envisagées, notamment sismiques.

Comme exemple de décision de dispositif de sûreté complémentaire, on peut citer la création d'un cloisonnement entre les circuits secondaires pour garantir la non-propagation d'un feu de sodium, y compris en cas de séisme, et la mise en place de systèmes anti-débattement sur les tuyauteries de vapeur pour protéger leur environnement en cas d'éventuelle rupture.

La définition et la réalisation de ce programme de travaux ont été examinées par le Groupe permanent pour les réacteurs lors de ses réunions du 12 juillet et du 6 septembre 2001. Les derniers résultats obtenus à l'issue des travaux seront examinés à l'occasion de la réunion du Groupe permanent prévue à l'automne 2002 avant la reprise du fonctionnement en puissance de l'installation.

2) Principaux travaux réalisés

Le contrôle de la virole conique

Les trois soudures de la virole conique, qui relie le platelage qui porte le cœur à la cuve principale, ont été contrôlées au 4^{ème} trimestre 1999. La méthode et les moyens de contrôle par ultrasons ont été développés par le CEA spécifiquement pour cette opération. La virole elle-même, à la température du sodium primaire maintenu à 155° C, a été utilisée comme guide d'ondes sur une longueur atteignant 3 mètres. Pour accéder à la cuve principale, 5 ouvertures

provisoires ont été pratiquées dans la double enveloppe. Des porteurs adaptés ont été mis au point pour amener les capteurs au contact de la cuve jusqu'à 5 mètres de distance, le tout à l'intérieur d'un espace annulaire de 10 centimètres de large.

Le contrôle a été de très bonne qualité. Il n'a fait apparaître aucun défaut dans les soudures examinées.

Le contrôle du bouchon couvercle-cœur

Les structures internes supérieures du bloc réacteur, et plus particulièrement le bouchon couvercle-cœur, ont été contrôlées en mars 2001. Il s'agit d'une inspection télévisuelle pratiquée au moyen de perches optiques, sortes de périscope inversés dont la longueur atteint 18 mètres, introduites à l'intérieur du bloc réacteur préalablement vidangé de la moitié (400 tonnes) de son sodium primaire.

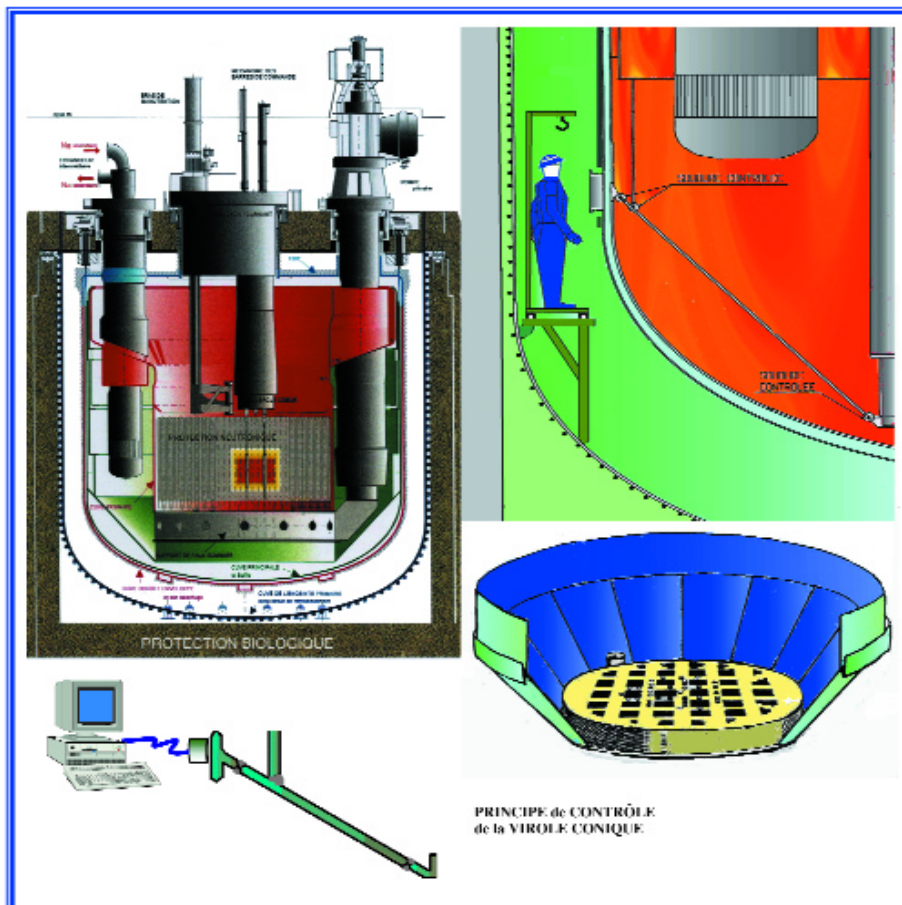
Les inspections ont concerné le réseau des têtes d'assemblages combustibles, la virole externe du bouchon couvercle-cœur, la grille inférieure du bouchon couvercle-cœur, la fixation du bouclier thermique du bouchon couvercle-cœur et l'intérieur d'un fourreau de mécanisme de barre de commande. Il est à noter que la surface libre du sodium a été utilisée comme réflecteur d'image pour la vue de la grille du bouchon couvercle-cœur.


Les images des structures observées à l'intérieur du bloc réacteur ont été d'excellente qualité (résolution de l'ordre du 0,1mm) et l'inspection a confirmé le bon état des structures. Une seule indication notable a été relevée: l'absence d'une des huit vis de la bride supérieure du bouchon couvercle-cœur. Ces vis, qui ont servi au montage de l'appareil, n'ont pas de rôle de supportage, et il a été montré que leur entraînement hypothétique jusque dans le collecteur chaud n'induit aucun risque (sous-refroidissement, interaction avec les barres de commande) pour la sûreté du réacteur.

L'entretien décennal

La centrale Phénix a procédé à la maintenance décennale du matériel mécanique et électrique important pour la disponibilité future de l'exploitation du réacteur. En particulier, ont été démontés et révisés environ 40 moteurs et corps de pompes, 470 vannes et 40 tableaux électriques. Par ailleurs, 150 appareils à pression ont subi les épreuves hydrauliques réglementaires.

Une fuite du faisceau tubulaire sur les deux échangeurs intermédiaires du circuit secondaire n°2 a été mise en évidence. Ces échangeurs servent à extraire la chaleur du circuit primaire pour la transférer aux circuits secondaires et à travers eux aux générateurs de vapeur. Ces fuites se





traduisaient par un léger transfert de sodium secondaire non radioactif vers le circuit primaire confiné dans la cuve. Après dépose, les deux appareils incriminés ont été lavés et décontaminés ; des prélèvements ont été effectués pour déterminer l'origine des fissures.

La réparation des modules des générateurs de vapeur

Certaines soudures de l'enveloppe sodium en acier 321H des modules surchauffeurs et resurchauffeurs des générateurs de vapeur ont présenté des défauts jugés significatifs. Sur la base des expertises réalisées, le CEA a entrepris de remplacer les parties les plus sensibles de ces modules. Les opérations de rénovation des modules consistent en leur dépose, leur lavage pour éliminer le sodium résiduel, leur réparation et contrôle et enfin leur remontage dans les caissons.

Les tubes de circulation de vapeur d'eau ne présentaient pas de défaut et ont été laissés en l'état.

Le renforcement des structures de génie civil

Les calculs de la tenue au séisme des bâtiments ont été réactualisés en tenant compte de l'évolution des méthodes et des codes de construction parasismique par rapport aux modes de réalisation du génie civil de la fin des années 1960. Tous les bâtiments ont été concernés : bâtiment du réacteur, bâtiment des manutentions, bâtiment des générateurs de vapeur, et même la salle des machines. Il en est résulté un nombre important de renforcements des charpentes métalliques et des armatures des bétons armés.

La rénovation du circuit de refroidissement de secours

Tous les équipements du circuit de refroidissement de secours (circuit d'eau froide) extérieurs au réacteur ont été remplacés par des équipements neufs conçus suivant les règles parasismiques actuelles; dans ce cadre, deux nouveaux circuits totalement indépendants, géographiquement séparés et éloignés du bâtiment abritant les circuits secondaires, ont été construits. Chacun d'eux comprend un aéroréfrigérant à convection forcée et deux pompes alimentées par un groupe électrogène qui lui est propre.

Le cloisonnement des zones sodium

Le cloisonnement du bâtiment des générateurs de vapeur sépare d'une part la zone contenant des tuyauteries véhiculant du sodium de celle contenant des tuyauteries d'eau ou de vapeur sous pression, d'autre part chaque circuit secondaire de sodium en service de son voisin. Il est constitué de structures métalliques supportant des pan-

neaux isolants démontables afin de permettre la maintenance des équipements à l'intérieur de la zone sodium.

Grâce à ce cloisonnement, un accident sur une tuyauterie de sodium avec développement d'un feu ne serait pas susceptible d'affecter une tuyauterie d'eau ou de vapeur sous pression dont la rupture éventuelle pourrait aggraver la situation. De même, un feu de sodium résultant d'une rupture de boucle secondaire n'est pas susceptible de s'étendre à l'autre boucle.

L'implantation de dispositifs anti-débattement sur les tuyauteries de vapeur

Pour se prémunir, en cas de rupture, contre le risque de fouettement susceptible d'endommager les structures de supportage, des dispositifs anti-débattement ont été installés autour des tuyauteries d'eau ou de vapeur sous pression. Chaque soudure circulaire a été entourée d'un cerclage et de tirants longitudinaux vers des points d'ancrage aptes à reprendre les efforts. Ces dispositifs laissent libres les mouvements des tuyauteries dus aux dilatations thermiques lors des démarrages des circuits de la turbine.

3) Conclusion

Le réexamen de la sûreté de l'installation Phénix a conduit à un très important travail d'études et de rénovation, étalé sur environ 6 ans. Sous réserve de l'accord de l'Autorité de sûreté au vu d'un bilan des améliorations réalisées et des essais de requalification avant reprise du fonctionnement en puissance, le réacteur sera ensuite exploité pour 6 cycles de 120 J EPP, soit environ 6 années de fonctionnement.

Cela permettra d'achever le programme d'irradiation, notamment la démonstration de la faisabilité de l'incinération des actinides mineurs, prévu dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 relative à la gestion des déchets radioactifs, et de compléter l'acquisition de l'expérience d'exploitation de la filière des réacteurs à neutrons rapides.