

# Chapitre 30

## Les réexamens périodiques

---

### 30.1. Introduction

La sûreté d'une installation nucléaire n'est jamais définitivement acquise et son amélioration doit être constamment recherchée en tenant compte notamment du retour d'expérience et des nouvelles connaissances. De plus, depuis la mise en exploitation des premiers réacteurs, la conception, la construction et l'exploitation de nouveaux réacteurs font l'objet d'exigences accrues. Les réexamens périodiques des installations existantes constituent un cadre privilégié pour vérifier leur conformité aux exigences et référentiels applicables, réévaluer leur niveau de sûreté, rechercher des possibilités d'améliorations et apprécier l'acceptabilité de leur fonctionnement.

Si les réexamens périodiques sont une pratique courante pour les réacteurs électro-nucléaires français depuis la fin des années 1970, ils sont maintenant exigés par la réglementation française. C'est d'abord dans un décret de 1990 modifiant le décret de 1963 relatif aux installations nucléaires qu'est apparu pour la première fois un fondement réglementaire précis pour les «*réexamens de la sûreté*»: «*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 la sûreté de l'installation*».

Plus récemment, l'article L.593-18 du code de l'environnement stipule que «*L'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales. Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts mentionnés à l'article L.593-1, en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation,*

*de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires. Ces réexamens ont lieu tous les dix ans. Toutefois, le décret d'autorisation peut fixer une périodicité différente si les particularités de l'installation le justifient. Pour les installations relevant de la directive 2009/71/Euratom du Conseil du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires, la fréquence des réexamens périodiques ne peut être inférieure à une fois tous les dix ans. »*

Les réexamens périodiques permettent à l'exploitant d'une part de se réinterroger de façon approfondie sur la sûreté de chaque installation, d'autre part de rechercher des améliorations des installations visant à rapprocher autant que possible leur niveau de sûreté de celui des installations les plus récentes, à défaut d'être identique. Les réexamens périodiques de sûreté, réalisés tous les dix ans, complètent ainsi le processus d'amélioration de la sûreté que constitue l'examen du retour d'expérience de l'exploitation au quotidien des installations.

Il convient de plus de noter que, en France, les réacteurs du parc électronucléaire font aussi l'objet de réévaluations thématiques pour tenir compte d'évolutions technologiques poussées par les industriels (par exemple pour le combustible), de nouvelles connaissances acquises sur des sujets complexes faisant l'objet de programmes de recherche et développement (par exemple sur les accidents avec fusion du cœur), ou sur des sujets génériques (par exemple l'évaluation des conséquences radiologiques des accidents). Les modifications résultant de ces réévaluations thématiques sont alors généralement réintégrées dans les lots de modifications retenues à l'occasion des visites décennales.

Dès le début de leur exploitation, les chaudières de réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français furent soumises à une réglementation spécifique en matière d'appareils à pression; l'arrêté du 26 février 1974 requérait en particulier le renouvellement tous les dix ans de l'épreuve hydraulique du circuit primaire principal. Le renouvellement de l'épreuve de l'enceinte de confinement était inscrit dans les spécifications techniques d'exploitation (STE)<sup>826</sup>. Plus généralement, un ensemble d'épreuves et de contrôles approfondis furent prévus et sont toujours réalisés de façon décennale, notamment:

- une épreuve hydraulique du circuit primaire principal (cuve, pressuriseur, tuyauteries principales, générateurs de vapeur). La réglementation en matière d'équipements sous pression exige en effet que, tous les dix ans, la chaudière nucléaire fasse l'objet d'une visite complète et d'une requalification incluant une épreuve hydraulique. Cette épreuve consiste à soumettre le circuit primaire à une pression supérieure de 20 % à sa pression de calcul, soit 207 bars – atteinte en trois paliers successifs –, et constitue un test global de résistance. Des parties du circuit primaire principal sont inspectées visuellement par les inspecteurs de l'Autorité de sûreté nucléaire, pour détecter d'éventuels désordres pendant l'épreuve (fuite, déformation, traces...). Un procédé qualifié d'écoute acoustique est mis en œuvre pendant l'épreuve, afin de détecter d'éventuels relâchements

826. Voir le chapitre 20 consacré aux règles générales d'exploitation.

de contraintes mécaniques, y compris dans les parties qui sont inaccessibles aux contrôles visuels;

- une inspection de la cuve du réacteur à l'aide de dispositifs de contrôle robotisés, pour vérifier le bon état des soudures et du revêtement interne en acier inoxydable et l'évolution, éventuelle, de défauts (par exemple les « défauts sous revêtement » – voir le paragraphe 27.2.1);
- un contrôle des tubes des générateurs de vapeur;
- une épreuve de l'enceinte de confinement<sup>827</sup> pour vérifier sa résistance et son taux de fuite, au cours de laquelle sa pression interne est portée à la valeur de sa pression de calcul par une dizaine de compresseurs.

Ces opérations sont menées dans le cadre de périodes d'arrêt des réacteurs dites visites décennales, d'une durée de l'ordre de plusieurs mois. Ces visites décennales englobent bien sûr d'autres vérifications, essais et modifications, dont certains sont définis dans le cadre des études associées au réexamen périodique. Cela sera illustré plus loin avec les premières visites décennales des réacteurs des centrales nucléaires de Fessenheim et du Bugey.

Il ne saurait être question de présenter tous les réexamens de sûreté réalisés pour les différents réacteurs du parc électronucléaire français. Il a été choisi de se limiter pour l'essentiel au réexamen associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, s'agissant des réacteurs les plus anciens pour lesquels la démarche complète de réexamen – améliorée au fil du temps – a été appliquée, en évoquant quelques aspects du réexamen en cours associé à leurs quatrièmes visites décennales (lié au projet d'Électricité de France d'allonger la durée d'exploitation des réacteurs au-delà des quarante années prévues pour la conception de certains de leurs équipements).

## **30.2. Historique des réexamens de sûreté en France pour les réacteurs électronucléaires<sup>828</sup>**

### **30.2.1. Réacteurs autres que les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire**

Les réacteurs de la filière UNGG (réacteurs refroidis par du gaz carbonique et modérés par du graphite, utilisant comme combustible de l'uranium naturel sous

---

827. Pour plus de précisions sur le sujet des contrôles et essais des enceintes de confinement, le lecteur pourra consulter le paragraphe 6.2.4 de l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances », D. Jacquemain *et al.*, Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2013.

828. Quelques exemples de réexamens de sûreté majeurs de réacteurs de recherche français sont présentés dans l'ouvrage de l'IRSN dédié aux aspects de sûreté de ce type de réacteurs : « Éléments de sûreté nucléaire – Les réacteurs de recherche », J. Couturier *et al.*, Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2019.

forme métallique), le premier réacteur à eau sous pression français implanté à Chooz (Ardennes), dit Chooz A, réacteur de 245 MWe, puis le réacteur PHENIX (réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium [RNR], d'une puissance de 563 MWth et 250 MWe) ont fait successivement l'objet, après dix à quinze ans d'exploitation, de ce que l'on désignera dans la suite du texte sous l'appellation de « bilans de sûreté », en fait dénommés au moment où ils furent réalisés, selon les cas, « réexamen », « examen complémentaire » ou « réévaluation de sûreté ».

Ces bilans de sûreté ont été motivés par l'intérêt de faire un état de la sûreté de ces réacteurs après plus d'une dizaine d'années de fonctionnement, en règle générale sans référence à un problème de sûreté ayant pu apparaître au cours de l'exploitation. En effet, des examens ciblés de la sûreté de ces réacteurs avaient déjà eu lieu à diverses reprises, à l'occasion d'incidents ou dans le cadre général de la prise en compte du retour d'expérience, mais ils n'avaient pas le caractère global désormais attaché à la démarche des réexamens périodiques.

Les bilans de sûreté des réacteurs de la filière UNGG ont débuté par les réacteurs Chinon A2 et A3, le Service central de sûreté des installations nucléaires ayant demandé une « refonte » de leurs rapports de sûreté, l'établissement de règles générales d'exploitation (RGE) et l'élaboration de plans d'urgence internes (PUI). Ils ont été poursuivis en plusieurs étapes jusqu'en 1988, date à laquelle fut réexaminée une dernière fois la sûreté du réacteur Bugey 1. Ces bilans de sûreté ont permis de déterminer dans quelle mesure les exigences de sûreté retenues pour les réacteurs conçus ou construits plus récemment (notamment les réacteurs à eau sous pression) pouvaient être prises en compte et d'identifier des dispositions méritant des améliorations. Les modifications réalisées ont généralement permis la poursuite du fonctionnement de ces réacteurs dans des conditions jugées acceptables<sup>829</sup>.

Le premier réacteur de la filière des réacteurs à eau sous pression implanté en France (Chooz A) a fait l'objet d'un bilan de sûreté dès 1983, à la lumière notamment de la conception retenue pour les réacteurs de 900 MWe. Un bilan de fonctionnement des circuits fréquemment sollicités a été dressé, tenant compte des anomalies et des incidents survenus ainsi que des modifications apportées au cours de l'exploitation. Pour les circuits de sauvegarde, une analyse systématique a été réalisée à l'égard des critères de conception retenus pour les réacteurs de 900 MWe. De même, l'évaluation des règles générales d'exploitation a eu pour objectif de les rendre cohérentes avec celles des réacteurs de 900 MWe, en tenant compte des spécificités de Chooz A. Ainsi, outre les améliorations documentaires portant sur le rapport de sûreté et les spécifications techniques d'exploitation, des modifications importantes ont été réalisées, telles que la mise en place d'un nouveau circuit d'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur, d'un « panneau de

---

829. Les fissures significatives détectées dans les tuyauteries de refroidissement du réacteur Chinon A3 ont soulevé des difficultés qui ont finalement conduit à l'arrêt définitif du réacteur.

repli »<sup>830</sup>, d'une nouvelle instrumentation post-accidentelle, ainsi que l'amélioration des automatismes de démarrage des systèmes d'injection de sécurité dans le circuit primaire et d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement.

Enfin, le bilan de sûreté de Chooz A a conduit à vérifier la tenue au séisme de l'installation, cette agression n'ayant pas été considérée lors de la conception du réacteur. Le spectre sismique du *Regulatory Guide 1.60* calé à 0,1 g a été retenu pour effectuer les vérifications correspondantes, en priorité pour le circuit primaire, les systèmes d'arrêt automatique du réacteur et d'évacuation de la puissance résiduelle, ainsi que pour la piscine d'entreposage du combustible.

Différents bilans de sûreté ont été menés pour le réacteur électrogène PHENIX, dont la première divergence a été effectuée en 1973 et dont l'arrêt définitif a été prononcé au mois de mars 2009.

Un premier bilan de sûreté pour ce réacteur a été réalisé en 1986, sous l'appellation de réévaluation de sûreté. Le Service central de sûreté des installations nucléaires a en effet demandé que soit réalisé un état de la sûreté de ce réacteur tant pour ce qui concerne les endommagements ayant affecté certains équipements au début de son fonctionnement (notamment les échangeurs intermédiaires) et leur traitement que pour ce qui concerne la documentation (rapport de sûreté et études en support [risques liés aux séismes, risques industriels, études d'accidents y compris de fusion de combustible dans le cœur du réacteur...], RGE, PUI).

La survenue en 1989 et 1990 d'arrêts d'urgence du réacteur par réactivité négative dans le cœur conduisit tout d'abord le Commissariat à l'énergie atomique – exploitant du réacteur –, à en rechercher l'origine et à montrer en particulier que ces arrêts d'urgence n'étaient pas l'indice de désordres dans les structures de supportage du cœur du réacteur. Les importants travaux associés, tant en termes d'études que d'essais divers, y compris sur le réacteur lui-même, ont constitué une sorte de réévaluation de sûreté ciblée, avec notamment une revue de tous les initiateurs possibles d'une variation rapide de réactivité et une reprise de certaines études d'accidents. En 1993, au terme de ces travaux, le redémarrage du réacteur avec une surveillance renforcée du cœur et un fonctionnement à puissance partielle (à 350 MWth, avec deux boucles secondaires sur trois) a pu être autorisé par la Direction de la sûreté des installations nucléaires, la première phase de ce fonctionnement comprenant l'achèvement du 49<sup>e</sup> cycle qui avait été interrompu par les arrêts d'urgence par réactivité négative. Le Commissariat à l'énergie atomique souhaitant poursuivre le fonctionnement du réacteur pour une durée équivalente à 720 jours à pleine puissance, un réexamen de sûreté complet fut exigé. Des contrôles approfondis des circuits de sodium et une rénovation de grande ampleur du réacteur furent engagés; ils s'échelonnèrent de 1994 à 2003. Les arrêts d'urgence de 1989 et 1990 demeurant toujours inexplicables, l'exploitant a été conduit

---

830. Le panneau de repli est un système de secours, placé hors de la salle de commande, qui permet à l'équipe de conduite, dans le cas où la salle de commande serait rendue inexploitable, de ramener le réacteur à l'arrêt dans un état sûr (à distinguer du panneau de sûreté dans la salle de commande).

à mettre en œuvre pour ce réexamen un contrôle non destructif de la virole de supportage du cœur immergée dans le sodium (selon un procédé innovant développé par l'exploitant), afin de s'assurer qu'elle n'était pas affectée de défauts susceptibles de mettre en cause sa tenue mécanique sous les diverses sollicitations envisageables (notamment sismiques).

### **30.2.2. Réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français (900 MWe, 1 300 MWe et 1450 MWe)**

C'est en 1987, dix ans après la première divergence du réacteur Fessenheim 1, qu'une réévaluation de sûreté des réacteurs Fessenheim 1 et 2 ainsi que des réacteurs Bugey 2 à 5 (tous réacteurs du premier groupe dit CPO) a été engagée à la demande du Service central de sûreté des installations nucléaires; elle visait à :

- veiller au maintien de la cohérence du rapport de sûreté avec l'état de réalisation des réacteurs,
- s'assurer que l'amélioration des connaissances, y compris les leçons tirées de l'expérience d'exploitation, était bien mise à profit,
- identifier les différences notables de conception entre les réacteurs concernés et les options de sûreté retenues pour les réacteurs ultérieurs,
- estimer le gain pour la sûreté qui résulterait de modifications des installations ou des procédures.

L'apparente évidence de ces questions souleva toutefois la difficulté du choix des sujets précis sur lesquels devait porter la réévaluation, de façon à éviter une reprise complète de l'analyse de sûreté, dont les résultats ne seraient sans doute pas à la hauteur des ressources engagées, tout en garantissant qu'aucun sujet important ne serait omis. D'autres questions se posèrent quant au choix des références à considérer pour cette réévaluation, aux moyens d'appréciation du niveau global de sûreté ou encore à la complémentarité entre la réévaluation proprement dite et le processus continu de suivi de l'exploitation et d'analyse de la sûreté, associé notamment au retour d'expérience. Enfin, s'il ne s'agissait pas *a priori* de modifier de manière importante les ouvrages de génie civil ou les systèmes des installations, l'objectif était bien de rechercher les modifications ou mesures palliatives permettant des gains de sûreté significatifs.

Finalement, pour cette première réévaluation de sûreté des réacteurs du premier groupe dit CPO, le réacteur B4 de la centrale nucléaire de Chinon – représentatif de l'état « fin de palier » des réacteurs de 900 MWe (CP2) –, ainsi que des textes applicables aux paliers de réacteurs de 1 300 MWe et 1 450 MWe furent retenus comme références.

La réévaluation – qui s'est achevée en 1993 – a été menée parallèlement aux premières visites décennales des réacteurs (de 1989 à 1992); elle a porté sur 12 domaines différents déclinés en 53 sujets; parmi ces sujets, on peut citer :

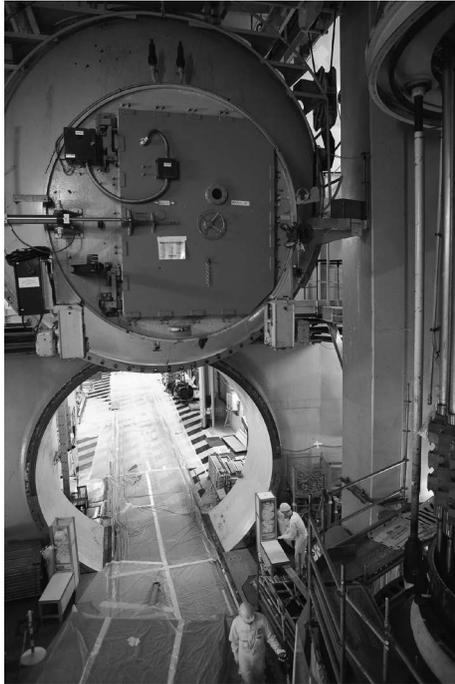
- les agressions d'origine externe ou d'origine interne,
- les systèmes de sauvegarde (conception et retour d'expérience),
- les circuits primaire, secondaire et auxiliaires,
- le confinement,
- le contrôle-commande,
- le fonctionnement des circuits (de sauvegarde) d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement (EAS) en recirculation à partir des puisards situés au fond du bâtiment du réacteur,
- l'absence de circuit de refroidissement intermédiaire pour les circuits de sauvegarde des réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim,
- l'épaisseur du radier de ces réacteurs et leur comportement en cas d'accident avec fusion du cœur,
- le classement des équipements,
- les études d'accidents,
- les essais à réaliser dans le cadre des visites décennales.

La réévaluation d'un certain nombre des 53 sujets tira profit des résultats de la toute première visite décennale alors déjà réalisée (en 1989) pour le réacteur Fessenheim 1 (voir la figure 30.1) et qui comportait notamment<sup>831</sup>:

- l'épreuve hydraulique du circuit primaire principal,
- des contrôles de la cuve du réacteur par la machine d'inspection en service, comprenant en particulier le contrôle des 30 premiers millimètres d'épaisseur de la cuve à partir de sa paroi interne (voir le paragraphe 27.2), au voisinage des deux soudures de la zone la plus irradiée de la cuve,
- la recherche d'éventuels défauts sous revêtement (DSR), du fait de la fissuration générique découverte en 1979 au niveau des tubulures de cuves de réacteurs de 900 MWe,
- des contrôles des tubes traversant le fond de la cuve (associés au système RIC de mesures en cuve), compte tenu du phénomène générique d'amincissement de ces tubes<sup>832</sup> détecté en 1985 dans des réacteurs,
- des mesures des jeux du cloisonnement et de la visserie des structures internes inférieures de la cuve,
- l'épreuve de résistance et l'essai d'étanchéité de l'enceinte de confinement.

831. Voir le chapitre 27 relatif à la surveillance en service et au contrôle des équipements, dans lequel sont présentés et développés certains des sujets et contrôles évoqués ici.

832. Phénomène aussi désigné par « usure des doigts de gants ».



**Figure 30.1.** Ouverture du tampon d'accès matériels (TAM) lors d'une visite décennale de la centrale nucléaire de Fessenheim. Noak/Le bar Floréal/Médiathèque IRSN.

Des essais étaient aussi prévus par Électricité de France lors de cette première visite décennale de Fessenheim 1. Toutefois, à la suite des discussions avec les organismes de sûreté, d'autres essais furent réalisés, notamment :

- des essais des circuits RIS et EAS en configuration d'aspiration d'eau dans les puisards et dans le réservoir d'eau borée du circuit de refroidissement des piscines (bâche PTR),
- un essai de requalification du circuit d'eau brute SEB dans les conditions les plus pénalisantes (niveau d'eau minimum dans le canal d'Alsace),
- un essai de décharge des soupapes SEBIM™ du pressuriseur à basse pression dans la configuration de refroidissement en mode « gavé-ouvert » qui est retenue pour certaines situations accidentelles,
- un essai de qualification du dispositif d'événage-filtration de l'enceinte de confinement et de la procédure associée U5 (voir le chapitre 17) en profitant des conditions de l'épreuve hydraulique de l'enceinte de confinement.

La réévaluation de sûreté des réacteurs de Fessenheim et du Bugey a conduit à la mise en œuvre de nombreuses modifications, portant notamment sur les circuits de sauvegarde, telles que :

- le doublement des ventilateurs de brassage de l'atmosphère de l'enceinte de confinement (ETY) pour réduire le risque d'explosion d'hydrogène à l'intérieur de cette enceinte en situations accidentelles,
- le remplacement des filtres des puisards RIS-EAS pour réduire le risque de colmatage lors d'un fonctionnement de ces circuits en configuration de recirculation d'eau,
- l'automatisation du passage en recirculation d'eau des circuits de RIS et EAS,
- le doublement du circuit d'aspiration de l'injection de sécurité à basse pression (ISBP) dans la bache PTR,
- le remplacement des échangeurs du circuit EAS par de nouveaux échangeurs plus robustes (en titane), sachant que, dans les réacteurs de Fessenheim, leur refroidissement en situation accidentelle est assuré directement par l'eau du milieu naturel (Rhin), sans circuit intermédiaire.

Des enseignements ont été tirés dès 1993 de cette première réévaluation de sûreté de réacteurs du parc électronucléaire. De façon générale, l'expérience confirmait l'intérêt d'une telle réévaluation de sûreté, qui avait été l'occasion d'un bilan, sur les points jugés importants, des anomalies observées depuis le démarrage et des actions correctrices engagées. Elle avait permis de confirmer, pour l'essentiel, le bon fonctionnement du processus d'amélioration de la sûreté tirant profit du retour d'expérience ainsi que des nouvelles connaissances et études de sûreté, telles que celles réalisées dans le cadre des actions post-TMI (voir les chapitres 32 et 33), les études du « domaine complémentaire » d'événements (chapitre 13) et celles concernant la limitation des conséquences d'accidents avec fusion du cœur y compris en termes de gestion de crise (chapitres 17 et 38). Ce processus ne permettait toutefois pas d'apprécier le caractère suffisant de certaines dispositions, en particulier pour ce qui concerne les systèmes non sollicités lors du fonctionnement normal ou pour ce qui concerne la prévention des risques associés à certaines agressions internes ou externes peu rencontrées de faibles probabilités. L'évolution des connaissances ne conduisait pas nécessairement à une amélioration de la sûreté réelle des installations, mais parfois plutôt à une amélioration de l'appréciation de leur sûreté.

C'est alors que la démarche de « réexamen » de sûreté fut formalisée, sur la base d'une proposition initiale de l'IPSN et de façon concertée avec Électricité de France et la Direction de la sûreté des installations nucléaires; elle comporte deux volets :

- un volet d'**examen de la conformité** de l'installation au référentiel de sûreté qui lui est applicable<sup>833</sup> (cela incluant en particulier la conformité à la description de l'installation et aux justifications de sûreté présentées dans le rapport de sûreté),

---

833. Un autre (et premier) volet avait été retenu pour les premiers réexamens réalisés selon cette démarche, à savoir justement de bien définir ce que couvrait ce « référentiel de sûreté ».

- un volet de **réévaluation de sa sûreté** pour prendre en compte les nouveaux éléments (conception de nouveaux réacteurs, retour d'expérience, études et recherches, connaissances, exigences ou normes...) intervenus depuis le réexamen de sûreté précédent.

Cette démarche et les notions associées sont précisées plus loin.

Au fil du temps, la démarche de réexamen bénéficiera d'améliorations issues du retour d'expérience des réexamens pratiqués et des enseignements qui en ont été tirés.

### **30.3. Démarche de réexamen périodique des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français**

#### **30.3.1. Règlements**

Jusqu'à la promulgation de la loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (loi n° 2006-686 du 13 juin 2006, dite loi TSN), les réexamens de sûreté des INB étaient menés en cohérence avec le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 (modifié en 1973, 1985, 1990, 1993), en application de son article 5, dont la partie concernant les réexamens a été reproduite dans l'introduction du présent chapitre.

Ce texte, auquel il n'a pas été formellement fait appel pour les réacteurs à eau sous pression, ne rendait pas systématique l'obligation pour un exploitant de mener un réexamen de sûreté de son installation, et ne fixait *a fortiori* pas de période entre deux réexamens. Les réexamens de sûreté des réacteurs à eau sous pression ont donc été engagés par Électricité de France à la demande de l'autorité de sûreté et en concertation avec celle-ci.

La loi TSN, codifiée dans le code de l'environnement, a donné aux réexamens de sûreté des INB un caractère obligatoire et périodique, des objectifs et des modalités de mise en œuvre. Les objectifs et les modalités des réexamens sont ainsi définis dans les articles suivants du Titre IX du Livre V, intitulé « La sécurité nucléaire et les installations nucléaires de base » du code de l'environnement :

- L'article L.593-18 déjà cité dans l'introduction du présent chapitre.
- L'article L.593-19: « *L'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire et au ministre chargé de la sûreté nucléaire un rapport comportant les conclusions de l'examen prévu à l'article L.593-18 et, le cas échéant, les dispositions qu'il envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la sûreté de son installation. Après analyse du rapport, l'Autorité de sûreté nucléaire peut imposer de nouvelles prescriptions techniques. Elle communique au ministre chargé de la sûreté nucléaire son analyse du rapport.* ».

Ainsi, selon les termes de l'article L.593-19 du code de l'environnement, l'obligation de procéder à un réexamen périodique est réputée satisfaite lorsque l'exploitant remet à l'Autorité de sûreté nucléaire et au ministre chargé de la sûreté nucléaire son rapport de réexamen. La date à laquelle est remis ce rapport est le point de départ du délai dont dispose l'exploitant pour remettre le rapport suivant (dix ans).

Une décision relative au réexamen périodique des INB est en préparation par l'Autorité de sûreté nucléaire<sup>834</sup> (avec l'appui de l'IRSN) qui vise à préciser les objectifs et les champs d'un réexamen ainsi que ses modalités de réalisation. En particulier, y sera défini le contenu attendu du dossier d'orientation du réexamen (DOR – voir le paragraphe 30.3.2) et du rapport de conclusions du réexamen de sûreté (RCRS).

Pour sa part, Électricité de France a retenu de réaliser les réexamens périodiques de ses réacteurs à l'occasion de leurs visites décennales<sup>835</sup>. En effet, comme cela a été souligné au paragraphe 30.1 plus haut, de nombreux contrôles de période décennale sont réalisés dans le cadre de ces visites, ce qui permet à l'exploitant de présenter dans les RCRS de ses installations un état des lieux à jour. En outre, les arrêts des réacteurs pour visite décennale ont une durée importante et sont propices à la mise en œuvre de modifications matérielles découlant des conclusions des études du réexamen ainsi qu'à la mise au point de nouveaux documents d'exploitation. De surcroît, Électricité de France privilégie la réalisation des modifications (documentaires et matérielles) par lots pour assurer plus aisément la cohérence des installations et des documents d'exploitation.

### **30.3.2. Contour d'un réexamen périodique des réacteurs à eau sous pression**

#### **► Démarche par palier**

La notion de palier n'étant pas considérée dans le code de l'environnement, un réexamen périodique est associé à une installation nucléaire de base (INB). Toutefois, les réacteurs du parc électronucléaire sont d'une part conçus, construits et exploités selon des paliers techniques (900 MWe, 1300 MWe ou 1450 MWe), d'autre part regroupés sur des sites (deux ou quatre, voire six réacteurs par site). La pratique en vigueur concernant les réacteurs à eau sous pression est dès lors de réaliser les réexamens en deux phases principales :

- une phase générique au cours de laquelle sont réalisées les études relatives au palier concerné sur des aspects techniques communs aux réacteurs de ce palier (systèmes de sauvegarde, études d'accident, méthodes d'études, domaine complémentaire d'événements...). Les conclusions issues de ces études (évolutions des exigences ou de la démonstration de sûreté, modifications...) s'appliquent de manière similaire à chacun des réacteurs du palier au fur et à mesure de leurs réexamens ;

834. Le projet de décision est accessible sur le site internet de l'ASN.

835. Par la suite, les n<sup>èmes</sup> visites décennales seront dénommées « VDn » : les troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe sont ainsi dénommées VD3 900.

- une phase de réexamen du réacteur proprement dit, au cours de laquelle sont traités les aspects liés au site (agressions d'origine externe notamment) ou spécifiques du réacteur considéré (état des ouvrages et des équipements, systèmes spécifiques...).

Cette pratique conduit l'exploitant à devoir engager les études génériques d'un palier très en amont de la première visite décennale d'un réacteur de ce palier, compte tenu du volume d'études à réaliser (et du temps nécessaire à leur examen par les organismes de sûreté), sans perdre de vue que le dernier réacteur du palier (généralement le plus récent) ne bénéficiera du référentiel de sûreté actualisé et des améliorations associées que significativement plus tard. À titre d'exemple, il existe 34 réacteurs de 900 MWe, mis en exploitation sur une période de dix ans, de 1977 à 1987. Les visites décennales sur lesquelles sont calés les réexamens s'échelonnent donc sur une dizaine d'années. Ainsi, le réexamen du réacteur le plus récent d'un palier peut être réalisé dix ans après celui du réacteur le plus ancien. Une illustration du cadencement des études génériques menées pour les différents paliers figure à la fin du présent chapitre (tableau 30.1).

### ► Objectifs et contenu des réexamens périodiques

Avant de décrire les objectifs et le contenu des réexamens de sûreté, il paraît utile de revenir sur la notion de référentiel de sûreté, introduite très succinctement au chapitre 2.

Au début des années 1990 et notamment à l'occasion des premiers réexamens de sûreté structurés selon les deux volets mentionnés plus haut, le référentiel de sûreté était (conventionnellement) constitué, pour un réacteur du parc électronucléaire :

- des textes réglementaires (lois, décrets, arrêtés et circulaires) applicables,
- des règles fondamentales de sûreté (RFS) applicables,
- du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation,
- des recueils de règles de conception et de construction relatives aux centrales nucléaires à eau sous pression (RCC-P pour le « procédé », RCC-C pour le combustible, RCC-M pour les matériels mécaniques, RCC-G pour les ouvrages de génie civil, RCC-E pour les matériels électriques) – il s'agit de textes établis par les industriels, qui ont pu ou peuvent faire l'objet d'une approbation ou de commentaires de l'autorité de sûreté (voir le paragraphe 2.5-b) ;
- de documents complémentaires venant en support au rapport de sûreté.

Selon le chapitre 2, doivent être ajoutés à la liste ci-dessus des documents également transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire en vue de l'obtention des autorisations de création et de mise en service, notamment le plan d'urgence interne et l'étude d'impact.

De façon schématique, le référentiel de sûreté regroupe aujourd'hui trois ensembles d'éléments de natures différentes :

- des éléments tels que les textes réglementaires ou pararéglementaires, les décisions ministérielles et les prescriptions de l'Autorité de sûreté nucléaire

applicables à l'installation, ainsi que les objectifs de sûreté, les standards nationaux ou internationaux retenus par l'exploitant, les codes de conception et les normes utilisés... – cet ensemble constitue un volet d'« exigences » du référentiel de sûreté, bien qu'il regroupe des éléments qui n'ont pas tous la même portée; peuvent aussi être cités à ce niveau les « exigences définies » associées aux éléments importants pour la protection (EIP) d'une installation, issues des études présentées dans le rapport de sûreté ou cohérentes avec ces études;

- les méthodes, les règles et les critères adoptés pour les études des diverses conditions de fonctionnement (y compris du domaine complémentaire d'événements) et des agressions de la démonstration de sûreté; ces méthodes, règles et critères peuvent, pour certaines conditions de fonctionnement ou agressions, être réunis sous la forme de « référentiels d'études » spécifiques (« référentiel APRP », « référentiel accidents graves », « référentiel grands froids »...);
- les documents de nature opérationnelle: les règles générales d'exploitation (contenant en particulier les spécifications techniques d'exploitation et les règles de conduite – elles font partie du « référentiel d'exploitation »), le plan d'urgence interne.

Pour répondre aux objectifs fixés par l'article L.593-18 du code de l'environnement, les réexamens périodiques des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire se déroulent selon la démarche en deux volets évoquée plus haut:

- un **examen de conformité**, qui s'appuie non seulement sur des contrôles mais aussi sur des études; il vise à vérifier notamment<sup>836</sup> que:
  - la conception des réacteurs du palier est conforme aux exigences applicables et que la démonstration de sûreté, portée par le rapport de sûreté, reste valide (études de conformité);
  - l'état réel de chaque réacteur est bien conforme à l'état attendu avec les modifications de la conception initiale qui ont été autorisées, notamment par des contrôles *in situ* (contrôles de conformité); ces contrôles consistent en:
    - un examen de conformité des tranches (ECOT); il vise à vérifier la conformité de structures (ouvrages et structures métalliques), systèmes et composants sélectionnés au référentiel de sûreté applicable avant la réévaluation de sûreté évoquée plus loin;
    - un programme d'investigations complémentaire (PIC<sup>837</sup>): il vise à vérifier par sondages que les hypothèses d'absence de dégradation de certains circuits ou ouvrages sont correctes, en particulier pour

836. Par exemple, un examen de conformité de l'état chimique et radiologique du site et de l'environnement doit aussi être réalisé; ces aspects ne sont pas traités dans la suite du présent chapitre.

837. Le PIC est établi pour un palier de réacteurs.

les circuits ou ouvrages qui ne font pas l'objet de programmes de contrôles périodiques (en l'absence de mode de dégradation identifié).

Ces contrôles visent notamment à s'assurer que les phénomènes de dégradation liés au vieillissement sont connus et maîtrisés.

Ainsi, de façon synthétique, l'examen de conformité a pour objectif de vérifier que les exigences sur lesquelles repose l'autorisation d'exploitation en vigueur restent satisfaites. Il permet d'identifier d'éventuelles insuffisances ou dégradations de l'installation nécessitant des compléments d'études ou des modifications de l'installation ou de ses modalités d'exploitation. Les meilleures techniques disponibles en matière de contrôles doivent être autant que possible mises à profit.

- une **réévaluation de sûreté** qui tient compte des nouveaux éléments apparus depuis la précédente réévaluation de sûreté. On peut citer ici :
  - des objectifs de sûreté retenus pour les réacteurs plus récents;
  - les évolutions réglementaires ou pararéglementaires applicables, ainsi que de celles des codes et normes...;
  - le retour d'expérience des réacteurs en service ou d'autres installations;
  - l'évolution des pratiques, y compris étrangères;
  - les évolutions des données et des connaissances techniques et scientifiques relatives aux différents constituants de l'installation (combustible, structures métalliques [gros composants...], ouvrages de génie civil, organes et matériels tels que pompes, clapets, soupapes, vannes, groupes électrogènes, etc.) et à son environnement (populations, voies de communication, activités industrielles, intensité d'aléas...); ces évolutions peuvent être issues de travaux de recherche et développement menés au plan national ou au plan international;
  - les évolutions relevant des facteurs sociaux, organisationnels et humains (management, compétences du personnel, gestion de ressources humaines, interfaces homme/machine, politique de sûreté/compétitivité...).

Le projet de décision évoqué plus haut de l'Autorité de sûreté nucléaire requiert également (voir son article 2.3.4) que soient réévaluées les marges de sûreté par rapport à des situations extrêmes afin de vérifier l'absence d'« effet falaise »<sup>838</sup> – cette réévaluation est recommandée à l'article 3.4.1.2 du guide ASN n° 22.

La réévaluation de sûreté commence par l'établissement par l'exploitant d'un nouveau référentiel d'exigences, soumis à l'examen des organismes de sûreté;

838. Il est indiqué dans ce projet de décision que, dans le cas contraire, l'exploitant doit en présenter « l'impact sur la démonstration de sûreté nucléaire et, le cas échéant, l'intérêt en termes de défense en profondeur de mettre en œuvre de nouveaux EIP, de modifier des EIP existants ou les exigences définies assignées aux EIP présents dans l'installation ou placés sous la responsabilité de l'exploitant ».

il peut conduire à une reprise d'études du rapport de sûreté relatives aux conditions de fonctionnement et agressions d'origine interne ou externe, afin de vérifier le respect des exigences et critères retenus, ces derniers pouvant aussi être actualisés. L'ensemble de ces travaux est souvent désigné sous l'appellation études de réévaluation.

Ainsi, l'objectif de la réévaluation de sûreté d'un réacteur est d'améliorer autant que raisonnablement possible sa sûreté au-delà du niveau résultant de sa conception et de sa réalisation initiales et des évolutions apportées ensuite.

Au terme de ces travaux, l'exploitant est en mesure de constituer le nouveau référentiel de sûreté de son installation, tel que défini plus haut.

Par ailleurs, les deux volets du réexamen de sûreté conduisent à la définition de deux ensembles de modifications :

- les modifications visant à corriger les écarts de conformité au référentiel de sûreté en vigueur,
- les modifications issues de la réévaluation de sûreté proprement dite, souvent regroupées sous l'appellation « lot de modifications décennales »<sup>839</sup>.

### ► Dossier d'orientation du réexamen (DOR)

Avant de débiter la réalisation d'un réexamen périodique d'une installation, l'exploitant établit un dossier d'orientation du réexamen (DOR) ; ce dossier est transmis à l'ASN<sup>840</sup>.

Le DOR présente les objectifs du réexamen, la hiérarchisation des sujets à traiter, les référentiels retenus (ceux en vigueur et les nouveaux proposés).

Il présente et justifie le contour, la démarche et les méthodes que l'exploitant compte appliquer pour réaliser l'examen de conformité des EIP de l'installation, en particulier le programme de vérifications *in situ*.

Le DOR précise les évolutions majeures envisagées de l'installation ou de ses conditions d'exploitation (gestion du combustible, augmentation de puissance...) et de son environnement (en particulier les évolutions des voies de communication à proximité du site, des trafics de matières dangereuses, de l'environnement industriel, de la population...).

Pour les sujets de la réévaluation de sûreté, le DOR présente les objectifs visés, les hypothèses considérées ainsi que les méthodes et les règles d'études envisagées (référentiels d'études).

839. Ces modifications peuvent aussi, dans certains cas, être réparties en plusieurs lots.

840. Le DOR peut avoir, en totalité ou en partie, un caractère générique pour plusieurs installations ; par exemple, pour ce qui concerne le parc électronucléaire, il peut viser l'ensemble des réacteurs d'un même palier.

Enfin, les parties des documents présentés en vue de l'obtention de l'autorisation de création ou de mise en service de l'installation que l'exploitant prévoit de réviser de façon significative au terme du réexamen périodique sont identifiées.

Après analyse, l'Autorité de sûreté nucléaire donne son accord sur le DOR, éventuellement sous réserve de modifications ou de compléments, ou le refuse.

### ► Rapport de conclusions du réexamen de sûreté (RCRS)

À l'issue de l'ensemble des contrôles et des études réalisés, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire et au ministre chargé de la sûreté nucléaire, pour chaque réacteur, un RCRS (document prévu à l'article L.593-19 du code de l'environnement), qui présente une synthèse des deux volets du réexamen.

La synthèse de l'examen de conformité rappelle les exigences applicables, la démarche et les méthodes retenues, en particulier les programmes de vérifications *in situ*, et les résultats de l'examen, l'identification des écarts et les mesures prises pour y remédier, avec les justifications.

Le RCRS présente également les résultats des épreuves ou requalifications périodiques de barrières de confinement (enceinte de confinement, circuit primaire principal...).

La synthèse de la réévaluation de sûreté est quant à elle accompagnée d'une présentation des modifications de l'installation ou de ses modalités d'exploitation, réalisées ou envisagées, avec les justifications correspondantes, ainsi qu'une présentation des dispositions provisoires éventuellement retenues dans l'attente de la mise en place des modifications précitées; un échéancier de réalisation des modifications retenues est associé à cette synthèse. Le RCRS justifie dans ses conclusions l'aptitude de l'installation à une poursuite d'exploitation dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

Après analyse d'un RCRS, l'Autorité de sûreté nucléaire peut imposer de nouvelles prescriptions techniques pour encadrer la poursuite de l'exploitation du réacteur concerné. Elle communique au ministre chargé de la sûreté nucléaire son analyse du rapport, ainsi que les prescriptions qu'elle prend.

## **30.4. Cas du réexamen associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe**

La démarche utilisée pour les réexamens périodiques s'est affinée au fur et à mesure des réexamens successifs des différents paliers. Le réexamen associé aux troisièmes visites décennales (VD3) des réacteurs de 900 MWe peut être retenu pour illustrer de façon détaillée cette démarche; le réexamen associé aux quatrièmes visites décennales (VD4) fera l'objet du paragraphe 30.5. Le cas du réexamen associé aux VD3 900 est d'autant plus intéressant que, s'agissant des réacteurs les plus anciens du parc électro-nucléaire, qui vont atteindre leur durée d'exploitation initialement prévue au terme des dix années suivant leur VD3, les aspects liés au vieillissement des équipements étaient à examiner de façon anticipée avec une attention toute particulière. En outre, le réexamen associé aux VD3 900 a été l'occasion de mettre en œuvre un référentiel

d'exigences spécifique visant à limiter les conséquences de situations d'accident avec fusion du cœur du réacteur – situations non retenues lors de la conception initiale des réacteurs du parc électronucléaire en exploitation, mais retenues pour celle du réacteur EPR –, à l'égard desquelles des améliorations avaient cependant déjà été effectuées dans le cadre des actions dites post-TMI.

L'exemple de ces VD3 900 ne doit bien évidemment pas faire oublier certaines modifications significatives décidées à l'occasion des précédents réexamens des réacteurs de 900 MWe, telles que :

- la mise en conformité des bâches d'eau du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG) et des bâches du circuit PTR de façon à assurer leur tenue sismique (cet écart concernait l'ensemble des réacteurs de 900 MWe),
- la mise en place d'une disposition visant à pallier une éventuelle défaillance de cause commune des tableaux électriques LHA et LHB de 6,6 kV (retour d'expérience d'un événement survenu en 1990 à la centrale nucléaire de Cruas-Meyssse),
- la mise en place d'une modification visant à permettre de réinjecter dans le bâtiment du réacteur des effluents (radioactifs) qui seraient recueillis dans les puisards du bâtiment des auxiliaires nucléaires (action post-TMI).

Les études génériques du réexamen associé aux VD3 900 ont débuté en 2002 et se sont achevées à la fin de 2008. La première troisième visite décennale d'un réacteur de 900 MWe a concerné Tricastin 1 en 2009. La figure 30.2 ci-après montre les étapes importantes de ce réexamen.

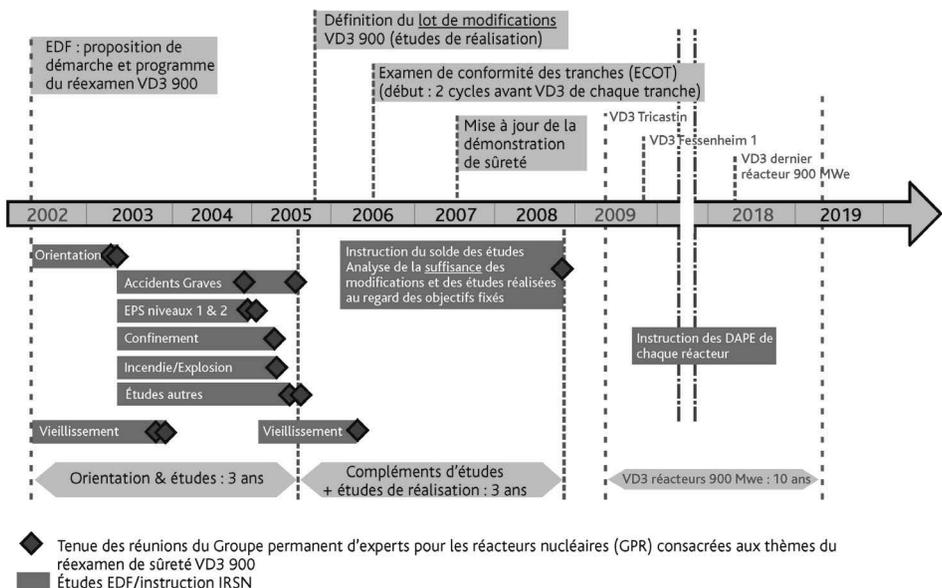


Figure 30.2. Étapes du réexamen associé aux VD3 900. IRSN.

Le programme de travail proposé par Électricité de France en 2002 a fait l'objet d'une évaluation par l'IRSN; les sujets suivants ont été considérés:

- les possibilités d'amélioration des réacteurs de 900 MWe à l'égard des objectifs généraux de sûreté retenus pour la conception du réacteur EPR. Compte tenu toutefois des différences de conception entre les tranches de 900 MWe et le réacteur EPR, l'analyse a été menée selon une démarche pragmatique en évaluant, pour chacun de ces objectifs, la faisabilité technique et le gain pour la sûreté;
- les conclusions des précédents réexamens de sûreté (tels que ceux associés aux VD2 1300), les études engagées dans d'autres cadres sur les questions de sûreté ainsi que le retour d'expérience aux niveaux national et international.

En 2003, à la suite de cette évaluation, les principaux sujets d'études génériques de réévaluation retenus ont été:

- la vérification de la conception des ouvrages de génie civil et des systèmes,
- la maîtrise du vieillissement des ouvrages et des équipements,
- les situations accidentelles, incluant celles avec fusion du cœur, l'appréciation des risques de fusion du cœur et de rejets dans l'environnement (études probabilistes de sûreté de niveaux 1 et 2) et le comportement des enceintes de confinement,
- les agressions internes,
- les agressions externes d'origine naturelle et celles pouvant résulter des activités humaines.

C'est au total une trentaine de sujets d'études génériques qui ont été retenus, qui conduiront à définir une soixantaine de modifications matérielles génériques auxquelles s'ajoutent des modifications spécifiques à certains sites relevant par exemple de la prise en compte des agressions externes. Les principales vérifications et études réalisées sont présentées ci-après, avec des indications sur certaines modifications retenues à l'issue des études.

Plusieurs référentiels définis par Électricité de France ont été utilisés lors des VD3 900, concernant notamment le risque de criticité du combustible dans la piscine du bâtiment du réacteur (BR) et dans celle d'entreposage des assemblages dans le bâtiment du combustible (BK), l'évaluation des conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur, les accidents avec fusion du cœur, le « nouveau domaine complémentaire » d'événements<sup>841</sup>, les plus basses eaux de sécurité (situation d'étiage de la source froide) et la station de pompage, les risques d'explosion internes aux sites...

---

841. Voir le chapitre 13.

### **30.4.1. Examens de conformité des tranches (ECOT)** **– Programme d'investigations complémentaires (PIC)** **– Maîtrise du vieillissement**

#### **30.4.1.1. Examens de conformité des tranches (ECOT)**

L'examen de conformité (ECOT) *in situ* réalisé sur les tranches de 900 MWe à l'occasion des VD3 900 a porté notamment sur les sujets suivants :

- le génie civil: un bilan de l'application des programmes de maintenance applicables aux structures de génie civil importantes pour la sûreté a été réalisé, ainsi que des contrôles des bâtiments et des ouvrages qui n'avaient pas été contrôlés lors du précédent examen de conformité;
- les ancrages d'équipements: la conformité aux plans d'exécution et l'adéquation de la maintenance des ancrages des équipements nécessaires pour assurer le repli et le maintien du réacteur en état sûr en cas de séisme majoré de sécurité ont été vérifiées;
- la mise en œuvre de la démarche «séisme-événement» (voir le paragraphe 12.3): la conformité des modifications conçues et réalisées spécifiquement sur chaque réacteur a été vérifiée;
- le supportage des chemins de câbles électriques: la tenue au séisme majoré de sécurité des chemins de câbles particulièrement chargés a été vérifiée, avec un recensement des défauts de réalisation et un contrôle des reprises d'efforts;
- la capacité fonctionnelle des matériels dont l'utilisation est prévue dans les procédures de conduite incidentelle ou accidentelle: vérification de la mise en œuvre sur chaque site d'une organisation garantissant la capacité fonctionnelle de ces matériels, vérification de la disponibilité de l'ensemble des matériels mobiles prévus et des gammes de montage associées;
- le confinement et la ventilation: vérification de l'étanchéité des locaux (trémies, portes, siphons de sol...) et contrôles des conduits de ventilation importants pour la sûreté;
- la prévention des risques de criticité: l'existence des dispositions matérielles et administratives associées a été vérifiée, ainsi que la conformité des dispositions mises en œuvre à ce qui était prévu;
- les inondations externes: la conformité des modifications réalisées dans le cadre du retour d'expérience de l'inondation partielle du site de la centrale nucléaire du Blayais survenue au mois de décembre 1999 à ce qui avait été prévu a été vérifiée;
- la protection contre l'incendie: établissement d'un bilan des actions restant à réaliser dans le cadre du déploiement du «plan d'actions incendie» (voir le paragraphe 11.6).

Si, pour certains domaines de contrôle, il n'y a pas eu d'écart détecté, pour d'autres en revanche plusieurs centaines de non-conformités ont été détectées, toutefois sans impact notable ou immédiat sur la sûreté (elles portaient en particulier sur un grand nombre d'équipements tels que des ouvrages de génie civil, des ancrages d'équipements, des chemins de câbles...).

### 30.4.1.2. Programme d'investigations complémentaires (PIC)

Le programme d'investigations complémentaires (PIC) des réacteurs de 900 MWe associé à leurs VD3 visait à examiner, par sondages, des matériels passifs (tuyauteries, bâches ou réservoirs...) qui ne faisaient pas l'objet de contrôles au titre de programmes de maintenance, de contrôles réglementaires (appareils à pression) ou encore de contrôles particuliers définis à la suite de la mise en évidence d'écarts ou de problèmes génériques ou spécifiques. Les investigations ont en particulier porté, selon une démarche de défense en profondeur, sur des zones considérées comme non sensibles lors des études de conception, dans le but de vérifier l'absence de phénomène qui n'aurait pas été envisagé ou traité jusqu'alors et, plus généralement, la validité des dispositions de maintenance et de surveillance existantes pour assurer un fonctionnement des installations à un niveau de sûreté satisfaisant.

Les contrôles retenus au titre du PIC associé aux VD3 900 ont complété ceux qui avaient été réalisés à l'occasion de leurs VD2 sur les matériels passifs du circuit primaire principal (CPP), du circuit secondaire principal (CSP), ainsi que sur des tuyauteries, bâches ou réservoirs et échangeurs hors CPP et CSP.

Par ailleurs, dans le cadre de la maîtrise du vieillissement, il a été demandé à Électricité de France de définir et de mettre en œuvre des contrôles portant sur les enceintes de confinement et sur les ouvrages de génie civil. Pour ce qui concerne les structures et les équipements qui pourraient se révéler sensibles au vieillissement dans les domaines de l'électricité, de la robinetterie, des machines tournantes, des moyens de levage, de la protection contre l'incendie ainsi que des automatismes, les contrôles retenus par Électricité de France, soit dans le cadre du PIC (génie civil, CPP, etc.), soit dans un autre cadre, sont apparus suffisants aux organismes de sûreté.

Les résultats de l'ensemble des contrôles réalisés au titre du PIC ont permis à Électricité de France de compléter les dossiers d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (DAPE) des réacteurs.

### 30.4.1.3. Maîtrise du vieillissement

La démarche générale proposée par Électricité de France au début des années 2000 pour la maîtrise du vieillissement de ses installations consiste à identifier les équipements (structures, systèmes et composants) importants pour la sûreté pour lesquels un mode de vieillissement pourrait, entre 30 et 40 ans d'exploitation, venir dégrader leurs performances ou leur fiabilité et avoir ainsi des effets sur la sûreté de ces installations (et leur disponibilité). Parmi environ 15 000 équipements, 500 couples « équipement – mode de vieillissement » ont été retenus ; chacun d'eux fait l'objet d'une fiche d'analyse

du vieillissement (FAV) définissant les actions d'exploitation ou de maintenance jugées nécessaires. Les équipements pour lesquels des FAV dites sensibles ont été élaborées (c'est-à-dire des équipements pour lesquels les conséquences potentielles du vieillissement sont jugées significatives en termes de sûreté, sans action possible de prévention ou de limitation des conséquences, ou pour lesquels une surveillance est difficilement réalisable) font l'objet de programmes de maîtrise du vieillissement particuliers. Douze équipements génériques sont concernés, dont la cuve, l'enceinte de confinement, les systèmes de contrôle-commande.

Électricité de France a mis à profit cette démarche pour établir les DAPE des équipements précités de chacun des réacteurs de 900 MWe au stade de leurs VD3, en commençant par Tricastin 1.

### **30.4.2. Études de conformité relatives à la conception et au dimensionnement de systèmes et des structures de génie civil**

La conception et le dimensionnement de certains systèmes, structures et composants ont fait l'objet d'études lors du réexamen associé aux VD3 900, au regard du retour d'expérience disponible, des différentes missions attribuées à ces équipements et des exigences définies à leur égard dans le cadre des études d'accidents ou conformément aux choix ou règles de conception. Ces études constituaient des vérifications *a posteriori*, de type « revue de conception ».

#### **► Vérification de la conception de structures de génie civil**

Des études ont été menées pour vérifier la validité des hypothèses, critères et méthodes de dimensionnement retenus à la conception pour des structures de génie civil, ainsi que de systèmes qui leur sont associés, dont l'importance pour la sûreté était jugée prépondérante. Ces études ont concerné un nombre important de structures de génie civil; elles ont permis d'apprécier la robustesse des méthodes de dimensionnement, de réalisation et d'entretien des structures de génie civil importants pour la sûreté et donc de vérifier leur aptitude à remplir les fonctions de sûreté qui leur sont dévolues.

#### **► Fiabilisation du système de mesures de la radioactivité**

Le système de mesures de la radioactivité (KRT), qui comprend des moyens de mesure permettant de vérifier le respect de certaines exigences de sûreté, de radioprotection et de protection de l'environnement, a fait l'objet, dès 1994, d'un programme d'améliorations visant à renforcer sa fiabilité. Toutefois, le retour d'expérience de fonctionnement et d'exploitation du système KRT montrait encore, au début des années 2000, un taux de défaillances élevé de ce système.

Les études réalisées dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux VD3 900, menées sur différents aspects (retour d'expérience, conséquences du vieillissement, prévention des risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants...)

ont conduit à définir plusieurs modifications de ce système de mesures, visant en particulier à remédier aux insuffisances relevées en termes de fiabilité.

### **30.4.3. Études de réévaluation de la conception et du dimensionnement de systèmes**

#### **► Vérification des capacités fonctionnelles du système d'injection de sécurité**

Les performances des divers moyens d'injection d'eau qui composent le système d'injection de sécurité (RIS) participent de façon déterminante à la démonstration de sûreté, notamment pour les situations de brèche du circuit primaire; ces moyens permettent de rendre et de maintenir le cœur du réacteur sous-critique et d'assurer son refroidissement. Les nouvelles études d'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) – voir plus loin le paragraphe 30.4.5 –, des évolutions apportées à la conception et à la conduite du système RIS, ainsi que la détection, lors d'essais périodiques, de non-conformités affectant ce système ont motivé la décision de procéder, dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux VD3 900, à une réévaluation des capacités fonctionnelles de ce système à l'égard de ses différentes missions.

Les aspects suivants ont été examinés :

- la détermination des débits d'eau injectés dans le circuit primaire en fonction notamment de la pression dans ce dernier et des caractéristiques hydrauliques des pompes et des différents circuits,
- la représentativité des essais périodiques réalisés en regard de toutes les configurations envisageables du système RIS en situation accidentelle et la pertinence des critères d'essais associés,
- les éventuels « effets falaise », sur la base d'études de sensibilité aux caractéristiques des moyens d'injection et à leur conduite.

Les résultats de ces études ont permis de conclure au caractère globalement approprié des caractéristiques du circuit RIS, sans nécessiter de modification.

#### **► Fiabilisation de la fonction de recirculation d'eau dans l'enceinte de confinement**

Comme cela est présenté au chapitre 9, en cas de brèche affectant le circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression, le maintien du refroidissement du cœur du réacteur est assuré par le système d'injection de sécurité (RIS). En parallèle, le système d'aspersion dans l'enceinte (EAS) permet de réduire la pression dans le bâtiment du réacteur. Après que la réserve d'eau borée utilisée par le circuit RIS est épuisée, les systèmes RIS et EAS fonctionnent en circuit fermé en aspirant l'eau recueillie dans les puisards situés en partie basse du bâtiment du réacteur, après passage par des grilles de filtration. Cette configuration des systèmes permet le refroidissement du combustible sur de longues durées.

On peut rappeler (paragraphe 9.1.4) qu'un colmatage partiel des filtres des puisards a été observé en 1992 lors d'un événement qui a affecté un réacteur nucléaire à eau bouillante de la centrale nucléaire suédoise de Barsebäck. Dans le cadre du retour d'expérience de cet événement, l'IPSN a engagé en 1997 un certain nombre d'études et de recherches sur les phénomènes de colmatage pouvant affecter les filtres des puisards des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français. Les résultats obtenus l'ont conduit à recommander que soit menée une réévaluation spécifique sur le risque de colmatage des filtres des puisards dans le cadre du réexamen associé aux VD3 900. Électricité de France a alors, en 2004, pris la décision de procéder à une modification de la conception des filtres, dont le déploiement s'est achevé en 2009.

Sur la base des connaissances acquises, grâce notamment aux nombreuses expérimentations réalisées entre 1999 et 2003, le réexamen associé aux VD3 900 a permis de caractériser :

- le spectre des débris susceptibles d'arriver en amont des filtres,
- les risques de colmatage des dispositifs de filtration par des phénomènes physiques et chimiques, pouvant induire un accroissement de la perte de charge des filtres,
- la hauteur d'eau minimale nécessaire dans les puisards pour que la recirculation puisse fonctionner,
- les débris non retenus par les filtres qui peuvent être véhiculés dans les circuits RIS et EAS ainsi que dans le réacteur.

Ces études ont notamment conduit Électricité de France à modifier certains robinets réglants à faible section de passage du circuit d'injection de sécurité pour éviter leur colmatage par les débris qui ne seraient pas retenus par les filtres des puisards.

Il est indiqué au chapitre 9 que le sujet, complexe<sup>842</sup>, de la fiabilité du mode de refroidissement en mode de recirculation d'eau par les puisards de l'enceinte de confinement n'est toutefois pas clos.

### ► **Fiabilité du système de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible**

Les études du réexamen de sûreté associé aux VD3 900 ont concerné en particulier les dispositions prises à l'égard de certains événements pouvant conduire à une vidange accidentelle d'une piscine d'entreposage d'assemblages combustibles, notamment des assemblages de combustible usé, sachant que des renforcements des dispositions prises à l'égard des possibilités de perte totale du refroidissement de l'eau de cette piscine avaient déjà été retenus dans le cadre de réexamens précédents. Plus précisément,

---

842. Les risques de colmatage des filtres des puisards et leurs effets en aval font toujours l'objet de travaux de recherche et développement ; le lecteur pourra par exemple se reporter au chapitre 5 de l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », J. Couturier & M. Schwarz, Collection sciences et technique, IRSN/EDP Sciences, 2017.

les objectifs retenus dans le cadre du réexamen associé aux VD3 900 visaient à éviter certains scénarios initiateurs possibles d'une vidange accidentelle et à renforcer les mesures de prévention par des dispositions techniques et organisationnelles.

Les rejets radioactifs pouvant résulter du dénoyage d'un assemblage combustible en cours de manutention dans le bâtiment du combustible (BK) ont été estimés. Par ailleurs, les probabilités des différents initiateurs pouvant conduire à une vidange rapide de la piscine et la conduite prévue par l'exploitant en cas d'amorçage d'une vidange de cette piscine ont été analysées. À la lumière de ces études, plusieurs modifications ont été définies par Électricité de France pour améliorer la gestion de certains scénarios de vidange ou de dénoyage d'assemblages en cours de manutention, en particulier des scénarios pouvant conduire à une vidange ou à un dénoyage rapide; il s'agit de la mise en place:

- d'un arrêt automatique des pompes de refroidissement et de la fermeture de la ligne d'aspiration en cas d'atteinte d'un seuil de niveau très bas d'eau dans la piscine du BK,
- d'une modification des casse-siphons implantés sur la ligne de refoulement d'eau refroidie dans la piscine du BK,
- du doublement des joints statiques d'étanchéité des batardeaux de la piscine du bâtiment du réacteur (BR),
- de la motorisation de la fermeture de la vanne d'isolement du tube de transfert du combustible entre le BR et le BK,
- d'obturateurs des tubulures primaires (dits tapes GV) plus robustes pour éviter leur « effacement » au cours d'opérations de rechargement de combustible dans le réacteur en cas de décharge d'un accumulateur RIS sous pression d'air<sup>843</sup> alors que le tube de transfert entre le BR et le BK est ouvert<sup>844</sup>.

### ***30.4.4. Réévaluation de la tenue des réacteurs aux agressions d'origines interne et externe***

#### **► Incendie**

Les principales études du réexamen de sûreté associé aux VD3 900 ont porté sur l'évaluation des marges existantes entre d'une part la résistance au feu des protections des moyens minimaux de conduite de l'installation (ceux qui sont nécessaires

843. Ces accumulateurs sont mis sous pression d'air pour effectuer leur vidange avant l'étape de rechargement du cœur. Mais ils peuvent se trouver maintenus sous pression d'air, ou regonflés, au moment du rechargement, comme cela a été le cas lors de l'événement significatif survenu le 7 septembre 2000 dans le réacteur n° 5 de la centrale nucléaire du Bugey: le regonflage en air d'un accumulateur du système RIS avait été effectué pour effectuer une requalification de ses capteurs de niveau d'eau.

844. Dans cet état du réacteur, la rupture d'une tape peut entraîner la vidange rapide et importante des deux piscines, un découverture d'assemblages en cours de manutention et une perte durable de refroidissement de la piscine du BK.

pour ramener et maintenir l'installation dans un état sûr) et des protections contre les modes communs de défaillances liés au câblage, d'autre part la durée envisageable d'un feu dans les locaux contenant ces protections. En effet, les durées retenues<sup>845</sup> lors du dimensionnement des protections précitées avaient été établies sur la base d'hypothèses qui n'apparaissaient plus suffisantes compte tenu des conditions pouvant affecter les locaux des réacteurs à eau sous pression en exploitation. Du fait des incertitudes sur la résistance au feu des protections, Électricité de France a retenu qu'une marge minimale de dix minutes était nécessaire et il a procédé à divers renforcements pour les cas où cette marge n'était pas respectée, y compris une augmentation du degré de résistance au feu de certains équipements et l'installation de nouvelles dispositions de lutte contre l'incendie.

Par ailleurs, l'étude probabiliste de niveau 1 tenant compte des risques d'incendie développée par l'IRSN avait montré que les dispositions matérielles et les procédures mises en œuvre par Électricité de France dans le cadre de son « plan d'actions incendie » conduisaient à une réduction significative de la fréquence de fusion du cœur due à un incendie. Toutefois, cette étude avait aussi mis en évidence que certains locaux participaient de façon importante à la fréquence globale résiduelle de fusion du cœur et qu'il convenait d'examiner les améliorations possibles. Électricité de France a mis en place un système de détection multi-ponctuelle d'incendie dans certaines armoires d'alimentation électrique en 48 V continu des locaux électriques concernés.

### ► Explosions d'origine interne aux sites

Les études menées par Électricité de France concernant la protection contre les risques d'explosion interne aux sites ont permis d'identifier de façon exhaustive les locaux présentant un risque d'explosion en cas de fuite d'hydrogène et de définir les dispositions supplémentaires à prendre pour renforcer la maîtrise de ce risque.

De nombreuses modifications matérielles ont ainsi été définies et mises en place pour ces locaux: installation de détecteurs d'hydrogène, remplacement des matériels non conçus pour être antidéflagrants par des matériels utilisables en atmosphère explosible, renforcement ou protection des tuyauteries véhiculant de l'hydrogène et renforcement de leur surveillance, ou encore fiabilisation de certains organes d'isolement de ces tuyauteries.

### ► Inondations internes

Au stade des VD3 900, après l'inondation partielle du site de la centrale nucléaire du Blayais à la fin de 1999, la vérification de la robustesse des installations à l'égard de certains scénarios d'inondation interne restait à réaliser. Ainsi, selon l'approche « séisme-événement », les conséquences possibles de la rupture simultanée de l'ensemble des réservoirs non dimensionnés au séisme implantés dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires ont été déterminées. Ces études ont permis de conclure

---

845. Établies sur la base de la courbe dite DSN 144, depuis reconnue obsolète par Électricité de France, l'IRSN et l'Autorité de sûreté nucléaire.

que les exutoires et les dispositifs de rétention existants permettraient d'éviter l'indisponibilité par immersion des matériels nécessaires au retour et au maintien à l'état sûr des réacteurs en cas de séisme.

### ► Agressions externes d'origine climatique

Les diverses agressions climatiques envisageables ont fait l'objet de traitements variés lors de la conception initiale des réacteurs de 900 MWe, que ce soit en termes de caractérisation des agressions ou d'évaluation de leurs conséquences possibles. C'est pourquoi il a été retenu d'examiner, dans le cadre du réexamen associé aux VD3 900, la robustesse des installations à l'égard d'agressions peu étudiées jusqu'alors en France, ou d'agressions dont les caractéristiques avaient évolué depuis la conception initiale de ces installations.

Les études menées ont conduit à conclure que, compte tenu de la localisation des différents sites et de leurs sensibilités aux risques d'origine climatique :

- les risques associés aux tornades et aux feux de forêts ne nécessitaient pas de dispositions particulières en raison de probabilités jugées alors suffisamment faibles pour les premières, du faible impact sur les installations pour les seconds ;
- la réévaluation des vents forts ne mettait pas en cause le dimensionnement des structures et des ouvrages des sites ;
- les risques liés au frasil<sup>846</sup> ainsi qu'aux nappes dérivantes envisageables d'hydrocarbures faisaient l'objet de dispositions physiques de protection et de systèmes d'alerte pertinents ; toutefois, une caractérisation plus fine de ces risques et un examen approfondi des scénarios correspondants ont conduit à décider la mise en œuvre de modifications matérielles ou d'exploitation des dispositions existantes.

Par ailleurs, il est apparu que la vérification de la capacité des sites à faire face aux risques liés à la canicule ou à la sécheresse, engagée après l'épisode caniculaire de 2003, devait être activement poursuivie en vue d'un déploiement aussi rapide que possible des dispositions nécessaires sur l'ensemble des sites.

### ► Autonomie des réacteurs et des sites à l'égard des agressions externes

L'inondation partielle du site de la centrale nucléaire du Blayais en décembre 1999 avait mis en évidence la sensibilité des installations à l'égard d'agressions externes affectant simultanément l'ensemble des réacteurs d'un site. Au-delà du retour d'expérience de cet événement pour ce qui concerne les risques d'inondation d'origine externe (voir le paragraphe 24.1), il est apparu opportun d'étendre cette analyse à

---

846. Comme cela est indiqué au paragraphe 12.6, le frasil est un phénomène de prise en glace massive due à l'agglomération de cristaux de glace qui se forment dans des eaux turbulentes et qui, lorsque leur accumulation est suffisante pour contrecarrer la turbulence, s'assemblent en galettes flottantes. Les conditions d'apparition du frasil sont réunies lorsque la température de l'eau est inférieure à 0 °C et la température de l'air inférieure à - 10°C.

l'ensemble des agressions externes (séismes, vents forts, grands froids...) et à leurs cumuls éventuels, compte tenu des défaillances de mode commun qui pourraient en résulter, afin de vérifier ou d'améliorer la robustesse des dispositions de conception et d'exploitation des installations dans de telles situations. Cela a conduit Électricité de France à s'interroger en particulier sur les situations de perte totale de la source froide nécessaire au refroidissement des réacteurs du site (H1) et de perte totale des alimentations électriques des réacteurs du site (H3).

Les modifications décidées à la suite des études correspondantes ont conduit à renforcer les capacités des sites en fluides (eau, fioul, huile) et en sources électriques internes.

### ► Réévaluation sismique

Dans le prolongement des précédents réexamens, la démarche de réévaluation sismique pour les VD3 900 a comporté la réévaluation des spectres de sol caractérisant le séisme majoré de sécurité (SMS) de chaque site et l'analyse de l'impact de cette réévaluation sur la robustesse des équipements des réacteurs, en retenant les meilleures pratiques et l'état de l'art en la matière.

Pour assurer un comportement satisfaisant des structures et des matériels en cas de séisme (respect de leurs exigences fonctionnelles), des modifications ont été décidées, selon les sites, notamment des renforcements d'ouvrages en béton armé, de charpentes métalliques et d'ancrages d'équipements, ainsi que des remplacements d'équipements.

Par ailleurs, l'absence de risque d'agression d'ouvrages classés de sûreté par les salles des machines (non dimensionnées au séisme) a été vérifiée.

## 30.4.5. Études d'accidents

Les conséquences pour les populations et l'environnement auxquelles pourraient conduire les conditions de fonctionnement accidentelles justifient que la réévaluation de sûreté menée dans le cadre d'un réexamen périodique permette de vérifier que les dispositions de prévention et de limitation des conséquences correspondantes demeurent suffisantes, compte tenu :

- des évolutions d'hypothèses, de méthodes ou d'outils de calcul découlant notamment de l'amélioration des connaissances relatives à certains phénomènes physiques – issues notamment des travaux de recherche –,
- des évolutions des conditions ou des pratiques d'exploitation,
- des évolutions des approches de sûreté, pouvant amener à étudier certains accidents non traités lors des études de conception initiale ou ultérieurement,
- des modifications de l'installation qui peuvent modifier les hypothèses retenues lors des études initiales ou ultérieures.

### ► Risques de surpression à froid du circuit primaire

Des précédentes évaluations des risques de surpression à froid dans le circuit primaire dans les états d'arrêt du réacteur, menées depuis 1997, il était ressorti qu'il convenait de renforcer la prévention d'une rupture brutale de la cuve du réacteur qui pourrait résulter d'une surpression du circuit primaire à une température inférieure à 90 °C. En effet, lorsque le réacteur est en puissance, la température du circuit primaire, de l'ordre de 300 °C, est très largement supérieure à la température de transition ductile-fragile des aciers ferritiques de la cuve, d'où l'absence de risque de rupture brutale. Mais l'irradiation neutronique élève la température de transition ductile-fragile de l'acier des viroles situées au droit du cœur et un refroidissement brutal de cet acier par injection d'eau froide à haute pression par le circuit d'injection de sécurité pourrait alors entraîner un risque de rupture fragile de la cuve.

En complément des améliorations de conduite déjà mises en place, Électricité de France a, dans le cadre du réexamen associé aux VD3 900, retenu une modification consistant à abaisser la pression d'ouverture des soupapes du pressuriseur lorsque le circuit primaire est fermé et le réacteur refroidi par le circuit de refroidissement à l'arrêt; elle a permis de réduire significativement la probabilité de surpression à froid en cas de brèche du circuit primaire qui nécessiterait l'utilisation de l'injection de sécurité.

### ► Accidents avec fusion du cœur

Après les accidents des centrales nucléaires de Three Mile Island puis de Tchernobyl, de nombreuses études ont été engagées dans l'optique de réduire les conséquences d'un accident avec fusion du cœur. Dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux VD3 900, Électricité de France a élaboré un référentiel pour les situations de fusion du cœur («référentiel accidents graves»), qui définissait une démarche et des objectifs, ainsi que des exigences de sûreté pour certains équipements. Les aspects suivants ont fait l'objet d'une attention particulière :

- la tenue des enceintes de confinement lors d'un accident avec fusion du cœur, notamment en cas d'explosion d'hydrogène ou de fusion du cœur alors que la pression est élevée dans le circuit primaire,
- la tenue ou le caractère opérationnel de certains équipements dans les conditions d'ambiance pouvant résulter d'un accident avec fusion du cœur, en particulier la possibilité de manœuvrer les soupapes de dépressurisation du circuit primaire en cas de perte totale des alimentations électriques,
- l'instrumentation utilisable pour « gérer » une situation avec fusion du cœur,
- les stratégies à mettre en œuvre dans le réacteur accidenté, notamment les stratégies de conduite du système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement et d'injection d'eau dans le puits de cuve<sup>847</sup>.

847. Voir le chapitre 17.

Les études menées ont conduit Électricité de France à définir des modifications permettant de réduire significativement les risques de défaillance de l'enceinte de confinement et d'assurer un suivi de la progression de l'accident, notamment :

- l'épaississement du radier des deux réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim (sujet qui avait déjà été étudié lors de la première réévaluation de sûreté de ces réacteurs),
- une modification visant à fiabiliser l'ouverture des soupapes du pressuriseur en cas de perte totale des alimentations électriques (H3), pour éviter une fusion du cœur en pression,
- le remplacement de certains équipements du bâtiment du réacteur par des équipements qualifiés aux conditions (pression, température...) pouvant résulter d'un accident avec fusion du cœur,
- la mise en place de thermocouples dans le puits de cuve pour détecter une percée de la cuve par le corium.

Par ailleurs, Électricité de France a décidé d'installer dans les enceintes de confinement des recombinants autocatalytiques d'hydrogène pour éviter une explosion d'hydrogène (voir le paragraphe 17.5.4).

### ► Confinement

L'objectif retenu était d'évaluer le confinement assuré par la « troisième barrière » non seulement pour les situations d'exploitation normale (incluant les états d'arrêt) et les situations accidentelles de dimensionnement, mais aussi pour les situations d'accident avec fusion du cœur, au regard notamment du référentiel spécifique retenu pour les VD3 sur ce sujet. Comme cela est présenté au chapitre 6, la « troisième barrière » comprend l'enceinte de confinement proprement dite (le bâtiment du réacteur), les traversées de cette enceinte (sas, fourreaux, etc.), l'enveloppe externe du secondaire des générateurs de vapeur ainsi que les systèmes associés de ventilation et de filtration d'air. Les circuits dont l'utilisation peut être nécessaire en situation accidentelle et qui pourraient véhiculer des produits radioactifs hors de l'enceinte de confinement constituent une « extension » de la troisième barrière.

Les différentes dispositions assurant la fonction de sûreté « confinement » ont été examinées afin d'établir un état des lieux, d'examiner l'efficacité de ces dispositions et de déterminer les améliorations envisageables ; en particulier, ont été examinés :

- le comportement mécanique et le taux de fuite des différentes enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe. L'analyse a notamment porté sur les résultats des essais globaux d'étanchéité de ces enceintes, la pérennité de leurs dispositifs d'auscultation, les principales « pathologies » pouvant les affecter ainsi que sur la résistance de ces enceintes dans les situations accidentelles de dimensionnement et d'accident avec fusion du cœur ;

- le comportement des traversées des enceintes de confinement, notamment en cas d'accident avec fusion du cœur, y compris les grandes traversées telles que les sas d'accès du personnel et le tampon d'accès des matériels (TAM);
- la maîtrise et la répartition des fuites des enceintes, qui peuvent déboucher, soit directement dans l'environnement, soit dans des bâtiments auxiliaires;
- les « extensions » de la troisième barrière de confinement;
- les risques de fuite directe de fluide primaire hors de l'enceinte de confinement;
- l'étanchéité – assurée par la structure des bâtiments eux-mêmes ou par les systèmes de ventilation – des bâtiments auxiliaires susceptibles de recueillir des fuites de liquides ou de gaz radioactifs;
- la situation radiologique des salles de commande en cas d'accident avec fusion du cœur;
- les exigences fonctionnelles et les performances des systèmes de ventilation-filtration des locaux de l'îlot nucléaire, hors bâtiment du réacteur.

Ces études ont montré que les enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe ne présentaient pas d'anomalie de comportement. Des améliorations de l'étanchéité de certains sas et organes de robinetterie d'isolement ont néanmoins été retenues. Enfin, des compléments d'investigation sont apparus nécessaires, concernant en particulier le béton des enceintes et l'enrobage des armatures de précontrainte, pour l'élaboration des dossiers d'aptitude à la poursuite d'exploitation (DAPE) des enceintes de confinement.

Concernant les sas d'accès dans le bâtiment du réacteur, l'étude du comportement de la « troisième barrière » en situation d'accident avec fusion du cœur a conduit au renforcement du système de fermeture du TAM afin d'assurer sa tenue mécanique pour des pics de pression évalués à une valeur de l'ordre de 8 bars (voir le paragraphe 14.3.3.2).

### ► Éclairages apportés par les études probabilistes de sûreté

Pour ce qui concerne les études probabilistes de sûreté de niveau 1, l'objectif probabiliste retenu par Électricité de France au stade du réexamen associé aux VD3 900, à savoir une fréquence de fusion du cœur de  $10^{-5}$  par tranche et par an pour les événements internes (au stade des VD2 900, la valeur de  $5.10^{-5}$  avait été estimée), visait à progresser dans la diminution des risques en tenant compte des améliorations déjà apportées aux installations.

Le réexamen de sûreté associé aux VD3 900 a également été l'occasion d'une première élaboration d'une étude probabiliste de niveau 2.

Les enseignements tirés des EPS par Électricité de France l'ont conduit à mettre en place certaines dispositions visant à réduire la fréquence de fusion du cœur ou à en limiter les rejets dans l'environnement. Deux dispositions peuvent être mentionnées ici :

- une disposition visant à réduire le risque de fusion du cœur avec bypass du confinement en cas de rupture d'un serpentin (du circuit RRI) de la barrière thermique d'un groupe motopompe primaire (GMPP). Électricité de France a effectué des modifications pour accroître la fiabilité de l'isolement de la « barrière thermique » des GMPP en ajoutant, sur le circuit RRI en aval<sup>848</sup> de la « barrière thermique », une vanne pneumatique motorisée ainsi qu'un capteur de mesure de température déclenchant la fermeture de la vanne si la température de l'eau du circuit RRI dépasse 100 °C;
- le renforcement du tampon d'accès des matériels (TAM), déjà évoqué plus haut.

Des enseignements tirés des EPS dans le cadre des réexamens en général, et de celui qui a été associé aux VD3 900 en particulier, sont développés dans le paragraphe 14.3.

### ► Défaillances passives des circuits de sauvegarde

Pour les réacteurs du parc électronucléaire, les règles d'étude des conditions de fonctionnement accidentelles de dimensionnement (ou de référence) imposent de considérer une défaillance passive (c'est-à-dire affectant un équipement statique, par exemple une tuyauterie) des circuits de sauvegarde après 24 heures de fonctionnement; cette défaillance est supposée induire une fuite de 200 litres par minute, isolable au bout de 30 minutes. L'examen des conséquences qu'aurait, sur l'efficacité de ces circuits et sur l'environnement, une défaillance plus sévère – de la même manière que cela a été retenu pour la conception de l'EPR<sup>849</sup> –, a permis de vérifier que la prise en compte de cette hypothèse plus contraignante ne remettait pas en cause la disponibilité des équipements nécessaires à la gestion des situations accidentelles précitées et ne conduisait pas à une augmentation des rejets dans l'environnement.

### ► Rupture de tubes de générateur de vapeur

Dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux VD3 900, des modifications ont été retenues en vue d'améliorer la prévention des risques de débordement d'eau à partir d'un générateur de vapeur affecté d'une rupture de tubes (RTGV). Ces modifications ont concerné :

- d'une part les conditions de fonctionnement de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (ASG), par la mise en place d'un arrêt automatique du circuit ARE et d'un isolement automatique du circuit ASG,
- d'autre part la conduite, en prévoyant un refroidissement automatique du circuit primaire par le GCT-a des générateurs de vapeur sains pour annuler au plus vite la fuite du circuit primaire par un équilibrage des pressions entre le générateur de vapeur affecté et ce circuit.

848. Un clapet antiretour est positionné en amont.

849. Au titre d'études de sensibilité (voir le paragraphe 8.4.2). Il s'agit de fuites survenant avant 24 heures ou d'un débit supérieur à 200 L/h (voir les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau pressurisée »).

Bien qu'elles ne permettent pas d'exclure tout risque de rejet d'eau, ces modifications permettent que les opérateurs disposent de délais supplémentaires pour mener les actions de nature à éviter un tel rejet.

### ► **Capacité fonctionnelle des équipements utilisés pour la maîtrise des situations du « domaine complémentaire »**

Les études menées dans le cadre du réexamen associé aux VD3 900 ont aussi permis de définir et de retenir des dispositions matérielles complémentaires ainsi que des évolutions de conduite accidentelle en vue de mieux assurer la capacité fonctionnelle des équipements dont le fonctionnement est prévu dans des situations du domaine complémentaire ; à cette fin, les sujets suivants ont été considérés :

- pour les actions à réaliser en local, l'accessibilité des équipements concernés,
- qualification des équipements aux conditions ambiantes (température, humidité, pression, irradiation) dans les situations considérées,
- fiabilité des fonctions en « support » nécessaires à l'accomplissement des missions des équipements,
- adéquation des performances des équipements et de la conduite associée aux objectifs visés.

### **30.4.6. Prise en compte des enseignements du réexamen associé aux VD3 900 pour les réexamens suivants**

Les études génériques du réexamen associé aux VD3 900 se sont déroulées de 2002 à la fin de 2008. Bien évidemment, les enseignements tirés de ce réexamen bénéficient aux réexamens suivants de réacteurs du parc électronucléaire. Toutefois, dès lors qu'un premier réexamen a été réalisé de manière complète et satisfaisante, les réexamens suivants peuvent être menés de manière plus ciblée, par exemple sur des évolutions en termes d'exigences de sûreté, sur des questions concernant l'état des structures, systèmes et composants. L'exploitant doit toutefois justifier que les analyses non réexaminées demeurent valables.

Ainsi, le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe (VD3 1300), dont le dossier d'orientation a été établi en 2010, a repris en grande partie les sujets traités lors du réexamen associé aux VD3 900, auxquels ont été ajoutés de nouveaux sujets, tels que :

- les risques de dilution du bore dans le circuit primaire dans les états d'arrêt,
- une « revue de conception » du système de protection intégré numérique (SPIN)<sup>850</sup> du réacteur,

850. Spécifique aux réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe.

- les risques associés aux perturbations électriques d'origine interne ou externe, à la lumière des événements survenus à la centrale de Forsmark en Suède en 2006 et à la centrale de Dampierre-en-Burly en 2007,
- la protection contre les risques industriels et aériens,
- l'apport des études probabilistes de niveau 1 réalisées en tenant compte, en plus des événements initiateurs internes à la chaudière, des inondations internes, des incendies et des séismes, ainsi que des événements pouvant affecter le combustible entreposé dans la piscine du bâtiment BK.

Concernant les réacteurs du palier N4, les études génériques du premier réexamen de sûreté ont commencé en 2007; la VD1 N4 s'est achevée en 2012. Le réexamen associé aux VD2 a commencé en 2011; ces VD2 doivent s'achever en 2021.

Le réexamen associé aux VD4 900 est développé ci-après.

## ***30.5. Les VD4 900 – Lien avec l'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs électronucléaires français***

### ***30.5.1. Éléments de contexte***

Aux États-Unis, la prolongation jusqu'à 60 ans de l'exploitation de réacteurs électronucléaires a été autorisée. C'est en 2009 que le premier renouvellement d'autorisation pour 20 années supplémentaires de fonctionnement a été accordé; à la fin de 2013, 40 réacteurs ont atteint plus de 40 années de fonctionnement. Des investissements significatifs, incluant le changement de gros composants et la rénovation globale des installations, ont été réalisés.

En Europe, plusieurs exploitants se sont engagés dans des programmes d'extension de la durée de fonctionnement de leurs réacteurs électronucléaires. Électricité de France en particulier s'est engagé dans un important programme d'investissements sur deux décennies pour rénover les réacteurs en exploitation du parc électronucléaire français (appelé aussi grand carénage), visant à permettre leur exploitation au-delà des 40 années initialement prévues dans des conditions de sûreté satisfaisantes: il s'agit du projet dit durée de fonctionnement (DDF). Les modifications importantes décidées après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (découlant des prescriptions de l'Autorité de sûreté nucléaire) sont associées à ce projet; pour les réacteurs de 900 MWe, les dernières modifications retenues dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté (présentées dans le paragraphe 36.6), dites de phase 3, seront réalisées à l'occasion de leurs VD4.

Plus précisément, Électricité de France a retenu cinq «leviers» majeurs pour le projet DDF:

- les visites et réexamens de sûreté décennaux – notamment associés aux VD4 –, avec la prise en compte de l'expérience au plan international,

- la maîtrise et l'anticipation de l'usure des matériels,
- l'utilisation des meilleures connaissances techniques et technologiques,
- la préparation du tissu industriel,
- le maintien et le renouvellement des compétences.

La première visite décennale VD4 900 a débuté en 2019 (Tricastin 1), la dernière devrait être achevée en 2030 (Chinon B4).

Concernant le vieillissement des matériaux, il convient de mentionner qu'Électricité de France a créé en 2008 un institut de recherche et développement en la matière, le MAI (Materials Ageing Institute), qu'il pilote et qui est cofinancé par des exploitants de centrales nucléaires via l'Electric Power Research Institute (EPRI, qui représente l'ensemble des exploitants de réacteurs nucléaires aux États-Unis) et par la compagnie japonaise Kansai Electric Power Company (KEPCO). Le MAI regroupe les compétences des industriels en vue d'anticiper le vieillissement des centrales de production d'électricité et permettre d'augmenter la durée de vie des matériaux, des composants et des structures de ces installations. En France, l'IRSN mène, de son côté, des travaux de recherche et développement sur le vieillissement des matériaux<sup>851</sup> pour conforter ses expertises en la matière.

Les étapes du réexamen associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe sont présentées sur le diagramme de la figure 30.3.

### 30.5.2. Objectifs, dossier d'orientation du réexamen

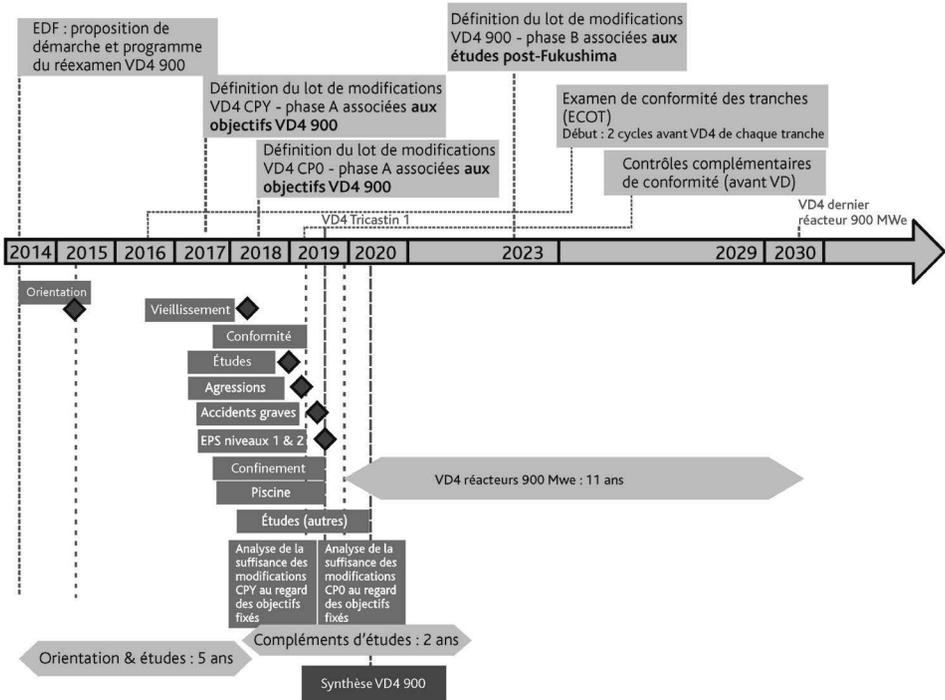
En septembre 2010, Électricité de France a transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire des premiers éléments relatifs au projet DDF. Puis il a transmis le programme générique associé à ce projet, qui, après instruction par l'IRSN et avis du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, a permis une prise de position en juin 2013 de l'Autorité de sûreté nucléaire, dans laquelle trois objectifs ressortent tout particulièrement :

- *« la poursuite du fonctionnement des centrales nucléaires [...] suppose de garantir le maintien, au-delà du quatrième réexamen de sûreté, de la conformité des équipements importants pour la sûreté aux exigences qui leur ont été fixées » [...] « les contrôles in situ devront couvrir l'ensemble des exigences définies pour les éléments importants pour la protection (EIP) » ;*
- *« les réacteurs actuels coexisteront, au niveau mondial, avec des réacteurs de type EPR, ou équivalent, dont la conception répond à des exigences de sûreté significativement renforcées. Les réacteurs nucléaires doivent donc être améliorés au*

851. Voir à ce sujet le chapitre 10 de l'ouvrage de l'IRSN intitulé « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », J. Couturier & M. Schwarz, Collection sciences et technique, IRSN/EDP Sciences, 2017.

*regard de ces nouvelles exigences de sûreté, de l'état de l'art en matière de technologie nucléaire et de la durée de fonctionnement visée par EDF » ;*

- « en ce qui concerne la réévaluation du niveau de sûreté, [...] EDF doit renforcer ses propositions pour réduire encore, autant que raisonnablement possible, l'impact radiologique des accidents de dimensionnement ».



**Figure 30.3.** Étapes du réexamen associé aux VD4 900 (la signification des symboles est celle donnée pour la figure 30.2). IRSN.

L'Autorité de sûreté nucléaire a de plus indiqué que « le programme d'EDF doit être construit avec l'objectif que tous les réacteurs [...] dont le fonctionnement au-delà du quatrième réexamen de sûreté serait envisagé aient fait l'objet des travaux et modifications nécessaires au plus tard à l'échéance de leur quatrième visite décennale. »

Concernant le réexamen associé aux VD4 900, Électricité de France a transmis à l'ASN le dossier d'orientation du réexamen (DOR) à la fin de 2013<sup>852</sup>. Ce document présente les contrôles et les études génériques qu'il compte réaliser pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe; il a été examiné par l'IRSN ainsi que par deux groupes

852. Dossier amendé et complété jusqu'à mi-2014.

permanents d'experts (GPR et GPESPN), ce qui a conduit à une prise de position de l'Autorité de sûreté nucléaire au mois d'avril 2016<sup>853</sup>.

Un certain nombre des objectifs ou éléments notables retenus pour le réexamen associé aux VD4 900 sont indiqués ci-après :

- de façon générale, les études de réévaluation de sûreté associées aux VD4 900 sont à mener en prenant en compte les meilleures pratiques internationales ainsi que l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires, en particulier aux nouveaux réacteurs<sup>854</sup> ;
- ainsi, pour les conditions de fonctionnement de dimensionnement (ou de référence), pour les événements du domaine complémentaire et pour les agressions, l'objectif visé est d'éviter la nécessité de mise en œuvre de mesures de protection de la population à court terme ;
- certaines situations retenues pour la conception du réacteur EPR qui n'avaient pas été étudiées pour les réacteurs en exploitation sont étudiées ; un domaine d'événements complémentaires, dit rénové, est à établir en cohérence avec celui retenu pour l'analyse de sûreté du réacteur EPR ;
- des dispositions à fort impact en termes de prévention des accidents graves (réserves d'eau et électricité) sont à examiner ;
- en lien avec les études post-Fukushima, des dispositions sont à rechercher pour éviter la percée du radier par le corium et pour pouvoir évacuer la puissance résiduelle du réacteur sans ouverture du dispositif d'éventage-filtration associé à la procédure U5 ;
- une amélioration de l'efficacité du dispositif de filtration prévu pour réduire les rejets en cas d'ouverture volontaire de l'enceinte pour permettre sa dépressurisation si nécessaire lors d'un accident avec fusion du cœur (dispositif d'éventage-filtration U5) est recherchée ; l'IRSN a notamment considéré que, au regard des progrès technologiques sur les procédés de filtration et des développements industriels, l'ajout au dispositif U5 de médias filtrants (par exemple à base d'argent) pourrait à terme permettre de réduire les rejets d'iode (iode sous forme moléculaire et iode sous forme organique), réduisant ainsi significativement les conséquences radiologiques sur les populations et l'environnement en cas d'éventage de l'enceinte de confinement ;
- les nouveaux équipements mis en place à l'égard des situations avec fusion du cœur sont à qualifier aux conditions auxquelles ils pourraient être soumis ;
- concernant les piscines dans lesquelles sont entreposés les combustibles usés, le risque de fusion du combustible doit être « pratiquement éliminé » ;

853. Lettre de position de l'ASN, référence CODEP-DCN-2016-007286 du 20 avril 2016.

854. On peut citer le guide ASN n° 22, ainsi que des documents de l'association WENRA.

- la démarche de maîtrise du vieillissement engagée notamment au stade des VD3 900 est à poursuivre, en la complétant pour les zones en alliage de nickel de type 600 du circuit primaire principal, telles que les pénétrations de fond de cuve – matériau potentiellement sujet à un phénomène de corrosion sous contrainte (voir le paragraphe 27.2.2.10).

Concernant les risques liés à l'incendie, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé à Électricité de France d'apporter à l'occasion des VD4 900 – en complément des actions déjà retenues lors des VD3 900 – la justification du bon dimensionnement de la sectorisation incendie couvrant tous les « volumes de feu de sûreté », avec un calendrier d'études et de modifications associées. Ces justifications<sup>855</sup> doivent bien évidemment concerner tous les locaux identifiés à fort enjeu de sûreté (en s'appuyant notamment sur l'EPS « Incendie »).

Après la prise de position, en 2016, de l'Autorité de sûreté nucléaire sur les orientations du réexamen associé aux quatrième visites décennales des réacteurs de 900 MWe, une nouvelle position est prévue à la fin de 2020; elle sera élaborée sur la base d'une synthèse par l'IRSN de l'ensemble des expertises menées sur les sujets qui figurent sur le diagramme 30.3 ainsi que sur les avis du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (expertises et réunions du groupe permanent échelonnées de 2016 à 2019).

Quelques points notables à fin 2019, dont certains sont évoqués dans le reste de l'ouvrage, sont indiqués ci-après.

### ***30.5.3. Quelques points notables à l'issue des instructions menées par les organismes de sûreté<sup>856</sup>***

#### **► Examen de conformité des tranches**

Pour l'examen de conformité des tranches (ECOT), Électricité de France a retenu un programme de travail similaire à ceux déployés lors des réexamens précédents, portant sur différents équipements tels que :

- des ouvrages de génie civil (rétentions d'effluents, galeries et tuyauteries du circuit d'eau brute...),
- les systèmes et structures de confinement et de ventilation,
- les engins de levage,
- les principaux organes en fonctionnement normal de rejets liquides et gazeux,
- les équipements qualifiés aux conditions accidentelles,

855. Par la mise en œuvre de la méthode dénommée PEPSSI (Principe d'évaluation pour la suffisance des éléments de sectorisation incendie), inspirée de la méthode EPRESSI utilisée pour l'EPR Flamanville 3.

856. Situation à la fin de 2019.

- les dispositions de protection contre la foudre,
- les tuyauteries,
- à l'égard du risque sismique, les supportages et les ancrages,
- les dispositions de protection contre les risques d'incendie et d'explosion,
- les dispositions de protection contre les risques d'inondation (interne et externe),
- les moyens locaux de crise.

À l'issue des orientations du réexamen périodique associé aux VD4 900 et compte tenu d'écart de conformité alors récemment caractérisés affectant différents types de matériels, l'Autorité de sûreté nucléaire a estimé nécessaire qu'Électricité de France étende le périmètre et les contrôles de son programme d'ECOT. Elle a indiqué des possibilités de vérifications complémentaires notamment sur les dispositifs passifs utilisés dans la démonstration de sûreté et sur les équipements qui contribuent à la prévention et à la limitation des situations avec fusion du cœur.

Il est aussi apparu nécessaire que les visites de terrains ne soient pas que des contrôles visuels (sans démontage d'équipements) et que les meilleures pratiques de contrôle disponibles soient autant que possible mises à profit.

Pour répondre à cette demande, Électricité de France a proposé, dans le cadre de la visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin, des visites de terrain dans des locaux abritant des équipements contribuant directement au repli du réacteur et à son maintien en état sûr, à savoir les pompes du système ASG, les pompes du système SEC et les moteurs diesel des groupes électrogènes de secours. Ces visites seront étendues par la suite à l'ensemble des réacteurs de 900 MWe en tenant compte du retour d'expérience de ces premières visites.

Par ailleurs, à l'issue de l'examen des orientations retenues par Électricité de France pour le réexamen périodique associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, l'Autorité de sûreté nucléaire a rappelé que la résorption des écarts, y compris ceux dont l'impact sur la sûreté est modéré, était un élément important pour envisager une poursuite du fonctionnement des réacteurs. À cet égard l'Autorité de sûreté nucléaire a publié en 2015 le guide ASN n° 21 « Traitement des écarts de conformité à une exigence définie pour un élément important pour la protection (EIP) », qui détaille les modalités de traitements ainsi que les délais de traitement qu'elle juge acceptable.

L'ASN a notamment rappelé que, *« en cas de découverte d'écarts de conformité à caractère générique, EDF devra fournir, dans le cadre de l'analyse des écarts, sa position sur la nécessité de procéder à une extension des contrôles ou à une accélération du programme de l'ECOT sur les autres réacteurs en fonctionnement »*.

L'Autorité de sûreté nucléaire a également demandé à Électricité de France *« de renforcer [son] organisation afin d'être en mesure de corriger au plus tard lors de la quatrième visite décennale de chaque réacteur de 900 MWe les écarts ayant un impact*

*sur la sûreté qui auront été préalablement identifiés. Les écarts détectés au cours de ladite visite décennale seront corrigés dès que possible, en tenant compte de leur importance pour la sûreté.»*

Au début de l'année 2018, Électricité de France a mis en place un « projet » spécifique pour améliorer la maîtrise de la conformité de ses installations; ce projet est initié dans le cadre du réexamen associé aux VD4 900 mais il s'applique à tout le parc électronucléaire.

### ► Études de réévaluation de sûreté

Eu égard à l'objectif cité au deuxième point de la liste ci-dessus, la réduction des conséquences radiologiques de la rupture d'un tube de générateur de vapeur est un sujet sur lequel Électricité de France doit encore progresser à l'occasion des VD4 900; ce point est développé au paragraphe 10.3.

Concernant les études relatives au domaine complémentaire d'événements, la mise en œuvre de la démarche associée au domaine complémentaire dit rénové a conduit, d'une part à confirmer les dispositions déjà identifiées dans le cadre des études du nouveau domaine complémentaire, d'autre part à retenir le diesel d'ultime secours (DUS) comme nouvelle disposition complémentaire permettant de réduire encore les risques liés aux événements internes aux réacteurs (voir le paragraphe 13.5).

Concernant la prévention, en cas d'accident avec fusion du cœur, de la percée du radier par le corium, Électricité de France a étudié différentes solutions et retenu une stratégie reposant sur l'étalement à sec du corium dans le puits de cuve (sec) complété par un étalement dans le local adjacent du système instrumentation du cœur (RIC); cet étalement serait suivi du noyage (passif<sup>857</sup>) du corium par l'eau des puisards du bâtiment du réacteur, qui auraient été préalablement remplis à l'aide des circuits RIS ou EAS, voire, en cas de défaillance, par la pompe « noyau dur ».

Pour ce qui concerne la recherche de dispositions permettant, en cas de fusion du cœur, d'évacuer la puissance résiduelle du réacteur sans ouverture du dispositif d'événement-filtration associé à la procédure U5, Électricité de France prévoit, dans le cadre de la phase 3 des modifications post-Fukushima (voir le paragraphe 36.6), la mise en place d'un système ultime (EASu<sup>858</sup>) qui permettra une évacuation de la puissance résiduelle dégagée à l'intérieur de l'enceinte de confinement.

---

857. Par la rupture d'un câble fusible quand le corium vient à son contact, qui entraîne l'ouverture de trappes permettant l'arrivée d'eau.

858. Ce système, défini dans le cadre des modifications post-Fukushima (voir le paragraphe 36.6.5.3), est constitué d'une ligne piquée, dans le bâtiment du combustible, sur l'extraction de la bêche PTR, comportant une pompe (pompe « noyau dur ») et un échangeur de chaleur, qui permet d'envoyer de l'eau dans le bâtiment du réacteur et les puisards. La pompe est alimentée électriquement par le groupe électrogène à moteur diesel d'ultime secours (DUS). L'échangeur est refroidi par la source froide ultime (SFu), mise en œuvre par la Force d'action rapide nucléaire (FARN).

Dans le cadre des VD4 900, Électricité de France met en place, pour le bâtiment du combustible, des dispositions permettant le raccordement d'un circuit de refroidissement de secours (« PTR bis » – voir la figure 30.4) à l'extérieur de ce bâtiment, constitué d'équipements mobiles, en vue de retrouver, au-delà de 24 heures, un refroidissement de la piscine d'entreposage des combustibles usés en cas d'agression (incendie ou inondation) ayant durablement endommagé le circuit de refroidissement (voir le paragraphe 15.3).



**Figure 30.4.** Vue en simulation du « PTR bis », montrant au premier plan les éléments abritant la pompe et l'échangeur et au second plan les raccords-pompiers. EDF.

Par ailleurs, comme cela est indiqué au paragraphe 9.1.4, les organismes de sûreté ont estimé, sur la base des études de réévaluation de l'accident de perte de réfrigérant primaire présentées par Électricité de France, que le refroidissement du cœur en mode de recirculation d'eau à partir des puisards de l'enceinte de confinement nécessitait des compléments de justification: cela concerne les effets chimiques qui peuvent être induits par la présence d'acide borique, de soude et de composés dissous provenant des débris sur les risques de colmatage non seulement au niveau des filtres des puisards mais aussi au sein des assemblages combustibles – qui sont encore à explorer. Électricité de France prévoit des essais complémentaires à des niveaux de température représentatifs de ceux pouvant être atteints dans la situation accidentelle considérée.

Concernant les études probabilistes de sûreté en support du réexamen périodique associé aux VD4 900, Électricité de France a notamment retenu :

- pour ce qui concerne les événements initiateurs internes, de réaliser des EPS de niveau 1 pour le risque de fusion du combustible aussi bien dans le cœur que dans la piscine d'entreposage du combustible,

- pour ce qui concerne les agressions, de réaliser des EPS de niveau 1 spécifiques pour l'incendie et l'inondation internes, ainsi que des EPS « séisme » approfondies pour les sites pour lesquels les risques correspondants sont jugés les plus sensibles,
- de développer des EPS de niveau 2 pour ces trois types d'agressions – ce qui constitue une nouveauté.

De nombreuses modifications, résultant des études du réexamen de sûreté, des études post-Fukushima et des actions nécessaires à la maîtrise de la conformité vont ainsi être mises en œuvre; leur volume et leur cumul vont induire des changements significatifs pour les hommes et les organisations en place sur les sites nucléaires. Électricité de France met en place à cet égard une « démarche SOH », telle que précisée au paragraphe 16.2.2.

## **30.6. Aperçu sur les pratiques à l'international – Guides de l'AIEA**

Comme cela a été indiqué dans le présent chapitre, la pratique de réexamens périodiques adoptée en France n'a pas découlé, à l'origine, d'une exigence réglementaire. Cette pratique a été mise en place progressivement en France – en précisant dès le milieu des années 1990 les objectifs et le contenu attendu des réexamens –, comme d'ailleurs dans la plupart des pays exploitant des réacteurs nucléaires de puissance.

### **30.6.1. Pratiques à l'international**

Deux documents recensant les pratiques mises en œuvre dans différents pays en matière de *Periodic Safety Reviews*<sup>859</sup> (PSR) peuvent être mentionnés :

- un rapport de l'OCDE, établi en 1992, intitulé « The Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants – practices in OECD countries »,
- un document de l'AIEA, établi en 2010, intitulé « Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants: Experience of Member States »<sup>860</sup>.

Il convient de signaler que, au moment de la mise en exploitation des réacteurs électrogènes dans certains pays, les durées de validité des autorisations d'exploitation (formellement non limitée en France comme dans de nombreux pays, sachant néanmoins que les réacteurs étaient conçus<sup>861</sup> sur la base d'une durée de 40 ans) pouvaient être dans certains pays de quelques années seulement – même si la conception

859. Cette appellation sera utilisée dans la suite du paragraphe, car c'est celle qui est largement retenue à l'international, notamment dans les standards de l'AIEA.

860. Ce recensement a été diffusé sous la forme d'un « document technique » (ce qui n'est pas un guide), référencé IAEA-TECDOC-1643, de 2010.

861. En termes de durée d'irradiation de structures, de nombre de transitoires incidentels...

des installations était faite pour des durées bien supérieures. Le rapport de l'OCDE évoqué ci-dessus fait apparaître que le renouvellement des autorisations d'exploitation s'inscrivait alors généralement dans un processus de mise à jour parfois annuelle des documents tels que les rapports de sûreté et les spécifications techniques d'exploitation, sans plus de détail sur les objectifs de ces mises à jour eu égard à ceux qui ont été attribués aux réexamens périodiques.

De façon générale, il apparaît que des *safety reviews* ont été engagées dans différents pays simultanément au développement des réexamens périodiques en France. Ces pays y voyaient l'intérêt de profiter à la fois de l'expérience acquise et de possibilités de perfectionnements technologiques. Toutefois, d'autres pays, comme les États-Unis, ont retenu une démarche différente, reposant sur des processus spécifiques de surveillance et d'amélioration des réacteurs; ce cas sera développé plus loin.

Les premières *safety reviews* ont été d'importance variable selon les pays. Certaines ont été de grande ampleur lorsqu'elles concernaient des réacteurs anciens; ce fut en particulier le cas des réacteurs de type MAGNOX (refroidis au gaz) dont le Royaume-Uni s'était doté entre 1956 et 1971, à savoir 20 réacteurs répartis sur huit sites. Des *Long Term Safety Reviews* (LTSR) furent réalisées pour ces réacteurs après 20-25 ans d'exploitation – correspondant à leur durée de vie fixée à l'origine –, comme une condition pour une extension de leur durée d'exploitation. Il fut ensuite procédé à des *Periodic Safety Reviews* (PSR) décennales de ces réacteurs<sup>862</sup>.

Les *safety reviews* réalisées dans des pays étrangers – telles qu'elles sont rapportées dans les deux sources documentaires précitées – correspondent essentiellement au volet « réévaluation de sûreté » de la pratique française, et font une large place au retour d'expérience (dont celui des accidents des centrales nucléaires de Three Mile Island et de Tchernobyl). Des « contrôles additionnels » sont cependant explicitement mentionnés pour les *Long Term Safety Reviews* des réacteurs anglais MAGNOX, concernant des équipements pouvant être sujets à un vieillissement notable (cela est inclus dans les contrôles de conformité de la pratique française). Progressivement, un éclairage par les études probabilistes de sûreté a été introduit. Ces *safety reviews* ont ainsi conduit à des modifications significatives des installations: ajout de groupes électrogènes (Allemagne notamment), ajout de circuits indépendants d'évacuation de la puissance résiduelle<sup>863</sup> et résistant aux agressions externes, dont les chutes d'avion (Allemagne, Suisse), remplacement ou ajout de soupapes de sécurité plus fiables (Belgique, Canada, Italie), amélioration de la protection contre l'incendie (Italie), amélioration de l'instrumentation pour la gestion de situations accidentelles (Allemagne, Belgique), modification des cœurs pour réduire la fluence neutronique reçue par les cuves (Finlande), modifications de nature à améliorer la résistance aux séismes (Italie), etc.

862. Voir le rapport de HSE intitulé « Report by HM Nuclear Installation Inspectorate on the Results of Magnox Long Term Safety Reviews (LTSRs) and Periodic Safety Reviews (PSRs) », 2000.

863. Il s'agit de systèmes du type *Independent Residual Heat Removal* (IRHR).

Aux États-Unis, les réacteurs de puissance font l'objet depuis les années 1970 de programmes ciblés, comme SEP (*Systematic Evaluation Process*), SSFI (*Safety System Functional Inspection*), ASP (*Accident Sequence Precursor*), IPE (*Individual Plant Examination*), IPEEE (*Individual Plant Examination for External Events*), SALP (*Systematic Assessment of Licensee Performance*) démarré en 1993, ou encore le programme de réévaluation sismique des réacteurs situés au centre et à l'est des États-Unis (*Central and Eastern United States – CEUS*) démarré en 2012, etc.

On peut cependant noter que, depuis l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi au mois de mars 2011 et à la suite de recommandations d'une *Task Force* de l'U.S.NRC, une réévaluation périodique des risques sismiques et d'inondation est maintenant prévue aux États-Unis (voir le paragraphe 37.5).

### 30.6.2. Guides de l'AIEA

L'AIEA a publié plusieurs guides spécifiquement dédiés aux *periodic safety reviews* des réacteurs électronucléaires, tenant compte du retour d'expérience en la matière et des pratiques existantes. Le guide le plus récent est le *Specific Safety Guide SSG-25* intitulé « Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants », diffusé en mars 2013.

Ce guide fait ressortir que, malgré des pratiques différentes d'un pays à l'autre, en particulier concernant le périmètre des études et des vérifications, les principaux objectifs attribués aux *periodic safety reviews* ont convergé – tout en reconnaissant la démarche américaine comme une alternative – vers la vérification de l'absence de dégradation du niveau de sûreté depuis la précédente *safety review* et la comparaison de la sûreté de l'installation à celle résultant des évolutions les plus récentes au plan international (évolutions technologiques, évolutions d'objectifs et de démarches de sûreté, de connaissances et d'outils de simulation numérique...), afin d'apprécier les améliorations à lui apporter. Le guide de l'AIEA met en avant l'importance d'apprécier, à l'occasion des *safety reviews*, les marges de sûreté (*safety margins*) disponibles – en tenant compte des contrôles effectués sur les équipements et de la reprise des études des incidents, des accidents et des agressions.

Une période décennale est retenue comme référence, étant jugée appropriée pour disposer de suffisamment d'évolutions à prendre en compte en termes de connaissances techniques et scientifiques, de retour d'expérience, d'environnement de l'installation (population, voies de communication, trame industrielle, environnement naturel...), d'organisation de l'installation, de modifications de celle-ci et de ses modalités d'exploitation, enfin en termes d'objectifs de sûreté, de réglementation et de standards de sûreté.

Le périmètre préconisé pour les *safety reviews* est très large; il couvre, par le biais de 14 *safety factors* (facteurs d'influence sur la sûreté), tous les aspects liés à la sûreté d'un site nucléaire, en considérant non seulement les bâtiments, structures, systèmes et composants (y compris les installations annexes: entreposage et traitement des déchets...), ainsi que leur exploitation, mais aussi les aspects organisationnels et humains. À cet égard, pour le parc électronucléaire français, certains *safety factors*

mentionnés dans le guide SSG-25 font l'objet d'examens spécifiques dans des cadres dédiés: il en est ainsi par exemple du retour d'expérience national et international ou des aspects organisationnels et humains qui font l'objet d'examens particuliers (organisation de la sûreté lors des arrêts de tranche, gestion des prestataires et des sous-traitants...).

Le guide SSG-25 de l'AIEA préconise explicitement que les *safety reviews* traitent de la conformité des équipements («*review for compliance with plant design specifications*»), en effectuant en tant que de besoin des contrôles ou examens spécifiques si les programmes de contrôles et de maintenance ne sont pas jugés suffisants pour évaluer la capacité de l'installation à fonctionner de façon sûre pendant la période à venir. La pratique française se trouve ainsi reprise au niveau international (examens de conformité, programmes d'investigations complémentaires).

Enfin, le guide SSG-25 de l'AIEA met en avant l'apport d'une *safety reviews* en support à une demande de renouvellement d'une autorisation d'exploitation ou d'extension de la durée de fonctionnement d'un réacteur.

### 30.7. Échanges multilatéraux

De façon complémentaire aux pratiques nationales et aux concertations entre pays menées dans le cadre de l'établissement de préconisations «convergées» en matière de *periodic safety reviews*, telles que celles qui sont évoquées ci-dessus, les évaluations de sûreté menées dans des cadres bilatéraux ou multilatéraux sur la sûreté de réacteurs électronucléaires en exploitation dans le monde sont d'un grand intérêt, même si leurs objectifs ne sont pas explicitement et formellement ceux attribués aux *periodic safety reviews*.

De telles évaluations permettent en effet de discuter de sujets de sûreté concrets concernant des installations en exploitation avec les pays ou les exploitants qui en sont bénéficiaires, en tenant compte de leurs spécificités de conception et d'exploitation, y compris aux plans organisationnels et humains, ou encore de leur contexte réglementaire; mais les connaissances, pratiques, technologies, objectifs et approches de sûreté les plus récents peuvent permettre d'éclairer les discussions, voire de suggérer des améliorations qui permettraient d'accroître le niveau de sûreté des installations. Ces échanges contribuent aussi au développement de la culture de sûreté.

Les évaluations, menées dès les années 1970 dans le cadre notamment des Operational Safety Review Teams (OSART) de l'AIEA (constituant des audits sur la sûreté en exploitation d'installations ou d'activités nucléaires) ou encore sous le couvert du groupement européen d'intérêt économique RISKAUDIT sont notamment à mentionner; des cas concrets de telles évaluations ont été présentés au paragraphe 3.1, concernant en particulier des réacteurs des pays de l'Est.

**Tableau 30.1.** Cadencement et durée des réexamens de sûreté des REP.

	VD2 900		VD2 1300		VD3 900		VD1 N4		VD3 1300		VD2 N4		VD4 900	
	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)
<b>1990</b>	■													
91	■													
92	■													
93	■													
94	■													
95	■													
96	■													
97	■		■											
98	■	■	■											
99	■	■	■											
<b>2000</b>	■	■	■											
01	■	■	■											
02	■	■	■		■									
03		■	■		■									
04		■	■		■									
05		■	■	■	■									
06		■	■	■	■									
07		■	■	■	■		■							
08		■	■	■	■		■	■						
09		■	■	■	■		■	■	■					
<b>2010</b>		■	■		■		■	■	■					
11			■		■		■	■	■		■			
12			■		■		■	■	■		■			
13			■		■		■	■	■		■		■	
14					■		■	■	■		■		■	
15					■		■	■	■	■	■		■	
16					■		■	■	■	■	■		■	
17					■		■	■	■	■	■		■	
18					■		■	■	■	■	■	■	■	
19					■		■	■	■	■	■	■	■	■
<b>2020</b>					■		■	■	■	■	■	■	■	■
21										■	■	■	■	■
22										■	■	■	■	■
23										■	■	■	■	■

	VD2 900		VD2 1300		VD3 900		VD1 N4		VD3 1300		VD2 N4		VD4 900		
	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	
24															
25															
26															
27															
28															
29															
2030															

(1) Période consacrée aux études génériques du réexamen et à leur évaluation.

(2) Période des visites décennales des réacteurs du palier concerné.