

Chapitre 9

Maintien de la conformité aux exigences applicables – Réexamens de sûreté

9.1. *Maintien de la conformité aux exigences applicables, maîtrise de l'obsolescence et du vieillissement*

Le maintien dans le temps de la conformité d'une installation nucléaire aux exigences qui lui sont applicables doit être assuré. Un chapitre spécifique des règles générales d'exploitation (RGE) est consacré aux essais et contrôles périodiques qui participent à la vérification de ce maintien. Ces essais et contrôles périodiques (déclinés pour les éléments importants pour la sûreté²⁵¹), sont complétés dans des programmes de maintenance préventive, qui peuvent prévoir le remplacement préventif de certains matériels.

Pour les réacteurs de recherche, les essais et contrôles périodiques visent tout particulièrement deux types de difficultés possibles du fait de leur durée d'exploitation qui peut être élevée, de modalités de leur exploitation qui peut ne pas être continue, de flux neutroniques élevés dans certaines structures... Il s'agit :

251. Ou dorénavant EIP : au sens de l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, un EIP est un équipement important pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. Cet équipement contribue à la prévention des risques et des inconvénients pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement.

- de l'obsolescence d'équipements : à ce sujet, les systèmes de contrôle-commande des réacteurs de recherche qui dataient des années 1970-1980 ont fait l'objet d'une rénovation complète à la fin des années 1990, incluant la mise en place de systèmes à base de logiciels programmés (« baies SIREX ») ;
- du vieillissement des structures et d'autres équipements (câbles, matériaux en polymères...) ; par exemple, pour les réacteurs à « faisceaux sortis de neutrons », la cuve d'eau lourde et les canaux neutroniques ou d'irradiation font l'objet de contrôles systématiques compte tenu des niveaux de flux neutroniques auxquels ils sont soumis.

Les contrôles à tous les stades de la vie d'une installation sont de la responsabilité première de l'exploitant. Il peut néanmoins être noté que d'autres acteurs peuvent être amenés à intervenir de façon ponctuelle pour s'assurer de leur bonne mise en œuvre (inspections sur site ou en usine menées par l'Autorité de sûreté nucléaire, par la Direction des équipements sous pression nucléaires²⁵²...) – pour les ouvrages de génie civil, l'IRSN peut proposer à l'Autorité de sûreté nucléaire, comme cela a été le cas pour le réacteur Jules Horowitz, les jalons calendaires et les objectifs de tels contrôles.

Les non-conformités identifiées par l'exploitant lors d'essais ou de contrôles périodiques font l'objet des mêmes modalités de déclaration et de traitement que celles qui concernent les réacteurs du parc électronucléaire.

Mais les réexamens de sûreté sont l'occasion de faire, tous les dix ans, un point approfondi sur la conformité, et notamment sur l'efficacité du traitement par l'exploitant des non-conformités identifiées dans les dix années révolues. Des investigations plus approfondies peuvent alors être menées à l'occasion de ces réexamens.

9.2. Réexamens de sûreté

9.2.1. Historique et démarche

La sûreté d'une installation nucléaire de base n'est jamais, par nature, définitivement acquise. Son amélioration doit être recherchée en tirant profit, notamment, du retour d'expérience et des nouvelles connaissances.

Des « bilans de sûreté » ont été réalisés à partir de 1978 pour les réacteurs de puissance français (réacteurs de la filière UNGG, réacteur à eau sous pression Chooz A). Cette pratique a ensuite été étendue aux réacteurs à eau sous pression des différents paliers (900 MWe, 1 300 MWe, 1 450 MWe), selon une démarche qui s'est progressivement structurée en réexamens de sûreté (décennaux), précisée ci-après. Des réacteurs de recherche exploités en France ont également fait l'objet de réexamens ou de réévaluations de sûreté dès le début des années 1980, ciblés dans un premier temps sur des sujets particuliers. Néanmoins, dès la fin des années 1990, le principe de

252. Pour les appareils à pression, seuls les équipements classés N1 au sens de l'arrêté ESPN sont contrôlés par l'ASN (DEP). Les équipements classés N2 ou N3 sont contrôlés par des organismes agréés. Une partie du circuit primaire principal du réacteur Jules Horowitz est classée N1.

réexamens systématiques tous les dix ans a été adopté, suivant une démarche analogue à celle retenue pour les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire.

► Règlementation et démarche

L'obligation pour les exploitants d'installations nucléaires de base de réexaminer périodiquement (en pratique tous les dix ans) la sûreté d'une installation nucléaire de base est inscrite depuis 2006 dans la loi TSN. Le processus de réexamen de sûreté comprend plusieurs étapes, suivant les deux volets suivants :

- un volet d'« examen de conformité » de l'installation,
- un volet de « réévaluation » proprement dite de la sûreté de cette installation.

L'examen de conformité consiste à comparer l'état réel de l'installation aux exigences qui lui sont applicables au regard de différents textes et documents en vigueur : réglementation, rapport de sûreté, règles générales d'exploitation...

L'objectif de la réévaluation de sûreté est d'apprécier la sûreté de l'installation au regard des objectifs et des pratiques de sûreté les plus récents, en France et à l'étranger, de l'évolution des connaissances et du retour d'expérience d'exploitation de l'installation ou d'autres installations nucléaires, en France et à l'étranger.

Pour les réacteurs de recherche français, un réexamen de sûreté comporte aujourd'hui trois étapes :

- l'exploitant établit et transmet à l'ASN, trois ans avant l'échéance du réexamen de sûreté, un « dossier d'orientation du réexamen » (DOR), qui précise le contour et l'ampleur de l'examen de conformité prévu et de la réévaluation de sûreté envisagée, celle-ci pouvant, sous réserve de justifications appropriées, ne traiter que certains sujets. En retour, après examen par l'IRSN, l'ASN transmet un courrier à l'exploitant, faisant part de remarques sur les orientations du réexamen ;
- l'exploitant procède ensuite à l'examen de conformité, comportant notamment des contrôles sur des structures, systèmes et composants, et aux études de réévaluation de la sûreté de son installation ;
- à l'issue de ces contrôles et études, l'exploitant transmet à l'ASN un rapport de réexamen, précisant les conclusions de son réexamen et les améliorations de sûreté qu'il a prévu de mettre en œuvre, avec le calendrier correspondant. Après examen de ce dossier par l'IRSN et, éventuellement, consultation de groupes permanents d'experts (principalement le groupe permanent d'experts pour les réacteurs [GPR]), l'ASN se prononce²⁵³ sur les conditions de poursuite de l'exploitation de l'installation et peut fixer à cette occasion des prescriptions complémentaires portant notamment sur des travaux à réaliser dans certains délais.

253. L'ASN transmet également son avis au ministre en charge de la sûreté nucléaire. Il n'y a pas de décision « homologuée ».

Pour un réacteur de recherche, le déploiement des travaux issus d'un réexamen de sûreté peut durer de deux à trois ans, voire plus si des travaux considérables sont jugés nécessaires. Les réexamens de sûreté constituent des étapes importantes dans la vie d'un réacteur de recherche et sont en effet susceptibles de conduire à des travaux significatifs (confortements sismiques de structures de génie civil, amélioration de la protection contre les risques d'incendie [sectorisation]...) pour pérenniser son exploitation ou pour intégrer de nouvelles technologies.

Les sujets majeurs traités de façon assez usuelle à l'occasion des réexamens de sûreté des réacteurs de recherche français sont :

- la maîtrise de l'obsolescence et du vieillissement d'équipements,
- l'adéquation du confinement (structures, systèmes de ventilation et dispositifs de filtration), en cas d'accident sévère affectant le réacteur ou en cas d'agression externe (explosion, chute d'avion...),
- la résistance aux séismes, pour tenir compte des plus récentes données sismotectoniques,
- la maîtrise des risques d'incendie.

Les examens de conformité sont notamment l'occasion de vérifier, par des contrôles approfondis (éventuellement des carottages dans des structures de génie civil...), le maintien de caractéristiques suffisantes du béton et du cuvelage de la piscine du réacteur – ces caractéristiques étant, pour les réacteurs conçus pour résister à un éventuel accident de type BORAX, une donnée essentielle pour garantir la conservation d'un inventaire en eau de la piscine suffisant dans un tel cas.

De même, les plateformes qui surplombent la piscine du réacteur peuvent devoir faire l'objet de vérifications détaillées de leur stabilité en cas de séisme, afin d'éviter leur chute sur le réacteur dans un tel cas ; les mouvements sismiques à retenir font généralement partie du champ de la réévaluation de sûreté, compte tenu des connaissances nouvelles acquises dans ce domaine.

9.2.2. Quelques réexamens de sûreté marquants

Comme cela a été indiqué précédemment, des réexamens²⁵⁴ de sûreté ont été régulièrement pratiqués pour les réacteurs de recherche dès les années 1990. Souvent orientés sur une question de sûreté particulière (prise en compte du retour d'expérience d'exploitation, modification importante des caractéristiques ou de l'utilisation de l'installation, réévaluation du comportement sismique...), ces réexamens de sûreté ont été l'occasion de « questionner » la sûreté des réacteurs de recherche d'une manière approfondie et ont conduit à la mise en place de dispositions techniques ou organisationnelles permettant d'améliorer leur sûreté.

254. On utilisera dans le présent paragraphe, par souci de simplification, l'expression « réexamen », bien qu'elle ne corresponde dans certains cas qu'à une partie du contenu, en deux volets, des réexamens tel que défini au début des années 1990 et appelé plus haut.

Ce fut le cas pour le réacteur PHEBUS, après qu'il a été décidé dans les années 1980 d'y mener des expériences pouvant conduire à une fusion du combustible d'essai – programme Phébus-PF, nécessitant un fonctionnement continu du réacteur sur plusieurs semaines (alors que pour les essais précédents la durée de fonctionnement du réacteur ne dépassait pas quelques jours par essai). Ces nouvelles modalités de fonctionnement ont conduit à prévoir des travaux importants de confortement sismique de façon à assurer la tenue du bâtiment du réacteur au séisme majoré de sécurité (il avait été dimensionné au séisme maximal historiquement vraisemblable) : ceinturage du bâtiment, traitement de non-conformités découvertes, lors des excavations, au niveau de l'encastrement dans le rocher (à une profondeur de – 5 m) de piliers de bâtiments auxiliaires jouxtant le bâtiment du réacteur.

En 1986, une fuite de la piscine du réacteur SILOE ayant été détectée, d'importantes modifications ont été décidées (mise en place d'un cuvelage – voir à ce sujet le paragraphe 10.1.2), qui se sont inscrites dans le cadre d'un réexamen de sûreté de cette installation.

Au début des années 1980, un premier réexamen a été mené pour le réacteur à haut flux (RHF) à Grenoble, ciblé sur les travaux de rénovation du bloc-pile et sur la durée de vie de certains composants importants pour la sûreté du réacteur. Par ailleurs, à la suite de la découverte en 1983 de fissures dans la partie supérieure de l'enceinte (interne) en béton, au niveau du corbeau du pont de manutention, un ceinturage local externe de cette enceinte a été réalisé en 1989. Cette opération fut particulièrement compliquée compte tenu de l'espace réduit entre cette enceinte et l'enceinte métallique qui l'entoure (80 cm). Les câbles de précontrainte durent être introduits par un trou d'homme aménagé dans le dôme de l'enceinte métallique.

Au début des années 1990, à la suite de la découverte, lors d'un examen visuel, d'une marque inhabituelle sur une structure interne du RHF, à savoir la « grille de tranquillisation²⁵⁵ » située sous le cœur, un second réexamen de sûreté de ce réacteur a été mené, davantage ciblé sur l'état des structures internes du réacteur. Un examen approfondi montra qu'il s'agissait de fissures dans une zone de cette grille, en aluminium (AG3NET), directement soumise à une irradiation importante en provenance du cœur, qui l'avait fragilisée – cette irradiation ayant été probablement accrue par un phénomène vibratoire. Compte tenu de la durée nécessaire pour déposer l'ensemble des structures internes du réacteur et réparer ou remplacer la grille, évaluée à deux ans, l'Institut Laue-Langevin a pris la décision, au bout d'un an, de remplacer l'ensemble du bloc-pile, y compris les tronçons de tuyauteries situés en piscine. L'exploitant a retenu à cette occasion une nouvelle conception pour la « grille de tranquillisation », dite « grille rabattue » (figure 9.1), permettant un remplacement plus facile ; cette nouvelle grille a été qualifiée par des essais réalisés en eau. Ces travaux importants se sont achevés en 1994. La nouvelle grille « rabattue » n'a ensuite été remplacée qu'une fois.

255. Cette grille, constituée en fait de deux grilles superposées, fait office d'organe déprimogène en amont du cœur, l'eau arrivant à une vitesse (importante) de 17 m/s. La fluence (flux de neutrons intégré dans le temps) subie depuis le début du fonctionnement du réacteur en 1971 avait été évaluée à 3.10^{23} neutrons/cm².

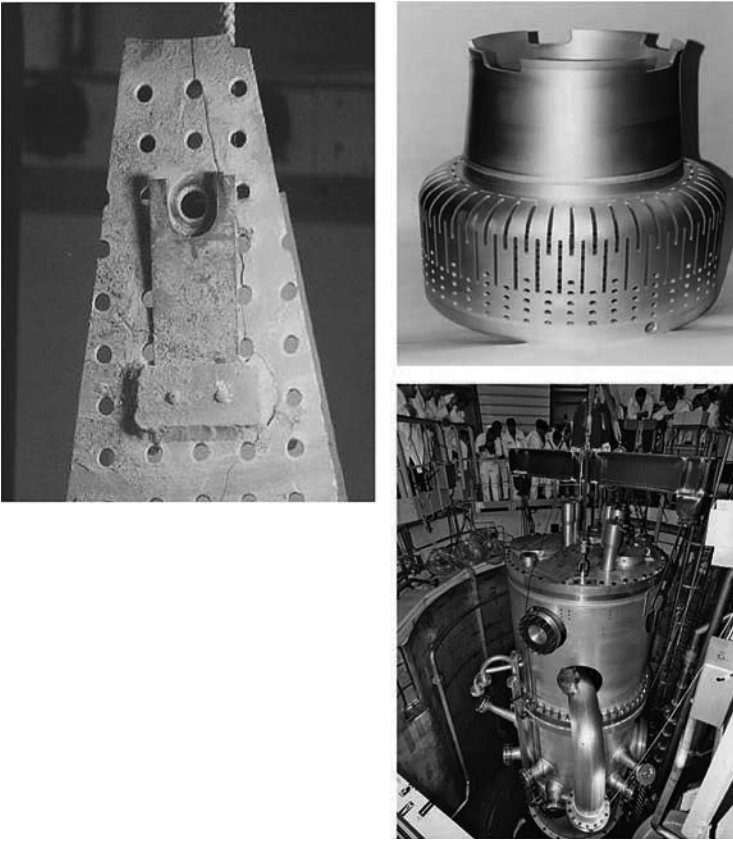


Figure 9.1. À gauche, la partie fissurée de la « grille de tranquillisation » initiale du RHF, en haut à droite la nouvelle « grille rabattue », en bas à droite la descente du nouveau bloc-pile dans la piscine. © ILL.

En 2002, un nouveau réexamen de sûreté du RHF a été conduit, concernant principalement :

- les mises à jour des documents de sûreté de l'installation (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation et plan d'urgence interne),
- la prise en compte des enseignements tirés de l'exploitation de l'installation depuis la précédente réévaluation de sûreté,
- le comportement sismique de l'installation.

Concernant ce dernier point, le RHF avait été initialement dimensionné en appliquant les règles parasismiques PS 67, en retenant un séisme d'intensité 8 dans l'échelle de Mercalli²⁵⁶,

256. Soit entre VIII et IX de l'échelle macrosismique internationale MSK ; il s'agit d'échelles qualitatives. Selon l'échelle MSK, plus largement utilisée ensuite, le niveau VIII correspond à la « destruction de bâtiments » (conventionnels) et le niveau IX à des « dommages généralisés aux constructions ». Le niveau maximal, XII, a été défini par « changement de paysage ».

avec une accélération maximale horizontale au sol de 0,3 g au niveau du radier²⁵⁷. La réévaluation sismique, qui a conduit à des confortements considérables, mérite d'être développée. Cette réévaluation a été menée en appliquant la règle fondamentale de sûreté RFS I.1.c établie en 1992, puis, pour les travaux de confortement non encore engagés en 2004, la toute récente règle fondamentale de sûreté RFS 2001-01, avec une première appréciation²⁵⁸ des effets de site (voir le focus du paragraphe 7.4.2). L'application de la RFS 2001-01 a conduit, pour le séisme majoré de sécurité (SMS) à un accroissement (jusqu'à 20 %) des accélérations pour les fréquences inférieures à 4,5 Hz – particulièrement d'intérêt pour les structures de génie civil – et à une baisse significative des accélérations dans la plage [4,5 Hz – 30 Hz], l'accélération maximale du sol (ou accélération à fréquence infinie – PGA) restant voisine de 0,3 g.

L'exploitant a fait procéder à des calculs de simulation – en comportement linéaire – de l'ensemble des structures du RHF (le maillage retenu est représenté sur la figure 9.2), afin de quantifier les déficits de résistance de ces structures pour les nouveaux spectres sismiques. Des déficits ont été identifiés :

- de 15 % à 40 % pour les parois en béton de la piscine,
- de 60 % à l'extrémité du canal de transfert²⁵⁹.

Ces constatations ont amené l'exploitant à réaliser différents travaux visant à renforcer le réacteur :

- déconstruction de bâtiments périphériques situés sur le « plancher-margelle » (dont l'un constituant une charge de 1 500 tonnes) ;
- réalisation d'une paroi verticale de soutènement du canal de transfert ;
- réalisation, à la jonction entre le « plancher-margelle » et la paroi de l'enceinte en béton, de 70 « dents » (système de butées tangentielles ou « peigne »), avec un jeu de 1 mm entre les dents (figure 9.2) ;
- renforcement du bâtiment ILL4 jouxtant le réacteur (bâtiment dans lequel est située la salle de commande du réacteur) et découpe de l'extrémité de ce bâtiment située au plus proche de l'enceinte métallique du réacteur, pour dégager un espace de 20 cm entre le bâtiment ILL4 et l'enceinte métallique afin d'éviter des chocs entre ces structures en cas de séisme ;
- découpe à 45° des extrémités des halls des guides de neutrons au plus proche de l'enceinte métallique (figure 9.2).

257. Données issues du rapport DSN 50 de 1974. Comme cela a été indiqué au nota 218, une accélération de 0,3 g correspond à une zone moyennement sismique ; pour les zones très sismiques (Japon, Turquie...), les accélérations peuvent atteindre 0,4 à 0,6 g.

258. L'Institut Laue-Langevin s'est alors associé au projet CASHIMA piloté par le CEA pour le volet relatif aux effets de site.

259. Canal constitué de trois compartiments, canal 1, canal 2 et canal 3, pouvant être isolés par des batardeaux.

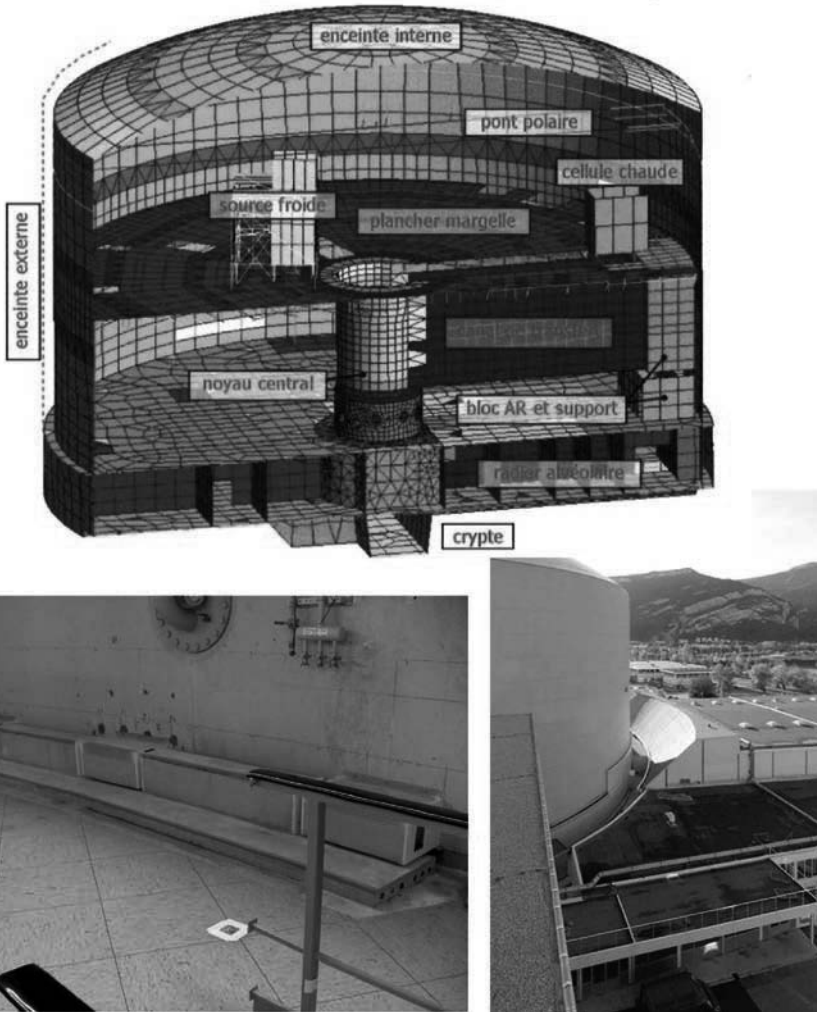


Figure 9.2. En haut, maillage des structures en béton du réacteur utilisé pour la réévaluation sismique du RHF des années 2000 ; en bas à droite, vue de la partie découpée de l'un des halls des guides de neutrons ; en bas à gauche, vue partielle des « dents » situées à la jonction entre la dalle du niveau D et l'enceinte en béton. © ILL.

Par ailleurs, cette réévaluation sismique du RHF a conduit à l'installation d'un circuit de refroidissement d'ultime secours (CRU) pour faire face à une éventuelle fuite de la piscine du réacteur en cas de séisme.

Le réacteur MASURCA a fait l'objet d'un premier réexamen de sûreté en 1988 lors duquel les enseignements tirés des premières années de fonctionnement de ce réacteur ont été analysés. De même, les réacteurs ORPHEE et OSIRIS ont fait l'objet de réexamens de sûreté, respectivement en 1997 et 1999. Ces réexamens ont principalement concerné, pour le réacteur ORPHEE, les dispositions permettant de faire face aux situations accidentelles et

aux risques d'incendie. Pour le réacteur OSIRIS, le réexamen mené en 1999 a été principalement ciblé sur les enseignements tirés de l'exploitation, la protection contre les risques incendie et le comportement de l'enceinte en cas d'accident de type BORAX.

Le réacteur CABRI a fait également l'objet d'une réévaluation sismique, dans le cadre d'un réexamen global de sa sûreté intégrant le projet d'installation d'une boucle à eau sous pression. Cette réévaluation a conduit à des renforcements, réalisés à partir de 2003 : pour l'essentiel, le renforcement des voiles, des poteaux et des poutres du bâtiment du réacteur et des bâtiments annexes, ainsi que le ceinturage des superstructures du bâtiment du réacteur par des tirants en béton armé.