

Partie 3

La sûreté en exploitation

Chapitre 19

Les essais de démarrage des réacteurs à eau sous pression

19.1. Introduction

Comme cela a été indiqué dans l'annexe du chapitre 6, le réacteur Chooz A, qui fournissait une puissance électrique de 300 MWe, a été le premier réacteur à eau sous pression mis en service⁶⁰⁹ en France. Sa première divergence a eu lieu le 18 octobre 1966 et son premier couplage au réseau électrique a été réalisé le 3 avril 1967. Par la suite, durant la période 1970-2000, 58 réacteurs électronucléaires à eau sous pression ont été construits et mis en service sur le territoire français, correspondant – après les premiers réacteurs de Fessenheim et du Bugey⁶¹⁰ – à plusieurs paliers standardisés (28 réacteurs de 900 MWe, 20 réacteurs de 1 300 MWe, puis quatre réacteurs de 1 450 MWe). Le dernier réacteur de cet ensemble qui a été mis en service est le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Civaux (réacteur de 1 450 MWe); ses essais de mise en service ont été achevés au cours de l'année 2000 (figure 19.1).

La bonne réalisation des essais de mise en service constitue un enjeu industriel important pour les concepteurs, les constructeurs et les exploitants de telles installations. En effet, la phase d'essais de mise en service est une phase relativement courte mais très riche d'enseignements sur le plan de la validation de la conception; l'analyse

609. La « mise en service » est déclarée par l'électricien après les essais de démarrage et le raccordement au réseau électrique.

610. Auxquels sera attribuée *a posteriori* l'expression CP0 par référence aux contrats-programmes pluriannuels qui suivront.

des « écarts »⁶¹¹ découverts à cette occasion y contribue tout particulièrement. L'exécution des programmes d'essais de mise en service, l'évaluation de leurs résultats et le traitement des problèmes rencontrés contribuent bien évidemment à l'obtention du niveau global de sûreté visé pour les installations; ces activités doivent donc être maîtrisées et contrôlées pour en assurer la qualité adéquate. Par ailleurs, il convient de souligner ici l'intérêt et l'importance des essais de mise en service pour la formation des équipes qui exploiteront ensuite le réacteur, qui doivent donc être largement impliquées dans la préparation des essais, dans le suivi et l'analyse de leur déroulement ainsi que dans les enseignements à en tirer.

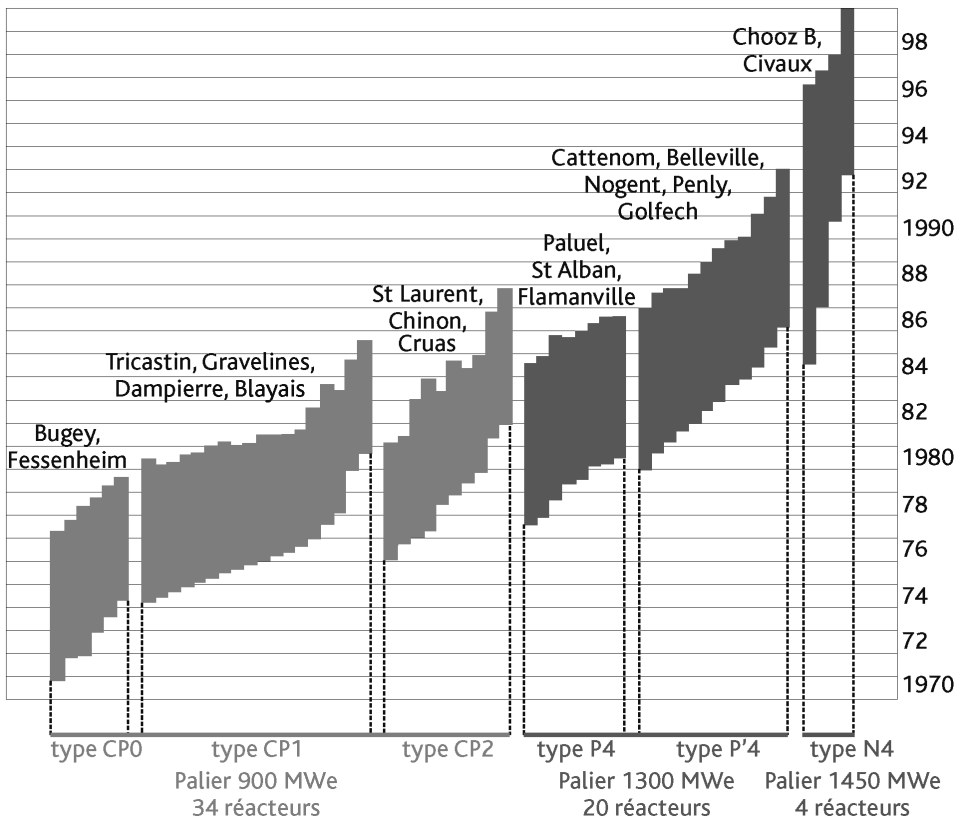


Figure 19.1. Chronologie des constructions et des mises en service des réacteurs du parc électronucléaire français. Georges Goué/IRSN.

Sous l'angle de la sûreté, la réalisation des essais de mise en service doit permettre de vérifier la conformité de l'installation telle que construite et de ses modalités d'exploitation aux caractéristiques (ou exigences au sens de l'«arrêté qualité» de 1984)

611. Constat, observation qui ne correspond pas à ce qui est attendu. Cette notion est précisée au chapitre 29.

définies et retenues lors de la conception et dans la démonstration de sûreté. En effet, avant le premier démarrage d'une telle installation, il est indispensable de vérifier que les matériels et systèmes en place ont bien les caractéristiques et les performances prévues. Mais, si les essais de matériels individuels, puis de systèmes de plus en plus complets, ne posent pas de problèmes particuliers tant qu'il s'agit de vérifier leurs caractéristiques en fonctionnement normal, les choses deviennent beaucoup plus difficiles quand il s'agit par exemple de s'assurer du bon comportement de systèmes de sauvegarde en situation accidentelle. Il n'est évidemment pas envisageable de réaliser une rupture guillotine d'une tuyauterie du circuit primaire à 155 bars pour vérifier que les débits d'injection de sécurité sont bien conformes aux prévisions. Il n'est pas davantage envisageable de noyer le bâtiment du réacteur sous l'effet d'un fonctionnement réel du système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement. Il faut donc trouver des moyens d'obtenir les informations correspondantes par des voies indirectes. Cela nécessite des transpositions des conditions d'essai et des analyses spécifiques. À titre d'exemple, des essais des pompes d'injection de sécurité à basse pression et des accumulateurs sont pratiqués alors que la cuve est ouverte, ce qui correspond à des conditions où le circuit primaire est totalement dépressurisé. Dans ces conditions, le débit maximum des pompes, avec les pertes de charge réelles des circuits, peut être apprécié et recalculé pour les conditions d'accident. Le système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement est testé avec des tuyauteries provisoires qui renvoient l'eau aux puisards du bâtiment du réacteur, ce qui permet d'apprécier le bon fonctionnement des pompes de ce circuit. Les buses d'aspersion, qui sont bouchées pendant les essais, sont testées par des mesures de débit à l'air comprimé.

Dans ce cadre, les essais prévus au titre de la réglementation des appareils à pression – comme la montée en pression au-dessus de la « pression de calcul » (voir le paragraphe 8.6) ou le palier pour recherche et bilan des fuites – sont intégrés aux programmes d'essais.

C'est l'exploitant qui élabore les programmes d'essais, incluant les essais successifs à réaliser pour chaque système ainsi que les essais d'ensemble de l'installation. Cela se traduit par la rédaction d'une centaine de programmes de principe d'essais des systèmes (PPE) puis, pour chacun d'eux, de l'ordre d'une quinzaine de procédures d'essais (PEE) – soit environ 1 500 documents par réacteur. Chacun des essais à réaliser est programmé dans une phase appropriée de la mise en service.

Dès les premières mises en service de réacteurs nucléaires, les organismes de sûreté français se sont attachés à suivre de près l'élaboration des programmes d'essais, l'exécution et l'analyse des résultats des essais, tout particulièrement dans la phase des essais dits de démarrage, notion qui est précisée plus loin au paragraphe 19.2.1. Pour chaque nouveau palier de réacteurs à eau sous pression, le contenu des programmes d'essais a fait l'objet d'analyses de la part de l'IPSN. Ce contenu s'est amélioré, à la lumière de l'expérience acquise pour les paliers précédents. Une attention particulière a de plus été portée à l'analyse « en ligne » des résultats d'essais sur site.

À cet égard, dès 1966, Jean Bourgeois, alors président de la Commission de sûreté des piles au Commissariat à l'énergie atomique, avait obtenu la présence sur le site de Chooz d'un ingénieur du Département d'étude des piles, pour suivre les essais dits opérationnels

(voir la définition de ces essais plus loin au paragraphe 19.2.2.2). De la même façon, un suivi de l'ensemble des essais du réacteur à neutrons rapides PHENIX (démarrage, montée en puissance, fonctionnement en puissance) fut réalisé en 1973 et 1974 sur le site de Marcoule par un ingénieur du Département de sûreté nucléaire du Commissariat à l'énergie atomique. Compte tenu de l'efficacité reconnue du processus mis en place par toutes les parties, un ingénieur du Département de sûreté nucléaire fut de même détaché sur site pour les essais de démarrage et de montée en puissance de la première tranche de la centrale nucléaire de Fessenheim. Dans la continuité, l'IPSN a ensuite été impliqué dans le démarrage des 57 autres réacteurs du parc électronucléaire français.

L'IPSN a mené ses analyses des résultats d'essais en s'appuyant sur sa présence sur les sites correspondants et sur les experts de ses services, en relation suivie avec les services d'études et de conception d'Électricité de France. L'ingénieur de l'IPSN affecté sur un site conservait une approche d'analyste ; mais, par son intégration locale, il permettait d'optimiser le déroulement des instructions techniques relatives aux programmes et aux procédures d'essais, en vérifiant notamment leur bon ordonnancement dans les différentes phases des essais de démarrage, en examinant en temps réel les résultats obtenus lors des essais concernant le respect des exigences et critères de sûreté et en s'assurant que la poursuite des essais ne se faisait qu'après l'obtention de résultats satisfaisants lors des essais précédents. Il pouvait également intervenir dans l'instruction des demandes de dérogations nécessaires à la réalisation d'essais. Cette organisation s'est révélée souple et efficace. C'est pourquoi des modalités analogues ont été retenues pour les essais du réacteur EPR Flamanville 3.

La suite du présent chapitre expose divers aspects des essais de démarrage des réacteurs à eau sous pression, présente quelques constats tirés de l'expérience des essais de démarrage des 58 réacteurs des paliers de 900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe et précise les ajustements et les améliorations qui en ont découlés au fil du temps. Les programmes d'essais de démarrage du réacteur EPR Flamanville 3 seront aussi évoqués, tout particulièrement l'intérêt d'essais d'endurance de longue durée d'équipements importants pour la sûreté.

19.2. La mise en service

19.2.1. Définition des essais de démarrage

Dans le cadre de la mise en service d'un réacteur électronucléaire tel qu'un réacteur à eau sous pression, Électricité de France réalise (ou fait réaliser) des contrôles et essais portant, notamment, sur les éléments importants pour la sûreté⁶¹², qu'il s'agisse de

612. La notion d'EIS a été utilisée pour les 58 réacteurs mis en exploitation du parc électronucléaire. Depuis l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (« arrêté INB »), la notion à utiliser est celle d'éléments importants pour la protection (EIP) : voir le paragraphe 2.2 du présent ouvrage. Par ailleurs, l'exploitant réalise ou fait réaliser des contrôles et essais des matériels, composants et systèmes concernant la production d'énergie (partie « conventionnelle » de l'installation).

structures, de systèmes ou de composants (SSC) – que l'on désignera dans la suite du texte par « équipements ». Ces essais comprennent :

- des contrôles et des essais réalisés en dehors du périmètre de l'installation nucléaire de base sur des équipements importants pour la sûreté lors de leur construction (par exemple des contrôles de gros composants tels que pressuriseurs, générateurs de vapeur, etc.),
- des contrôles et des essais réalisés dans les installations pendant le montage, la construction ou l'installation de tels équipements,
- des contrôles et des essais réalisés dans les installations lorsque ces équipements ont été installés, couverts par l'appellation d'**essais de démarrage**.

L'ensemble de ces essais doit notamment permettre de s'assurer de la conformité des installations telles que construites aux exigences retenues lors de la conception et dans la démonstration de sûreté correspondante, mentionnées notamment dans :

- les textes réglementaires applicables,
- le dossier de demande d'autorisation de mise en service (DMES), qui inclut en particulier le rapport de sûreté (mis à jour) et les règles générales d'exploitation, transmis avant la réalisation des essais de démarrage.

De façon générale, la définition des essais de démarrage nécessite, pour chaque équipement :

- d'identifier toutes ses configurations de fonctionnement envisageables,
- de recenser, pour chacune de ces configurations de fonctionnement, les exigences fonctionnelles correspondantes,
- de transposer les exigences ainsi recensées aux conditions des essais.

Ces configurations doivent se retrouver au sein d'essais élémentaires de l'équipement ou d'essais d'ensemble utilisant cet équipement.

La stratégie et les modalités de réalisation des essais de démarrage bénéficient bien entendu des enseignements tirés des essais déjà réalisés et prennent en compte les spécificités des installations. Ainsi, pour les essais de démarrage du réacteur EPR Flamanville 3, on peut citer :

- une utilisation plus large de l'instrumentation qui sera utilisée en phase d'exploitation (plus précise que celle des réacteurs précédents, ce qui réduit par ailleurs le recours à une instrumentation spécifique d'essais),
- la réalisation d'essais de démarrage de systèmes passifs.

19.2.2. Phasage des essais de démarrage

Sans entrer dans le détail du phasage des essais de démarrage des réacteurs à eau sous pression français, il est utile de rappeler ici qu'ils peuvent être décomposés

en trois phases, constituées des **essais préliminaires** des équipements, des **essais préopérationnels** réalisés avant le chargement du réacteur en combustible et des **essais opérationnels**. L'enchaînement des phases et des essais est synthétisé sur les planches 19.1 et 19.2 à la fin du présent chapitre.

19.2.2.1. Les essais préliminaires et les essais préopérationnels

Les essais préliminaires et les essais préopérationnels débutent après la fin des montages. Ils visent à vérifier le fonctionnement correct des équipements et des systèmes fonctionnels, et permettent, en cas d'anomalie, de prendre les actions correctives nécessaires. Le programme de ces essais comprend l'ensemble des épreuves, contrôles, mises au point, réglages et essais fonctionnels proprement dits nécessaires pour que le chargement du cœur en combustible puis la première divergence et les essais à faible puissance puissent être conduits dans des conditions de sûreté satisfaisantes. Dans un premier temps, les conditions de fonctionnement peuvent être spécifiques pour réaliser des essais (par exemple, l'essai d'une vanne motorisée « à blanc » sans débit de fluide); au fur et à mesure de l'avancement des essais, de nouvelles parties fonctionnelles de l'installation peuvent être mises en œuvre, permettant de se rapprocher des conditions normales de fonctionnement de l'installation. Lorsque cela est possible, des conditions anormales de fonctionnement sont également simulées, pour autant qu'elles ne mettent pas en cause la sécurité du personnel, l'intégrité des matériels ou l'état de propreté des circuits. L'intérêt de ces essais préliminaires et préopérationnels est qu'ils sont réalisés dans des conditions de fonctionnement (pression, température) quelquefois proches des conditions normales de fonctionnement du réacteur, grâce à la puissance de pompage des pompes primaires qui communique une énergie au fluide primaire; du fait qu'ils sont réalisés sans que le combustible soit chargé dans le cœur, ils ne posent pas de problème de sûreté nucléaire.

Les essais préliminaires des équipements et des portions de systèmes consistent, en fin de montage, à vérifier les alimentations en fluides (eau, air, électricité...), à réaliser des contrôles « fil à fil » de circuits électriques (voir la figure 19.2), à réaliser des essais de systèmes de contrôle-commande et d'instrumentation, des essais de mise en service d'actionneurs, des essais de rotation de pompes, à mettre en propreté des circuits...

Les essais d'ensemble préopérationnels (ENS) des principaux systèmes (incluant les systèmes de sauvegarde d'injection de sécurité et d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement) permettent notamment de vérifier leur bon dimensionnement par le respect de critères de sûreté transposés aux conditions des essais. Sont ensuite réalisés les essais d'ensemble du circuit primaire principal (CPP) avec, d'une part les essais « à froid » incluant l'épreuve de résistance et d'étanchéité qui constitue un essai réglementaire, d'autre part les essais « à chaud » au cours desquels le CPP (sans le combustible ni les grappes absorbantes) et ses circuits associés sont essayés aux conditions nominales de fonctionnement de température et de pression afin de vérifier la disponibilité des fonctions de sûreté.



Figure 19.2. Cliché montrant des opérateurs effectuant des contrôles de câblages électriques dans le réacteur EPR Flamanville 3. Alexis Morin/Médiathèque IRSN.

Ces essais incluent des essais particuliers (pertes de sources électriques, défaillance des systèmes de contrôle-commande, d'air comprimé...) destinés à valider les hypothèses d'études et les consignes d'exploitation associées à ces situations incidentelles.

19.2.2.2. Les essais opérationnels

Les essais opérationnels sont réalisés après le premier chargement de combustible; ils comprennent :

- des essais précritiques, à froid puis à chaud, complétant les essais préliminaires et préopérationnels pour ce qui concerne notamment le bon fonctionnement des mécanismes de commande des grappes absorbantes et les réglages affectés par la présence du combustible ;
- la divergence puis les essais de montée en puissance du réacteur, visant à vérifier le bon comportement de l'installation tant sur le plan fonctionnel que sur celui de la sûreté. Cette étape comporte l'atteinte de l'état critique du cœur, le couplage au réseau et les essais physiques de conformité du cœur ainsi que le réglage des paramètres de régulation et de protection de la chaudière nucléaire au cours de la montée en puissance du réacteur, depuis la divergence initiale du réacteur jusqu'à son fonctionnement à la puissance nominale.

19.2.2.3. Principes généraux d'enchaînement et de réalisation des essais

L'ordre de succession des différents essais est précisé par des procédures d'ensemble dites ENS (essais préopérationnels) et de démarrage dites DEM (essais opérationnels) qui appellent des procédures d'exécution d'essais (PEE), à mener dans un ordre qui est

fonction des conditions et des impératifs de réalisation. Cela facilite grandement la planification des essais qui est réajustée quotidiennement. Les règles suivantes doivent être respectées :

- le réacteur ne doit pas être amené dans un état où sa sûreté dépendrait des performances d'équipements qui n'auraient pas encore été vérifiées ;
- tous les essais préopérationnels doivent avoir été réalisés avant que ne débute le premier chargement de combustible dans le réacteur. Font toutefois exception à cette règle les essais d'équipements ou d'ensembles fonctionnels qui ne peuvent être montés qu'après la mise en place du combustible (c'est le cas, par exemple, des essais des grappes absorbantes). C'est pourquoi une série complète d'essais précritiques, à froid et à chaud, est réalisée après le chargement du combustible et après la fermeture du couvercle de la cuve, avant de procéder au démarrage proprement dit du réacteur ;
- les essais sont menés par étapes, de sorte que l'exécution satisfaisante de l'une permette d'apporter des justifications quant à la sûreté de la suivante ; à cette fin, chaque étape doit être poussée aussi loin que possible en simulant, s'il y a lieu, certains paramètres de fonctionnement (comme par exemple la perte de charge du cœur en fonctionnement pendant les essais préopérationnels d'ensemble, par la mise en place de pavés filtrants dans la cuve) ;
- l'exploitant doit valider les procédures de conduite (normales et incidentelles) et les gammes d'essais périodiques au fur et à mesure de l'avancement des essais – les procédures accidentelles font l'objet de leur côté d'une validation à l'aide d'un simulateur ou à l'aide de logiciels de simulation.

En outre, lorsqu'un essai préopérationnel n'a pas pu être exécuté normalement avant le chargement du combustible dans le cœur du fait d'une indisponibilité, ou lorsque les résultats obtenus par un tel essai n'ont pas été jugés satisfaisants, il peut, par exception, être exécuté ou repris après le chargement, à condition bien entendu que cette situation ne soit pas de nature à mettre en cause le respect des exigences de sûreté.

Par ailleurs, les essais sont menés sans aller jusqu'à l'atteinte ou le risque d'atteinte à l'intégrité des équipements : par exemple, les essais des pompes sont réalisés sans atteindre la cavitation du fluide.

Si l'essai d'un système, comportant par exemple une chaîne d'actionneurs, ne peut être réalisé que par parties, un recouvrement des essais partiels doit être assuré.

19.2.3. La documentation relative aux essais de démarrage

19.2.3.1. Procédures d'ensemble (ENS) et procédures de démarrage (DEM)

Comme cela a été indiqué plus haut, les procédures d'ensemble (ENS) et les procédures de démarrage (DEM) permettent de planifier la montée aux conditions nominales de pression, de température et de puissance nucléaire ; elles appellent chronologique-

ment toutes les procédures d'exécution d'essais (PEE) à réaliser au moment où elles doivent l'être ainsi que les essais périodiques correspondants à valider. Elles ont un rôle de coordination de l'avancement des essais de la partie nucléaire et de la partie conventionnelle de l'installation. C'est l'outil de planification des essais de démarrage sur site.

19.2.3.2. Les programmes de principes d'essais, les procédures d'exécution d'essais, les guides-types

Le programme global des essais de démarrage est construit par système élémentaire⁶¹³, par type d'équipements (pompes, robinets...) et par sujet à caractère transverse (par exemple la vérification du comportement de l'installation en cas de perte des alimentations électriques). Les essais à réaliser sont ensuite plus précisément définis au sein des PPE et des guides-types d'essais (GT):

- les PPE présentent, pour un système élémentaire donné, les objectifs des essais prévus, leur enchaînement, les principes de réalisation et les critères dont on veut vérifier le respect pour les différents essais prévus, qui font l'objet de PEE;
- les GT décrivent le mode opératoire à suivre pour les essais de même nature à réaliser, pour différentes catégories de matériels (moteurs électriques, pompes, ventilateurs, robinets...).

19.2.3.3. Analyse d'exhaustivité, analyse de suffisance

Dans le cas des 58 réacteurs mis en exploitation du parc électronucléaire, Électricité de France a défini les essais à réaliser à partir des dossiers de système élémentaire (DSE) qui décrivent les principes de conception et de dimensionnement des équipements et précisent les fonctions (de sûreté) qu'ils doivent pouvoir accomplir. Afin de s'assurer de l'exhaustivité des essais prévus, Électricité de France a recensé toutes les « assertions »⁶¹⁴ figurant dans les DSE et a associé à chacune d'elles l'essai (ou les essais) qui permet(tent) de la vérifier, en y associant un critère d'acceptation. En complément, Électricité de France a vérifié que tous les équipements des DSE dotés d'un repérage fonctionnel faisaient bien l'objet d'essais relatifs à leur aptitude à remplir les fonctions de sûreté qu'ils devaient être à même d'accomplir. Cette analyse est tracée dans des notes d'analyse d'exhaustivité (NAE).

Électricité de France a complété cette démarche par système par une analyse « thématique » en créant des programmes d'essais de « pseudo systèmes », de façon à introduire les essais des régulations de la chaudière et de la turbine, les essais de pertes de sources d'alimentation électrique, les mesures de vibrations des tuyauteries...

613. Un système élémentaire est un regroupement d'équipements qui assurent une fonction commune, comme par exemple l'injection de sécurité, l'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement, la ventilation d'un bâtiment, etc.

614. Par exemple: ... *la pompe X assure le refroidissement avec un débit de xL/h... ou encore... l'ordre de fermeture de la vanne Y intervient x secondes après le franchissement du seuil S...*

On reviendra au paragraphe 19.4 sur ces évolutions à l'égard de l'exhaustivité des essais.

Pour le réacteur EPR Flamanville 3, Électricité de France a appliqué une nouvelle méthode pour s'assurer de l'exhaustivité des essais de démarrage prévus; elle est appelée méthode d'analyse de suffisance, dont la déclinaison se traduit par des notes d'analyse de suffisance (NAS). Cette méthode a pour but de justifier le caractère suffisant des contrôles en usine et des essais et contrôles prévus sur site pour vérifier le respect des exigences de sûreté relatives aux systèmes et à leurs différents constituants. Les NAS précisent les critères de sûreté à vérifier lors des essais et contrôles. Dans la plupart des cas, les notes d'analyse de suffisance ont été établies par système élémentaire, sur la base notamment de l'analyse des exigences fonctionnelles du système élémentaire (AEFS) qui recense l'ensemble des exigences applicables à ce système mentionnées dans le rapport de sûreté. Les configurations impliquant plusieurs systèmes élémentaires (comme les pertes de tableaux électriques de contrôle-commande) sont explicitées sous la forme de « pseudo systèmes » (pour l'exemple précité, le « pseudo système » dit COC), qui fait aussi l'objet d'une analyse de suffisance.

19.2.3.4. Les critères d'acceptation

Les résultats d'un essai de démarrage sont appréciés en comparant les résultats des mesures et des observations réalisées à des critères d'acceptation prédéfinis. Ces critères, qui peuvent être qualitatifs ou quantitatifs, sont classés en quatre catégories :

- critères S: critères dont le non-respect remet en cause les études présentées dans le rapport de sûreté,
- critères I: critères dont le non-respect peut entraîner un dysfonctionnement d'un élément important pour la sûreté,
- critères R: critères de représentativité d'un essai,
- critères C: critères contractuels.

Comme cela a été souligné précédemment, il n'est pas toujours possible, lors des essais sur site, de reproduire les conditions de fonctionnement pénalisantes retenues lors des études de conception pour déterminer les performances nécessaires des équipements (par exemple, la valeur d'un débit de fluide à assurer dans des conditions accidentelles); il est donc nécessaire de transposer les valeurs mentionnées dans la démonstration de sûreté aux conditions de réalisation des essais en vue de définir des critères d'acceptation appropriés.

19.3. Objectifs et règles générales à prendre en compte pour les essais de démarrage

Lors de la définition des essais de démarrage, il est important :

- d'effectuer, pour chaque équipement important pour la sûreté, un recensement clair et exhaustif de ses fonctions de sûreté et des exigences de sûreté associées;

- de déterminer, pour chaque équipement important pour la sûreté, toutes les configurations de fonctionnement envisageables dans les conditions normales, incidentelles et accidentelles;
- d'établir, pour chaque configuration ainsi déterminée, les exigences fonctionnelles correspondantes pour l'équipement (débit minimum ou débit maximum d'un fluide, plages de variations autorisées, ouverture d'une vanne avec une différence de pression maximale, fermeture d'une vanne à plein débit...);
- de définir les essais à réaliser et leur enchaînement, en vérifiant leur exhaustivité; à chaque exigence fonctionnelle doit correspondre une validation; elle peut prendre la forme d'une étude, d'un essai de « qualification »⁶¹⁵, d'un essai de démarrage ou d'une combinaison des trois, sachant que, dans la mesure du possible, il est préférable d'effectuer une validation par des essais sur site, plus probante;
- d'assurer une cohérence des essais réalisés pour les différents équipements importants pour la sûreté; une comparaison des méthodes de validation par essais des différents concepteurs de tels équipements peut être souhaitable;
- d'adapter les critères aux conditions de réalisation des essais, en recherchant la meilleure représentativité possible de ces essais;
- de tenir compte des incertitudes associées aux mesures réalisées lors des essais pour la définition des critères et l'interprétation des résultats;
- d'analyser tout particulièrement les relations entre équipements de différents systèmes, de telle sorte que les essais permettent bien de valider les fonctionnements d'ensemble, ou d'en prévoir;
- de tenir compte des enseignements tirés des précédents démarrages et de l'exploitation des réacteurs, y compris au niveau international (publications, base IRS⁶¹⁶, etc.);
- de mettre en œuvre, lors des essais, les essais périodiques et les opérations courantes de maintenance prévus lors de l'exploitation du réacteur;
- d'assurer la validation des documents d'exploitation;
- d'examiner les éventuelles dérogations nécessaires aux spécifications techniques d'exploitation pour réaliser certains essais, ainsi que l'utilisation de dispositions et moyens particuliers (DMP⁶¹⁷).

Quelques-uns de ces aspects sont développés dans le paragraphe suivant, illustrés par le retour d'expérience du démarrage des différents paliers de réacteurs.

615. Cette notion a été précisée au paragraphe 7.4.3. Voir aussi le paragraphe 19.4.1.

616. *International Reporting System for Operating Experience* – voir le paragraphe 3.1.3.

617. Il s'agit par exemple de raccordements provisoires, « straps »...

19.4. Les enseignements marquants des essais de démarrage des réacteurs électronucléaires français

Depuis l'élaboration des programmes d'essais des premiers réacteurs de 900 MWe jusqu'à la mise en service des derniers réacteurs du palier N4, les essais de démarrage ont induit de nombreuses réflexions sur les programmes d'essais.

L'expérience du démarrage des premiers réacteurs de 900 MWe a montré l'importance qu'il convenait d'attacher à la définition des programmes d'essais de démarrage. Au début des années 1980, le Service central de sûreté des installations nucléaires a constitué un groupe de travail avec Électricité de France et l'IPSN sur ce sujet. Les conclusions de ce groupe de travail ont mis en avant :

- l'importance des essais de démarrage pour la connaissance du comportement et de la qualité des installations,
- l'intérêt des essais de démarrage pour la formation du personnel,
- la nécessité de définir une méthode pour établir les programmes d'essais et de clairement définir les conditions d'engagement des essais des équipements en regard des phases de montage de ces équipements,
- l'intérêt de mieux tirer profit des essais alors prévus sur les réacteurs en cours de démarrage (intercomparaison des résultats, difficultés rencontrées...).

Il est notamment apparu au groupe de travail qu'il était important de s'assurer de l'exhaustivité des essais de démarrage, sujet déjà évoqué sous l'angle documentaire au paragraphe 19.2.3.3. Une méthode a été mise en œuvre à partir des premiers essais des tranches de 1300 MWe.

Les essais de démarrage des quatre tranches de la centrale nucléaire de Paluel (type P4 du palier 1300 MWe) ont mis en évidence de façon fortuite, malgré le soin apporté à la définition des programmes d'essais, un certain nombre de difficultés, ce qui a confirmé l'intérêt d'être vigilant au soin apporté à la qualification des matériels et de prévoir une période d'essais assez longue.

La découverte en 1990 d'anomalies importantes lors des essais de démarrage d'autres tranches de 1300 MWe (mauvaise réalisation des filtres des puisards de recirculation d'eau en situations accidentelles, montage de bouchons au lieu de diaphragmes sur le circuit du dispositif U5 d'éventage-filtration de l'enceinte de confinement en cas de fusion du cœur...) a conduit Électricité de France à engager des actions visant à améliorer :

- l'exhaustivité des vérifications finales des essais de démarrage par une analyse d'exhaustivité, ce qui a été réalisé à partir des essais de démarrage du réacteur Golfech 2, et un examen de la « couverture » des essais des matériels qui seraient utilisés en cas d'application des procédures relatives aux situations « hors dimensionnement » (procédures H et U),

- les procédures de qualification des systèmes et fonctions qui ne peuvent pas faire l'objet d'essais dans leurs conditions d'utilisation prévues.

La méthode d'analyse d'exhaustivité n'avait pas fait l'objet à cette époque d'une doctrine bien établie. À la suite des premières discussions sur les PPE des tranches du palier N4 et compte tenu des questions relatives à la validation des dispositions de sûreté qui ne sont pas vérifiables par des essais, soulevées notamment par les anomalies relatives à des systèmes de sauvegarde, la méthode appliquée à l'analyse d'exhaustivité a été améliorée. Électricité de France s'est en particulier efforcé de traiter les sujets génériques (essais des vannes importantes pour la sûreté, mesures du niveau vibratoire des circuits, essais d'endurance des matériels de sauvegarde...). Pour ce qui concerne la bonne identification de toutes les exigences associées aux matériels et aux systèmes, les approches fonctionnelle et matérielle retenues pour les tranches du palier N4 ont été plus systématiques et plus rigoureuses que celles qui avaient été mises en œuvre pour les paliers précédents.

Les paragraphes suivants présentent de manière historique des points d'attention et des enseignements des essais de démarrage, illustrés à la lumière des analyses des programmes d'essais et du retour d'expérience des résultats d'essais.

19.4.1. Essais de qualification et essais sur site

Comme cela a déjà été indiqué au paragraphe 7.4.3, la démarche de « qualification » d'un équipement important pour la sûreté d'un réacteur nucléaire a pour objectif de vérifier son aptitude à remplir les missions qui lui sont dévolues dans les conditions normales, incidentelles ou accidentelles de fonctionnement, ainsi qu'en cas d'agression (séisme...). Le programme de qualification de cet équipement détaille les essais et les analyses à réaliser sur un équipement « modèle » de celui qui sera installé sur site. La réalisation de ce programme permet en outre d'obtenir des caractéristiques de référence qui seront vérifiées en usine sur chaque équipement. Les contrôles et essais réalisés lors de l'installation de l'équipement sur site dans son environnement (respect des prescriptions de montage, contrôles de bon fonctionnement...) et les essais d'ensemble du système auquel il appartient sont complémentaires à l'égard de la qualification. Il est donc nécessaire que soit examinée avec attention la complémentarité des essais de « qualification » et des essais de démarrage pour obtenir les justifications appropriées quant au bon fonctionnement et aux performances des équipements dans leurs conditions d'utilisation, y compris dans les situations accidentelles concernées. En pratique, il est nécessaire de définir une doctrine pour ce qui concerne la vérification sur site des caractéristiques des composants des systèmes importants pour la sûreté, compte tenu en particulier des essais de qualification subis par ces composants et des essais de réception en usine, afin d'éviter des lacunes ou des redondances inutiles.

Les essais de démarrage doivent être réalisés dans les conditions les plus proches possibles du fonctionnement et les matériels testés en usine doivent être essayés de manière fonctionnelle lorsqu'ils ont été montés sur le site. Le 21 août 1992,

lors d'un essai périodique de fonctionnement en arrêt à chaud suivant l'arrêt pour rechargement du combustible du cœur du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Cruas-Meysses, la turbopompe d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (système ASG) a été détériorée du fait d'un défaut de graissage. Une alarme « pression basse huile de graissage » aurait dû alerter l'exploitant mais le piquage du pressostat n'avait pas été monté au bon emplacement et l'alarme n'était donc pas opérationnelle. Cette anomalie concernait également les trois autres tranches de la centrale de Cruas-Meysses et datait de la construction. En fait, le pressostat avait été testé en usine chez le fabricant mais pas en réel après son montage sur le site. De ce fait, le mauvais montage n'avait jamais été détecté car il n'avait pas été prévu de faire un essai de l'alarme « en réel ». La détection de cette anomalie a été fortuite lors de l'essai périodique car elle supposait un manque d'huile de graissage à ce moment-là.

Pour tous les paliers, un certain nombre de difficultés ont été mises en évidence sur site lors des premiers essais de certains équipements utilisés dans les conditions normales de fonctionnement : groupes électrogènes à moteur diesel, organes d'admission et de régulation des turbopompes du système ASG, groupes motopompes de ce système, turboalternateur d'alimentation de la pompe d'injection d'eau aux joints des pompes primaires... Cela a conduit à de nombreuses actions correctives et modifications, accompagnées de requalifications, qui se sont étalées pendant la mise en service des tranches correspondantes. Si ces problèmes n'ont pas nécessité le remplacement de l'équipement concerné, leur résolution par la mise en place de modifications s'est révélée difficile avant la mise en service de la tranche sur laquelle a été mis en évidence le problème. Certaines actions correctives n'ont en effet été validées que lors des essais de démarrage de tranches ultérieures. Dans certains cas, les difficultés n'ont pas été mises en évidence sur la première tranche d'un palier : par exemple, pour le palier N4, des difficultés sont apparues sur les groupes électrogènes lors des essais réalisés pour les réacteurs de la centrale nucléaire de Civaux, équipés d'un nouveau type de groupes électrogènes. Ces difficultés ont soulevé la question de la validité et de l'efficacité des essais réalisés en usine. En effet, au plan des principes, ces difficultés auraient pu être évitées si des essais pertinents de qualification en fonctionnement normal, incidentel et accidentel avaient été réalisés très tôt sur quelques matériels choisis parmi ceux pour lesquels il n'existait pas d'application industrielle de référence, ou pour lesquels celle-ci différait trop sensiblement de l'utilisation prévue. Cela implique qu'une réflexion particulière soit menée sur le contenu des essais de qualification en usine en fonction de l'expérience industrielle dont on dispose sur l'équipement.

Des anomalies de conception concernant des équipements de sauvegarde, qui seraient utilisés dans des situations accidentelles, ont été mises en évidence lors d'essais sur site, soulignant ainsi l'aspect incomplet des essais de qualification réalisés en usine ou sur une boucle d'essai. À titre d'exemple, l'anomalie de dimensionnement de vannes motorisées du circuit d'injection de sécurité des réacteurs de 1300 MWe (type P'4) a été découverte fortuitement à la suite d'investigations menées sur site lors des essais de démarrage de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine. Cette anomalie, due à un mauvais dimensionnement lors de la conception, n'avait pas été

mise en évidence lors des essais de qualification sur boucle du fait du caractère non enveloppe des situations testées. Elle a conduit Électricité de France à engager des actions de modification de conception lourdes (remplacement d'un nombre important de moteurs sur les différents réacteurs concernés). Cette anomalie est détaillée dans le paragraphe 19.5.

Il faut noter par ailleurs que les essais de démarrage (de même que les essais périodiques), lorsqu'ils sont réalisés en situation normale, peuvent ne pas détecter des anomalies dont les conséquences n'apparaissent qu'en situation accidentelle. Le 12 novembre 1991, alors que le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas-Meysses était en arrêt pour rechargement du combustible, l'existence d'un filtre a été découverte, lors d'une opération de maintenance, à l'aspiration de la turbopompe du système ASG ainsi que des motopompes de ce système. Après vérification, il est apparu que des filtres similaires étaient présents à l'aspiration des motopompes et des turbopompes du système ASG des réacteurs n° 3 et n° 4. Ces filtres avaient été mis en place lors des premiers démarrages à l'occasion des rinçages des tuyauteries et n'avaient pas été enlevés par la suite; leur présence n'était pas détectable par les essais de démarrage ou les essais périodiques. En cas d'utilisation d'eau brute, en situation accidentelle, ces filtres auraient pu être colmatés et entraîner la dégradation d'une ou plusieurs pompes du système ASG.

19.4.2. Essais de longue durée sur site

Lors des essais de démarrage des réacteurs de 900 MWe, des problèmes de lubrification et de liaison (accouplement) entre les moteurs et les pompes d'injection de sécurité d'eau à haute pression ont été identifiés grâce à l'utilisation de ces équipements en continu pour la fonction d'appoint d'eau au circuit primaire. De la même façon, pour les réacteurs de 1300 MWe, des problèmes particuliers n'ont pu être mis en évidence que lors de fonctionnements prolongés sur site. On peut citer par exemple :

- les vibrations excessives et le soulèvement du rotor des groupes motopompes de sauvegarde (systèmes [circuits] d'injection de sécurité [RIS] et d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement [EAS]),
- des anomalies liées aux conditions de graissage des liaisons cannelées de transmission lors de l'essai d'endurance de ces pompes à axe vertical,
- les problèmes d'insuffisance de graissage des pompes du circuit d'eau brute secouru,
- des problèmes relatifs au refroidissement des pompes d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur.

Cela met en évidence que la durée des essais prévus peut n'être pas suffisante pour vérifier la bonne aptitude de certains équipements aux conditions réelles d'exploitation. Pour certains équipements, la démonstration de la validité de leur conception a été effectuée par des essais de longue durée sur site: c'est le cas par exemple

de la démonstration de l'acceptabilité des niveaux vibratoires élevés des pompes de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible (système PTR), qui ont fait l'objet d'un essai de 8 000 heures de fonctionnement.

À la suite de l'observation, en 1985, de niveaux vibratoires élevés et du soulèvement du rotor d'un groupe motopompe du système EAS testé pendant 2 000 heures lors des essais de démarrage de Saint-Alban 2 (réacteur de 1 300 MWe de type P4), les organismes de sûreté ont considéré que, si les essais en usine permettaient de vérifier les performances définies lors de la conception et si les essais dans une boucle spécialisée (à l'ECAN⁶¹⁸ de Nantes-Indret, à l'établissement d'EDF de Gennevilliers...) permettaient de vérifier l'aptitude à supporter les conditions accidentelles, la vérification de l'aptitude à subir les conditions réelles d'exploitation nécessitait un essai d'au moins environ 2 000 heures (en continu, si possible). Un fonctionnement prolongé est en effet nécessaire pour tester les équipements en interaction avec leur environnement (ambiance, effets des circuits réels d'aspiration et de refoulement, circuits auxiliaires de refroidissement...) et faire éventuellement apparaître des anomalies non identifiées lors des essais de plus courte durée. Cela est particulièrement important pour des groupes motopompes de sauvegarde qui ne subissent jamais de fonctionnement prolongé lors de l'exploitation normale des tranches. Les organismes de sûreté ont estimé que pour ces équipements des essais d'endurance sur site devaient être effectués au titre d'essais « tête de série » et il a été demandé à Électricité de France d'examiner cette possibilité pour le palier N4.

Compte tenu de ces enseignements, Électricité de France a réalisé des essais de fonctionnement prolongé sur site de matériels pour des réacteurs du palier N4:

- pour le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Chooz B, une pompe du système d'aspersion dans l'enceinte de confinement a fait l'objet d'un essai satisfaisant d'endurance (de 1 500 heures) en configuration de débit d'eau minimal vers la bache PTR après avoir subi l'équivalent de 16 années d'essais périodiques par l'exécution du nombre correspondant de démarrages et d'arrêts (ces pompes ont ensuite été soumises à une expertise en usine);
- pour le réacteur n° 2 de cette même centrale, une pompe d'injection de sécurité a fait l'objet d'un essai satisfaisant d'endurance (de 1 500 heures) en configuration de débit minimal vers la bache PTR;
- pour ce même réacteur, un groupe électrogène à moteur diesel a fait l'objet d'un essai satisfaisant d'endurance (de 1 000 heures) par exécution de 100 cycles de 10 heures en continu.

Pour ce qui concerne le réacteur EPR Flamanville 3, constatant que le programme d'essais de démarrage était, en termes d'essais de longue durée, clairement en retrait par rapport à celui qui avait été adopté pour les réacteurs du palier N4, l'Autorité de sûreté nucléaire a, compte tenu du retour d'expérience établi par l'IRSN sur les

618. Établissement des constructions et armes navales (devenu DCN, DCNS puis Naval Group en 2017).

problèmes vibratoires des pompes de sauvegarde, demandé en 2018 à Électricité de France de proposer des essais « tête de série » d'endurance sur site pour les groupes motopompes de sauvegarde et les groupes électrogènes qui ne fonctionnent pas en permanence en exploitation normale, en considérant des conditions pénalisantes de sollicitations mécaniques, thermiques et vibratoires.

Le sujet des vibrations et du soulèvement de rotor de groupes motopompes de sauvegarde est abordé plus en détail dans le paragraphe 19.5.

19.4.3. Configurations et exhaustivité des essais, transpositions

Comme cela a été indiqué plus haut, la méthode utilisée par Électricité de France pour établir les programmes de principe d'essais prévoit d'identifier toutes les « assertions » de conception et de leur faire correspondre autant que possible des essais qui permettent de les vérifier. L'absence d'essais de vérification de certaines « assertions » peut nécessiter des justifications détaillées, notamment lorsque cette « assertion » repose sur un concept nouveau ou sur une configuration de fonctionnement d'un équipement important pour la sûreté non testée par ailleurs. Dans ce cas, il convient d'examiner l'intérêt et la faisabilité d'un essai fonctionnel.

D'une manière générale, pour les réacteurs de 1300 MWe, Électricité de France a défini les configurations d'essais de façon plus complète que pour les réacteurs de 900 MWe, en particulier pour ce qui concerne les vérifications des conséquences sur les circuits de la perte des alimentations en fluides (électricité, air comprimé). Pour la définition des programmes d'essais des réacteurs de 1300 MWe, Électricité de France a, pour certains systèmes, effectué une analyse des configurations d'utilisation incluant, outre le fonctionnement normal, les fonctionnements correspondant aux conditions limites permises par les spécifications techniques d'exploitation, les conditions accidentelles et les essais périodiques. Cet exercice a rapidement été étendu aux systèmes importants pour la sûreté, ce qui a permis de compléter les programmes d'essais par rapport à ceux des réacteurs de 900 MWe.

À la suite des anomalies découvertes en 1990 sur des systèmes de sauvegarde lors du démarrage des réacteurs de 1300 MWe de type P4 (mauvaise réalisation de filtres des puisards...), la méthode appliquée pour l'analyse d'exhaustivité des programmes de principe d'essais a été améliorée pour le palier N4 pour ce qui concerne les dispositions de sûreté non vérifiables par des essais de systèmes dans les conditions réelles d'utilisation pour lesquelles ils sont conçus. En particulier, une revue complète des matériels et systèmes qui seraient utilisés dans les situations « hors dimensionnement » (procédures de conduite H et U), non essayés dans les conditions réelles d'utilisation, a été effectuée; cette revue a comporté trois phases :

- l'analyse des situations d'utilisation, dans les procédures H et U, des matériels et systèmes non essayés en réel,
- leur regroupement par système élémentaire,
- la définition des essais ou contrôles complémentaires à prévoir.

Les principales conclusions de ces études ont conduit à prévoir la réalisation d'essais destinés à tester les appoints particuliers d'eau au circuit primaire, les modes de refroidissement du réacteur ainsi que les réalimentations électriques de matériels et de systèmes. Ces essais ont été intégrés à la documentation soit par une modification de PEE existants, soit par la création de nouveaux PEE.

Certains systèmes ont des conditions de fonctionnement qui peuvent difficilement être réalisées lors des essais sur site; une transposition des résultats d'essais réalisés à ces conditions de fonctionnement est donc nécessaire. Cette situation concerne par exemple les systèmes de sauvegarde (systèmes d'injection de sécurité, d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur, d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement). Ainsi, la configuration « dimensionnante » pour les pompes d'injection de sécurité d'eau à moyenne pression (ISMP) correspond à la configuration dans laquelle une branche du circuit primaire est rompue et dépressurisée: pour ce cas, les pertes de charge dans les tuyauteries sont mesurées sur site, les caractéristiques des pompes étant celles qui ont été mesurées en usine. À partir de ces résultats, c'est par le calcul qu'il est démontré que le circuit est correctement dimensionné.

Un sujet particulier concerne la prise en compte des fonctionnements transitoires des matériels. Dans les réacteurs de 1300 MWe, des coups de bélier dans des circuits tels que ceux d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement (EAS), de refroidissement intermédiaire (RRI) et d'eau brute secouru (SEC) ont causé des dégradations des circuits lors de transitoires au cours des essais de démarrage. Parmi les causes de tels événements, le positionnement de diaphragmes restricteurs de débit en partie haute des colonnes d'aspersion du circuit EAS est un exemple. Si, en régime établi, ce positionnement ne pose pas de problème, il n'en est pas de même lors de la mise en service du système où l'arrivée rapide de la colonne d'eau sur les diaphragmes a entraîné leur déformation. Ces événements ont mis en évidence la nécessité de connaître et de vérifier lors des études de conception les pressions admissibles dans les circuits ainsi que les méthodes permettant de sélectionner les transitoires à calculer (basculement de sources électriques, basculement de files, défaillance de matériel...). Il convient de remarquer que la plupart des problèmes de ce type ont été découverts fortuitement alors que, *a posteriori*, les concepteurs ont confirmé que les conditions rencontrées lors des événements de type coups de bélier étaient bien les plus pénalisantes. Une analyse de la conception aurait dû conduire à prendre en compte ces conditions transitoires, à identifier les configurations pénalisantes et à programmer les essais correspondants dans le cadre de la mise en service des réacteurs. À la suite de ces événements, des essais particuliers ont été réalisés pour le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Chooz B.

19.4.4. Dispositions de sûreté non vérifiables par des essais

Comme cela a été indiqué au paragraphe précédent, des anomalies rencontrées sur des systèmes de sauvegarde lors du démarrage des réacteurs de 1300 MWe de type P4 ont amené Électricité de France à s'interroger sur la qualification des systèmes et

fonctions qui ne peuvent pas être qualifiés par des essais dans leurs conditions réelles de fonctionnement. Électricité de France a procédé à une revue complète des éléments et systèmes correspondants. Les conclusions ont été présentées ci-dessus. Il peut être noté que, dans cadre, Électricité de France a effectué une revue « des matériels non repérés fonctionnellement ne jouant pas un rôle dans le procédé » (dispositifs auto-bloquants, dispositifs de calage des tuyauteries du circuit primaire...), pour lesquels il a retenu une approche technologique transverse et mis en place des contrôles de certaines dispositions : ainsi ont vu le jour des procédures pour :

- le contrôle de la séparation des voies A et B des installations électriques,
- le contrôle de la protection contre l'incendie, notamment de l'intégrité des secteurs de feu,
- le contrôle de l'étanchéité des dispositifs de rétention de fluides,
- la vérification du déplacement attendu des tuyauteries lors des changements d'état de la chaudière.

Pour le palier N4, ces procédures ont été conservées, et d'autres contrôles ont été ajoutés, concernant par exemple :

- la disponibilité des soupapes et des dispositifs casse-vide,
- l'état des joints d'étanchéité à l'eau interposés entre les bâtiments (dits *waterstops*),
- l'absence de dispositions et moyens particuliers (DMP),
- la présence des plombages interdisant l'accès aux réglages des protections des cellules électriques d'alimentation des actionneurs,
- l'absence de rétentions parasites dans le bâtiment du réacteur empêchant le retour d'eau vers les puisards de recirculation du système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement.

19.4.5. Critères

Pour les essais de démarrage des réacteurs de 1 300 MWe, une amélioration significative a été apportée à la définition des critères de réussite des essais. Parmi les diverses appellations des critères de réussite des essais (critères de sûreté, critères de conception, critères technologiques, critères de fonctionnement et même valeurs attendues), seule l'expression critère de sûreté semblait clairement définie tout en étant très restrictive : en effet, n'étaient considérés comme critères de sûreté que les valeurs de paramètres apparaissant dans les hypothèses des études d'accident présentées dans le rapport de sûreté. La définition des critères de réussite a été améliorée (voir le paragraphe 19.2.3.4), ainsi que celle de la conduite à tenir en cas de non-respect de ces critères en termes d'analyse et de déclaration à l'autorité de sûreté.

Au-delà du respect des critères, l'analyse des difficultés rencontrées lors des essais est souvent aussi riche d'enseignements que les résultats eux-mêmes. Pour illustrer

ce point, deux exemples issus des essais de démarrage des réacteurs de 900 MWe peuvent être évoqués. Le premier concerne les vannes d'isolement des lignes de vapeur qui doivent se fermer en moins de cinq secondes ; lors de l'examen des résultats d'essais sur les sites après une préparation poussée des vannes par le constructeur, toutes les vannes se sont effectivement fermées en moins de cinq secondes et ces équipements ont donc été déclarés aptes à assurer leur fonction. Il a fallu attendre une inspection pour que l'exploitant signale que, sans une préparation minutieuse, le délai de fermeture était beaucoup plus important. Le deuxième exemple est du même type et concerne le réseau d'air de régulation (SAR) dans le bâtiment du réacteur, pour lequel il n'était pas possible, avant qu'Électricité de France ne modifie le réseau, d'obtenir une étanchéité correcte avant une dizaine d'essais. Il était cependant possible d'établir au final un compte rendu d'essai satisfaisant le critère. Les organismes de sûreté ont rappelé la nécessité de rédiger des comptes rendus d'essais présentant non seulement les résultats mais aussi les difficultés rencontrées et en particulier les observations de nature à mettre en doute la capacité des équipements et des systèmes à assurer leurs fonctions par la suite.

Par ailleurs, certains événements qui apparaissent anodins en fonctionnement normal (par exemple une discordance de signalisation de la position d'un organe [vanne ouverte ou fermée...] en local et en salle de commande, un temps de manœuvre d'une vanne légèrement supérieur à celui qui est attendu...) sont quelquefois les symptômes d'anomalies pouvant avoir des conséquences sérieuses en situation accidentelle. Ainsi, ce sont des difficultés de manœuvre des vannes du système d'injection de sécurité du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine, au mois de novembre 1986, lors des essais fonctionnels du réacteur dans une configuration avec la cuve ouverte, qui ont mis en évidence des anomalies de conception et de qualification de certaines vannes de ce système pour les réacteurs de 1300 MWe ; pour chaque réacteur, plus de 30 vannes avaient un système de motorisation sous-dimensionné, cela étant dû à une évolution de la conception du circuit sans mise à jour des paramètres pris en compte pour le choix des servomoteurs, ainsi qu'à un mauvais dimensionnement des transmissions des commandes à distance dû à une méconnaissance des effets d'inertie du moteur sur la transmission.

19.4.6. Propreté, nettoyage des circuits, corps étrangers

Dès le démarrage des premiers réacteurs de 900 MWe, Électricité de France a été confronté à des questions de propreté des circuits. Par exemple en 1980, au cours d'un essai à froid du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Blayais, divers corps étrangers, en particulier les éléments d'un bouchon utilisé par les soudeurs pour former une chambre à argon, ont été retrouvés dans la cuve. À la suite d'une visite approfondie du circuit primaire, le complément du bouchon a été découvert dans un clapet du circuit d'injection de sécurité. Le Service central de sûreté des installations nucléaires a alors demandé à Électricité de France :

- de définir les précautions à prendre lors du montage des équipements, en particulier pour les circuits tels que ceux d'alimentation en eau des générateurs de

vapeur pour lesquels il n'est pas possible de chasser les corps étrangers ailleurs que dans les générateurs de vapeur eux-mêmes,

- de préciser l'état de finition minimal à respecter avant le début des chasses et des essais des circuits,
- d'examiner la possibilité de visites systématiques des endroits où pourraient être piégés des corps étrangers (vannes, réservoirs) après les premières chasses,
- de définir des procédures rigoureuses d'intervention sur les circuits supposés propres (délimitation d'une zone d'opération, protection contre les chutes d'objets, inventaire de l'outillage et des pièces utilisées), la phase à partir de laquelle ces procédures sont d'application obligatoire étant clairement définie.

Par ailleurs, au mois d'août 1986, lors d'une ronde dans le bâtiment du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Flamanville dont le cœur venait d'être chargé, l'exploitant a constaté qu'un fourreau (de 600 mm de diamètre) de traversée d'une paroi en béton permettant, en conditions accidentelles, à l'eau condensée issue de l'aspersion dans l'enceinte de confinement d'être dirigée vers les puisards et de permettre ainsi d'alimenter les systèmes RIS et EAS, était obstrué. Une constatation analogue a alors été faite pour le réacteur n° 1 de cette centrale. Bien entendu, une remise en état a aussitôt été effectuée et des vérifications ont été engagées par Électricité de France sur certains réacteurs potentiellement concernés. Les bouchages constatés semblent avoir été la conséquence d'une campagne de rebouchage de trémies réalisée au cours d'une campagne de finitions diverses. Électricité de France a pris un certain nombre de dispositions complémentaires pour éviter un nouveau bouchage malencontreux de ces fourreaux (signalisation en local de l'importance de ces fourreaux, précisions apportées dans les dossiers de système élémentaire EAS).

Dans le cadre des essais de démarrage des réacteurs de 1300 MWe, un document de doctrine a été élaboré par Électricité de France pour faciliter la détection et l'élimination de corps migrants. Ce document a été constitué d'un programme de principe d'essais de nettoyage pour les systèmes non fournis par le constructeur principal de la chaudière nucléaire et d'un guide-type. La préoccupation d'Électricité de France a été de déterminer pour chaque système les points possibles d'accumulation des corps étrangers. Ces points (environ 400 au total) ont été rendus « accessibles » grâce à l'implantation de piquages permettant un examen par endoscope.

Les événements d'obstruction des diaphragmes multi-trous du circuit d'injection de sécurité des réacteurs de 1300 MWe des centrales nucléaires de Saint-Alban et de Flamanville ont conduit à s'interroger sur l'opportunité de ce type de diaphragmes (en regard des diaphragmes restricteurs de débit de type mono-trou mis en place dans les réacteurs de 900 MWe) et sur les moyens à mettre en œuvre pour éviter le renouvellement des événements précités. De la même façon, au mois de juillet 1986, une perte de débit d'une turbopompe du système ASG a été constatée à la centrale nucléaire de Saint-Alban lors des essais de démarrage du réacteur n° 2. Ce bouchage a été causé par la présence de chiffons dans la pompe. Il a été retenu que des dispositions devaient être prises dès la conception pour minimiser les risques liés aux corps étrangers (définition

d'exigences relatives aux tuyauteries, réservoirs et puisards, installation de bouchons permettant un examen endoscopique, installation de filtres...).

Un point particulier concerne la mise en propreté des équipements utilisateurs de fluides auxiliaires; plusieurs événements sont survenus, parmi lesquels on peut citer pour les réacteurs de 1300 MWe:

- la livraison de fioul pollué dans les bâches d'entreposage,
- des grippages de pompes d'injection de groupes électrogènes (fioul mal filtré),
- des grippages d'électrovannes de commande de l'air de lancement pour le démarrage des groupes électrogènes (air mal filtré),
- des cas de pollution de l'huile des pompes d'injection de sécurité par l'eau du circuit des purges et événements (défaut de conception),
- la détérioration des turbocompresseurs de groupes électrogènes du fait de la présence de résidus de béton dans les conduits d'aspiration d'air vers le système d'admission des moteurs (conception des conduits),
- un mauvais éventage des circuits de pilotage des soupapes de protection du circuit primaire (eau non dégazée),
- des grippages de pompes d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (jeux trop faibles),
- des inétanchéités de clapets du circuit d'air comprimé secouru (SAR).

Des problèmes analogues ont été rencontrés pour les réacteurs du palier N4, en particulier ceux de la centrale nucléaire de Civaux:

- des grippages de pompes d'injection de fuel de groupes électrogènes (fioul mal filtré),
- la livraison de fioul pollué dans les bâches d'entreposage,
- des grippages de pompes d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur dus à des particules dans le fluide aspiré,
- des grippages de pompes d'alimentation en fioul des groupes électrogènes à moteur diesel du fait de l'absence de filtres.

Par ailleurs, pour les réacteurs du palier N4, de nouvelles dégradations de filtres provisoires mis en place pour les essais de rinçage ont été constatées (concernant les circuits⁶¹⁹ PTR, DEG, EAS...) ainsi que la présence de corps étrangers (par exemple dans la turbopompe de secours du système ASG). Cela a conduit Électricité de France à renforcer mécaniquement ces filtres ainsi qu'à mettre en place une mesure de pression différentielle sur les manchettes de ces filtres provisoires pour suivre leur

619. Il est rappelé que PTR désigne le système de traitement et de refroidissement de l'eau de la piscine du réacteur et de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible, DEG le système de distribution d'eau glacée, EAS le système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement.

encrassement. Des pollutions des circuits de pilotage des soupapes SEBIM™ du pressuriseur⁶²⁰ ont aussi été à l'origine de dysfonctionnements de ces soupapes, ce qui a conduit à la mise en place de filtres.

Ces difficultés sont liées à des lacunes dans la définition des exigences associées aux fluides auxiliaires utilisés pour les matériels importants pour la sûreté. Des pollutions de tels circuits ont été rencontrées sur toutes les tranches. Ils concernent des défauts de mise en propreté des circuits ainsi que des lacunes dans l'efficacité des moyens de filtration prévus (dégradation par fatigue ou absence de filtre).

Concernant le circuit primaire, un événement particulier est à noter: la présence, dans le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Paluel, d'une brosse métallique pendant les essais à chaud, qui s'est traduite par la dispersion de plus de 1 500 poils de brosse. Un programme important de recherche de ces corps étrangers a été nécessaire. Dans certains cas, ces poils se sont incrustés de plusieurs millimètres dans des tubes-guides de grappes absorbantes, qui ont dû être remplacés. Cette dispersion a été aggravée par le fait que, pour ce réacteur « tête de série », l'instrumentation des structures internes de la cuve a empêché la mise en place des « pavés filtrants » pendant les essais à chaud.

Par ailleurs, des corps migrants ont également été produits par détérioration des « pavés filtrants » mis en place pendant les essais à chaud :

- dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Paluel: plus de la moitié des « pavés filtrants » mis en place pendant les essais à chaud ont été retrouvés détériorés, ce qui a impliqué des recherches analogues à celles qui ont été évoquées ci-dessus;
- dans le réacteur B2 de la centrale de Chooz: un morceau de grille d'un « pavé filtrant » a été retrouvé dans une boîte à eau de générateur de vapeur;
- dans le réacteur n° 1 de la centrale de Civaux: plusieurs éléments ont été retrouvés lors du retrait des équipements internes inférieurs (deux tiges sectionnées, quatre éléments de grilles);
- dans le réacteur n° 2 de cette même centrale: les essais à chaud ont été interrompus à la suite de la détection, par le système de détection acoustique KIR, de corps migrants dans une boîte à eau de générateur de vapeur. La présence de trois tirants rompus a été constatée dans la cuve du réacteur ainsi que celle de morceaux d'un quatrième dans la boîte à eau du générateur de vapeur, qui a subi des détériorations. Cinq grilles d'assemblages combustibles ont de plus été endommagées.

Ces événements ont nécessité des investigations d'ampleur notable (inspection de la cuve du réacteur et des circuits, passage de « bourres » dans les faisceaux tubu-

620. Les circuits de pilotage de ces soupapes, utilisant l'eau du circuit primaire, comportent des robinets de très faible section de passage.

lares des générateurs de vapeur...), ainsi qu'une remise en état de la boîte à eau détériorée.

Un événement notable de pollution pendant la phase des essais de démarrage a concerné le combustible du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Chooz B, au mois d'avril 1995: du fait de l'obturation d'une tuyauterie de descente d'eaux pluviales, le nettoyage du toit du bâtiment du combustible a entraîné un débordement d'eaux sales qui ont ruisselé le long des murs et des corbeaux des ponts roulants et pollué la piscine d'entreposage du combustible ainsi que le compartiment de transfert du combustible. Cette pollution a conduit à un nombre important d'opérations:

- la remise en état des ponts et le nettoyage des charpentes,
- le nettoyage de la piscine par des scaphandriers,
- le lavage des assemblages combustibles (pour chaque assemblage, rinçage individuel et nettoyage intérieur par extraction de la grappe de contrôle et nettoyage par aspiration des tubes-guides).

On peut encore noter que la suppression de bonnes pratiques (rinçage des générateurs de vapeur après la mise en service du poste d'eau de la salle des machines) à la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine a eu pour conséquence la formation de boues au fond des générateurs de vapeur. Le durcissement de ces boues et les contraintes en résultant au bout d'un cycle de fonctionnement se sont traduits par des endommagements des tubes des générateurs de vapeur, découverts en 1989 lors du premier arrêt du réacteur n° 1 pour renouvellement du combustible. Électricité de France a par la suite établi et mis en œuvre une procédure de contrôle du nettoyage des générateurs de vapeur après les essais des « grands transitoires », afin d'engager le premier cycle de fonctionnement des réacteurs avec des générateurs de vapeur propres.

19.4.7. Supportages et déplacements de tuyauteries

Le programme de principe d'essais pour les tuyauteries (TUY) prévoit les vérifications et les mesures à effectuer pour contrôler les supportages et les déplacements des tuyauteries des circuits primaire, secondaire et auxiliaires, ainsi que l'aptitude des éléments calorifuges à assurer leur fonction. Les contrôles effectués avant les essais à chaud portent sur les dispositifs tels que les boîtes à ressort et les dispositifs autobloquants, sur les jeux des butées et des guides ainsi que sur les jeux entre tuyauteries et systèmes autobloquants.

Des contrôles des déplacements au cours des essais à chaud et de la montée en puissance d'un réacteur à eau sous pression sont effectués pour les lignes de tuyauteries dont la température engendre des déplacements significatifs ou dont les ancrages sur d'autres lignes (circuit primaire principal essentiellement) sont soumis à des déplacements importants. Ils portent sur les portions de circuits dont la température dépasse 100 °C en fonctionnement ainsi que sur les portions de circuit sans circulation de fluide, entre le circuit primaire et un « point fixe » de l'installation. Pour ce qui concerne le circuit primaire, les jeux obtenus après réglage et mise en place de cales sont vérifiés

à nouveau après le deuxième cyclage thermique lors des essais précritiques à chaud. Ces contrôles n'étant effectués que sur les circuits de fourniture Framatome, les organismes de sûreté ont demandé à Électricité de France d'étendre ces vérifications en définissant un champ d'application (repères des systèmes ou parties de systèmes) et des critères de réussite des contrôles.

19.4.8. Vibrations des pompes et des tuyauteries

Les vibrations de tuyauteries ont pour origine soit des machines tournantes soit des phénomènes hydrauliques dans ces tuyauteries. Pour ce qui concerne les machines tournantes, les niveaux vibratoires sont mesurés au démarrage et périodiquement pendant la vie de l'installation. L'analyse des programmes d'essais des réacteurs de 1300 MWe a montré que l'exploitant n'avait pas systématiquement prévu de faire ces mesures dans toute la gamme de débit des machines tournantes. Par ailleurs, les critères utilisés au démarrage et en exploitation pour statuer sur l'acceptabilité des niveaux vibratoires ont fait l'objet de discussions entre Électricité de France et les organismes de sûreté.

Pour ce qui concerne les vibrations de tuyauteries, il n'existait alors aucune vérification systématique à l'exception de certaines mesures effectuées sur des parties bien identifiées du circuit primaire et sur les structures internes de la cuve pour les tranches « tête de série ». Les vibrations peuvent conduire à la longue à des fissurations voire à des ruptures de tuyauteries, en général au niveau de piquages, qui peuvent avoir des conséquences très diverses allant de la simple fuite à l'indisponibilité de vannes, pompes ou même de circuits. Si l'on s'en tient à l'expérience française dans ce domaine, l'événement le plus marquant par son étendue est probablement celui qui, au mois d'août 1978, a affecté le circuit de contournement GCT-c de la vapeur du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire du Bugey (réacteur de 900 MWe de premier groupe dit CPO), où des fissures ont été constatées sur les tuyauteries situées en aval de soupapes, au niveau des soudures de raccordement sur la tuyauterie principale. Les dégâts constatés ont été expliqués par les amplitudes et les accélérations associées aux vibrations, mesurées après l'événement. Cet événement a conduit à revoir la conception du circuit de contournement de la vapeur des quatre tranches de la centrale et il a entraîné une indisponibilité partielle du circuit de contournement de la vapeur vers le condenseur dont l'utilisation est prévue pour certains transitoires.

Parmi différents autres événements provoqués par des vibrations, peuvent être cités pour les réacteurs de 900 MWe :

- des ruptures des lignes d'alimentation en air des vannes de réglage de débit du circuit de refroidissement à l'arrêt, celles de vannes d'isolement de la vapeur (Fessenheim, Bugey) et de vannes d'alimentation en eau des générateurs de vapeur (Gravelines),
- des détériorations répétées des sondes de mesure de température du système de protection du réacteur situées sur les bypasses des boucles primaires lors

des essais précritiques à chaud (réacteur n° 2 de la centrale nucléaire du Blayais),

- la détérioration du supportage de la ligne de décharge du pressuriseur à la suite de sollicitations répétées des vannes de décharge (Dampierre-en-Burly);
- des ruptures de ligne de « débit nul »⁶²¹ des pompes d'eau déminéralisée (réacteur B2 de la centrale nucléaire de Chinon).

Ces événements, cités à titre d'exemples, ne sauraient constituer un bilan global des dégâts provoqués par les vibrations. Ils n'ont eu comme conséquence que d'entraîner des indisponibilités de réacteurs et de conduire à revoir les dispositions retenues dans les études de conception. À cet égard, le retour d'expérience fondé sur les événements causés par les vibrations ou les constatations faites lors d'inspections des tuyauteries devaient permettre de mieux appréhender les problèmes qui risquent de se poser aux points sensibles des circuits lors de leur fonctionnement en exploitation, de corriger les défauts éventuels ou d'en assurer un suivi particulier. Les organismes de sûreté ont cependant estimé préférable que cela puisse se faire dès les essais de démarrage et que des dispositions soient prises sans attendre de nouveaux événements; en tout état de cause, il apparaissait impératif que dans le cas des circuits de sauvegarde, qui ne sauraient bénéficier du retour d'expérience, les essais de démarrage soient mis à profit pour vérifier que les points sensibles des circuits ne peuvent pas poser des problèmes. En effet, la plupart des configurations accidentelles ne sont testées que pendant cette phase et ne sont plus reproduites par la suite lors des essais périodiques. À cet effet, il a été demandé à Électricité de France d'élaborer un programme de mesures de vibrations des points sensibles des circuits, en particulier des circuits de sauvegarde, en prenant en compte leurs différentes configurations de fonctionnement. Ce programme devait être inséré dans le cadre général des essais de démarrage et permettre de s'assurer que les tuyauteries ont été correctement installées. Électricité de France a été invité à s'inspirer des programmes préconisés ou mis en application alors pour certaines centrales à l'étranger, suivant les prescriptions du *Regulatory Guide RG. 1.68* de l'U.S.NRC.

Pour les réacteurs de 1300 MWe, un nombre important d'anomalies ont été rencontrées, parmi lesquelles on peut citer :

- des ruptures de sondes de mesure de température du circuit primaire,
- l'érosion de certains orifices de détente (de gaz ou de vapeur d'eau),
- des ruptures de piquages,
- une cavitation dans certaines vannes.

Ces anomalies résultaient de lacunes dans les études de conception des systèmes. En particulier, il y manquait la vérification que, pour chaque restricteur de débit et dans toutes les configurations d'exploitation, les conditions d'absence de cavitation étaient respectées; de plus, il n'existait pas un recensement des sources d'excitation vibratoire

621. Ligne assurant un débit minimal dans la pompe lorsqu'elle est en fonctionnement.

et de vérification de l'adaptation des matériels concernés (identification des fréquences propres, mesures vibratoires des piquages...). Le cas particulier des sollicitations résultant de l'ouverture de soupapes de protection n'était pas explicitement pris en compte.

Pour le palier N4, certains endommagements de piquages ont été à nouveau constatés lors des essais réalisés sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Chooz B. Électricité de France a pris en compte ce retour d'expérience pour effectuer des modifications de conception (mise en place de manchettes renforcées sur les piquages réputés sensibles, modifications de géométrie, suppression de certains points fixes...). Plus généralement, Électricité de France a déployé, pour l'ensemble des réacteurs, une méthode d'identification des piquages sensibles et mis en œuvre des mesures de vibrations notamment pour les systèmes de sauvegarde et leurs systèmes supports, cela pour différentes configurations (fonctionnement normal, situations accidentelles, configurations périodiques d'essais...). Des essais ont été réalisés à cet effet sur le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Chooz B. Les constats réalisés ont conduit à des actions correctives (modifications de supportages, changements de type de diaphragme...). Les essais d'endurance exécutés sur certaines machines ont permis de s'assurer de la bonne tenue des piquages d'instrumentation, des purges et des événements (contrôles effectués par ressuage).

19.4.9. Validation des procédures de conduite et d'essais périodiques

Durant les essais de démarrage, les procédures normales de conduite sont largement utilisées, ce qui permet d'en assurer la validation. Pour ce qui est des procédures incidentelles ou accidentelles, y compris les procédures H et U, leur validation est assurée, dans la mesure du possible, sur une tranche du palier. En tout état de cause, les procédures font l'objet d'une validation sur simulateur ou à l'aide d'un logiciel de simulation.

L'un des objectifs des essais de démarrage est l'appropriation de l'installation par les équipes qui vont l'exploiter, et cette phase passe par la validation des documents de conduite ainsi que d'essais périodiques.

Après les démarrages des réacteurs des paliers de 900 MWe et 1 300 MWe et à la suite d'observations faites par les organismes de sûreté, Électricité de France a amélioré la démarche suivie pour atteindre l'objectif indiqué ci-dessus, en la rendant plus explicite. La documentation associée aux essais a été complétée sous l'angle de l'exhaustivité de la validation et de la traçabilité des résultats après exécution. Ces améliorations ont bénéficié aux essais de démarrage des réacteurs du palier N4.

La validation des procédures de conduite normale (désignées par F et G) est effectuée par l'exploitant en collaboration avec le constructeur. Ce dernier, après analyse, intègre l'ensemble des remarques et édite une procédure à l'indice supérieur. Il n'existait pas, lors du démarrage des réacteurs de 900 MWe, de compte rendu de validation et, de fait, celle-ci n'était pas examinée par les organismes de sûreté. L'expérience du démarrage des réacteurs de 900 MWe des contrats-programmes CPY a montré que,

dans certains cas, des anomalies importantes pour la sûreté ont été découvertes lors de ces validations. À titre d'exemple, lors du conditionnement thermique⁶²² du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), le débit admis dans ce circuit étant au minimum de 200 m³/h (valeur imposée par une butée mécanique sur la vanne réglante du débit dans les échangeurs), un front chaud se déplaçait dans le circuit, ce qui avait pour conséquence de solliciter les brides d'accostage des pompes du circuit RRA à un point tel que les opérateurs ont constaté des fuites à ce niveau. Une nouvelle procédure a été mise au point pour ce palier, permettant de conditionner le RRA avec les pompes à l'arrêt et de minimiser ainsi les chocs thermiques. Il convenait que ce type d'anomalies soient signalées sans tarder aux organismes de sûreté; dans ce but, il a été demandé à Électricité de France de présenter, lors des réunions des commissions d'essais sur site, les difficultés ou anomalies importantes détectées lors de l'utilisation des procédures normales d'exploitation.

Comme cela a été indiqué plus haut, le groupe de travail sur les essais mis en place au moment du démarrage des réacteurs de 900 MWe avait souligné que la garantie de la conformité des installations reposait pour une part importante sur l'exécution des essais périodiques qui alors ne débutaient qu'après le chargement du cœur en combustible. Or, pour certains systèmes et en fonction des difficultés rencontrées sur le chantier, il peut s'écouler un an ou plus entre les essais fonctionnels des systèmes et le chargement du combustible. Pendant cette période, une activité importante peut se dérouler à proximité d'un système et il n'était pas garanti que celui-ci, opérationnel à la date de l'essai fonctionnel, le serait encore pour le chargement du combustible. Si, pour les circuits ou matériels qui font l'objet d'essais périodiques mensuels, cela n'est pas très grave, en revanche pour ceux qui ne sont testés par exemple que lors des rechargements (comme le système d'isolement de l'enclume de confinement), les conséquences peuvent être plus sérieuses. En conséquence, le groupe avait estimé que les essais périodiques de période « rechargement » devaient être réalisés une première fois avant le chargement du combustible dans le cœur. Cette demande a été reconduite pour les paliers suivants.

19.4.10. Incertitudes et « points de consigne »

Les valeurs des points de consigne du système de protection du réacteur, qui correspondent aux valeurs des seuils d'un certain nombre de paramètres de fonctionnement du réacteur dont l'atteinte déclenche le système de protection, sont déterminées pour limiter les conséquences des incidents et des accidents retenus dans l'analyse de sûreté déterministe (voir le paragraphe 5.6). Dans les rapports de sûreté, des valeurs des seuils de déclenchement de l'arrêt d'urgence (plus exactement l'arrêt automatique du réacteur – AAR) sont présentées. Ces valeurs sont différentes de celles des seuils qui sont réglés dans l'installation elle-même, la différence correspondant à la somme des incertitudes liées respectivement à la précision de l'électronique de mesure et à la précision de l'organe de déclenchement. L'adéquation des valeurs des points de

622. Mise en température progressive effectuée au préalable à la mise en service à température nominale.

consigne doit être justifiée par l'exploitant. Pour ce qui concerne les essais, les vérifications effectuées dans l'installation doivent permettre de montrer que, compte tenu de la précision des matériels installés, les seuils de déclenchement en exploitation sont compatibles avec les valeurs justifiées dans l'analyse de sûreté déterministe.

Lors du premier démarrage d'un réacteur, il est nécessaire d'effectuer des mesures pour calibrer les protections. Cependant, pour effectuer ces mesures, il est nécessaire de faire fonctionner le réacteur en puissance et, pendant cette période, il faut s'assurer que le système de protection est apte à remplir sa fonction en cas d'incident ou d'accident. Le dilemme est résolu par un réglage des seuils de protection largement conservatif lorsque le réacteur fonctionne à faible puissance, ce qui permet de faire les essais à faible puissance et, à partir des résultats obtenus, de montrer que l'on peut adopter des seuils un peu moins conservatifs pour le palier de puissance suivant.

Malgré le formalisme et toutes les précautions prises lors du démarrage, il est arrivé qu'une tranche de 900 MWe fonctionne (pendant un temps limité) avec un circuit de protection mal calibré (erreur d'un facteur deux dans le sens non conservatif sur le déséquilibre de flux neutronique axial – voir le paragraphe 5.2). Pour détecter à temps ce type d'anomalie, il est nécessaire de déterminer tout au long de la montée en puissance les marges entre le point de fonctionnement et le point de déclenchement de la protection pour des situations stables de la chaudière; par comparaison avec les relevés effectués lors des montées en puissance des réacteurs démarrés antérieurement, il est alors possible de détecter une éventuelle erreur de manipulation.

Sur ce sujet, des recommandations ou des demandes ont été formulées par les organismes de sûreté, visant à accroître encore la rigueur des opérations de réglage des points de consigne au fur et à mesure de la montée en puissance des réacteurs et la traçabilité des justifications du caractère conservatif des valeurs des points de consigne.

19.4.11. État des installations lors des essais de démarrage

L'objectif premier des essais de démarrage est de vérifier que les installations sont conformes aux études de conception et à la démonstration de sûreté correspondante. Électricité de France a, dans ce domaine, fait au fil du temps des efforts significatifs de définition des essais. Cependant, il est important de rappeler que le but à atteindre est la conformité des installations non seulement au moment des essais, mais aussi lorsqu'ensuite le réacteur sera en fonctionnement.

Si la réussite d'un essai se limitait à la comparaison d'un résultat numérique à un critère, on ne garantirait que la conformité au moment de l'essai. Les essais d'épreuve de résistance et d'étanchéité de l'enceinte de confinement peuvent illustrer de façon simple ce qui vient d'être avancé. Schématiquement, il existe deux façons de mesurer le taux de fuite global de l'enceinte de confinement d'un réacteur du parc électronucléaire. Dans le premier cas, l'essai est programmé très tôt dans le calendrier du chantier alors que certaines traversées de l'enceinte de confinement ne sont pas encore équipées de leurs organes d'isolement définitifs et sont obstruées à l'aide de tapes: la mesure du taux de fuite ainsi faite sera complétée par la suite par la mesure du taux

de fuite de chaque traversée précitée équipée de façon définitive. Dans le deuxième cas, l'épreuve est programmée après les essais à chaud, l'enceinte de confinement étant alors dans sa configuration définitive et le taux de fuite global est obtenu par une seule mesure. Mathématiquement le résultat peut être le même pour ce qui concerne le critère sur le taux de fuite global de l'enceinte, mais la deuxième solution est de loin préférable en termes de représentativité de l'essai sur l'état et la conformité du réacteur avant le chargement du combustible dans le cœur. Cet exemple montre qu'il convient de se poser la question de l'état de finition des équipements et de leur environnement les plus pertinents à adopter.

Concernant les automatismes de contrôle-commande, des vérifications sont réalisées lors des premiers essais de chaque système en sollicitant les chaînes d'instrumentation et en vérifiant le bon fonctionnement des actionneurs, mais des travaux ou des modifications ultérieures sont susceptibles d'affecter la continuité ou l'adressage filaire des signaux de contrôle-commande; il est dès lors nécessaire que les actions automatiques prévues à l'égard des situations incidentelles ou accidentelles soient testées fonctionnellement lors d'essais d'ensemble réalisés au cours des essais de démarrage, si possible en phase finale, sauf si cela devait nécessiter la mise en œuvre de dispositions et moyens particuliers (DMP) mettant significativement en cause la représentativité des essais envisageables ou entraîner un risque excessif de mauvaise remise en configuration non détectable ultérieurement et présentant de fait un risque pour la sûreté.

Il y a un intérêt à essayer le plus tôt possible les équipements pour détecter les éventuelles anomalies importantes. Cependant, pour que les essais d'ensemble d'un système soient représentatifs du fonctionnement d'un réacteur après le chargement du cœur, il convient de déterminer un état de finition minimal du système et de son environnement avant le début de ces essais d'ensemble de façon à minimiser les travaux après la période d'essais. Pour la phase après chargement du combustible dans le cœur, une règle pratique impliquant un état de finition avancé pour la réalisation d'essais a été adoptée par Électricité de France: ces essais ne sont faits qu'après la mise en « zone contrôlée » (au sens de la radioprotection) des bâtiments de l'installation qui doivent l'être en régime de fonctionnement normal. Par ailleurs, l'expérience des démarrages a montré que des modifications sont encore nécessaires après les essais d'ensemble des systèmes; la conformité des installations repose alors sur l'organisation mise en place pour gérer ces modifications ainsi que sur les essais de requalification associés.

19.4.12. Autres aspects

Comme cela sera explicité dans le paragraphe 19.5, l'IPSN a été amené à recommander qu'Électricité de France réalise, en complément des essais de démarrage qu'il avait prévus, des contrôles de fin de montage d'équipements passifs⁶²³, tels que les filtres des puisards de recirculation d'eau dans l'enceinte de confinement; en effet, les contrôles de fin d'installation de ces filtres ne prévoyaient pas de s'assurer de l'absence de jeux

623. Un élément important pour la protection (EIP) passif est un équipement qui n'a pas à changer d'état pour remplir sa fonction (accumulateur, tuyauterie, supportage...).

de dimensions supérieures à leur maille, qui créeraient un risque de bipasse des filtres. En vue des essais du réacteur EPR Flamanville 3, Électricité de France a plus globalement effectué une analyse des contrôles et des essais à réaliser pour les équipements passifs (hors génie civil) qui ne sont pas rattachés à un système élémentaire. Cette analyse décline, par phénomène redouté (inondation, incendie, pollution...) et par famille d'équipements, les exigences de conception retenues et identifie les contrôles et essais à réaliser pour vérifier qu'elles sont respectées. Pour les structures du génie civil, l'ensemble des contrôles et des essais nécessaires sont réalisés au cours de leur construction, à l'exception des contrôles d'étanchéité des piscines et de l'enceinte de confinement.

Par ailleurs, à compter des essais de démarrage des réacteurs de 1450 MWe (palier N4), certains équipements participant à une fonction transverse dont la réalisation est de la responsabilité de plusieurs entités (différents contrats ou corps de métiers), ou qui peuvent faire l'objet de nombreux changements d'état liés aux activités et travaux dans l'installation, font l'objet d'une « revue finale de conformité ». Les vérifications faites dans le cadre de cette revue portent par exemple sur la bonne séparation physique des voies redondantes, la « sectorisation incendie », l'absence de risque d'agression en cas de séisme de matériels importants pour la sûreté par des équipements non dimensionnés au séisme ou sur les dispositions de protection contre une inondation d'origine externe à l'installation.

Il est important que les choix de conception permettent la réalisation des essais de démarrage (et ultérieurement des essais périodiques) dans de bonnes conditions, sans entraîner par exemple des risques de corrosion de structures ou composants métalliques.

Enfin, le retour d'expérience général réalisé au fil des démarrages des réacteurs du parc électronucléaire français et de leur exploitation a pu conduire à prévoir des compléments aux programmes d'essais de démarrage qui ont alors été réalisés lors des visites décennales des réacteurs qui n'en avaient pas bénéficié; un exemple concerne les essais de décharge des accumulateurs du système d'injection de sécurité.

19.5. Exemples de constats impliquant les essais de démarrage

Quelques constats faits lors des essais de démarrage des réacteurs du parc électronucléaire permettent d'illustrer concrètement un certain nombre des aspects qui ont été évoqués plus haut, notamment pour ce qui concerne les fonctions de sûreté qui ne peuvent pas faire l'objet d'essais représentatifs d'ensemble sur site, comme l'injection de sécurité ou la recirculation d'eau à l'intérieur de l'enceinte de confinement en conditions accidentelles.

Ils seront complétés par deux constats faits au cours de l'exploitation de réacteurs, à la suite de la mise en place de nouveaux équipements, mais dont les enseignements revêtent un caractère pertinent pour les essais de démarrage en général: il s'agit des anomalies observées sur le dispositif de mesure du niveau d'eau dans la cuve mis en place dans le cadre du déploiement de l'« approche par états » pour la conduite inci-

dentelle ou accidentelle, ainsi que des non-conformités observées sur des diaphragmes du dispositif d'éventage-filtration associé à la procédure accidentelle U5 installé dans les réacteurs dans le cadre des dispositions visant à limiter les conséquences radiologiques des situations avec fusion du cœur.

► Bypasse des filtres des puisards de recirculation d'eau dans l'enceinte de confinement en conditions accidentelles

Pour les réacteurs de 1300 MWe, la filtration de l'eau recueillie dans les puisards de l'enceinte de confinement se fait en plusieurs étapes. La maille de filtration la plus fine est de 2,5 mm pour éviter un bouchage local au niveau des grilles des assemblages combustibles, des bouchages partiels des diaphragmes multi-trous de l'ISBP ou des buses d'aspersion dans l'enceinte de l'EAS, un colmatage des échangeurs EAS ainsi qu'une détérioration de pompes RIS ou EAS. Les panneaux filtrants sont verticaux et constituent trois étages de filtration de mailles successives 30 mm x 30 mm, 10 mm x 10 mm et enfin 2,5 mm x 2,5 mm.

En décembre 1989, dans le cadre de son suivi des essais de démarrage du réacteur n° 1 de la centrale de Golfech, l'IPSN a constaté une anomalie de réalisation qui créait une possibilité de bypass des filtres des puisards: les passages des deux dispositifs de mesure du niveau d'eau dans ces puisards au travers des tôles supérieures étaient en effet de dimensions telles qu'ils permettaient un tel bypass, avec en particulier un espace de 5 cm comme plus petite dimension (voir la figure 19.3).

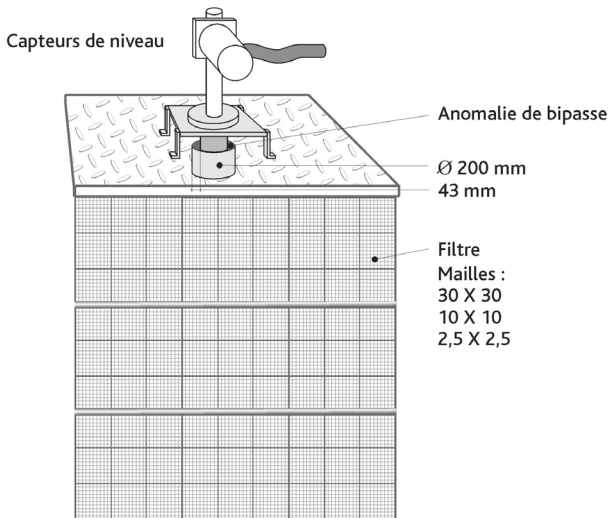


Figure 19.3. Anomalie des filtres des puisards de l'enceinte de confinement de Golfech 1. IRSN.

En cas de brèche du circuit primaire, les deux voies du système d'injection de sécurité et d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement, donc les fonctions correspondantes, auraient pu être perdues du fait de ce bypass des filtres. Électricité de France a alors :

- apporté une modification avant la divergence du réacteur,
- fait le point de la situation des autres tranches (de 900 MWe et de 1300 MWe),
- précisé les actions qui en découleraient,
- recherché l'origine de l'anomalie.

Électricité de France a très rapidement réalisé des modifications pour le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Golfech et pour le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly, avant leur divergence. Mais les contrôles ont montré que d'autres réacteurs étaient affectés par la même anomalie ou par des anomalies similaires. Plus précisément, tous les réacteurs de 1300 MWe étaient affectés, avec plusieurs types d'anomalies: des jeux trop importants au niveau d'orifices de passage de dispositifs de mesure, des jeux trop importants entre filtres et structures en béton, des trous de pions non rebouchés... Pour les réacteurs de 900 MWe, seuls six d'entre eux n'étaient pas affectés d'anomalies; les anomalies étaient toutefois d'une ampleur moindre que celles qui étaient constatées pour les réacteurs de 1300 MWe; en effet, le jeu maximum observé était de 7 mm.

En termes d'enseignements généraux, ces anomalies ont montré que:

- les dispositions de sûreté initialement retenues à la conception avaient été oubliées au moment de la réalisation sur site des puisards et des matériels annexes,
- le niveau d'assurance de la qualité des opérations de montage n'avait pas été en accord avec le classement de sûreté des filtres des puisards,
- les montages et les vérifications avaient manqué de rigueur.

Ces anomalies de 40 réacteurs environ ayant concerné plusieurs constructeurs, elles ont jeté un doute sur l'« organisation qualité » de la Direction de l'équipement d'Électricité de France. D'autres anomalies analogues ont été constatées à la même époque concernant les diaphragmes des circuits d'éventage-filtration des enceintes de confinement (voir plus loin). Cet ensemble de défauts de qualité rencontrés a conduit la Direction de l'équipement d'Électricité de France à créer en 1990 un groupe de travail, en vue de développer une réflexion approfondie sur l'origine de tels défauts et sur les raisons pour lesquelles ils n'étaient pas détectés et corrigés de façon satisfaisante. Cette réflexion a eu pour objectif de définir des dispositions d'amélioration concrètes, et, chaque fois que possible, aux effets « mesurables », permettant de diminuer les risques d'anomalies et d'éliminer les dysfonctionnements significatifs. Les sujets à traiter concernaient:

- l'organisation interne des études, des travaux et du contrôle à la Direction de l'équipement, ainsi que l'amélioration des interfaces correspondantes,
- les procédures de qualification des systèmes et fonctions dont la qualification ne peut pas être obtenue par des essais.

Par ailleurs et de façon plus générale, ces anomalies ont conduit Électricité de France à mener une étude sur les dispositions de sûreté non vérifiables par des essais, qui a conduit à des compléments d'essais périodiques, avec effet rétroactif pour certains.

► Vibrations excessives et soulèvements de rotor de groupes motopompes des systèmes RIS et EAS

Les systèmes RIS et EAS comportent des groupes motopompes à axe vertical, représentés sur la figure 19.4. Le moteur et la pompe sont installés à deux niveaux différents, distants de plus de quatre mètres, avec un arbre vertical de transmission coulissant à cannelures, équipé de cardans, de 2,6 mètres de long.

Les anomalies évoquées ici concernent les groupes motopompes d'injection de sécurité à basse pression (ISBP) et d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement (EAS) des réacteurs de 900 MWe et des réacteurs de 1300 MWe de type P4.

À la suite de la constatation de vibrations dépassant la valeur admissible lors de la mise en service d'une pompe EAS du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Paluel (1300 MWe du palier P4), un essai d'endurance de 2000 heures a été réalisé de janvier 1985 à juillet 1985 sur les pompes EAS du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Alban. Cet essai visait à montrer que la robustesse de la pivoterie de ces pompes leur permettrait de supporter sans endommagement rapide un niveau vibratoire élevé. Dans le but de produire ce niveau vibratoire, un balourd a été créé par la mise en place d'une plaque d'acier rapportée. L'essai a effectivement confirmé la robustesse de la pivoterie, mais il a mis en évidence un autre phénomène menaçant la fiabilité des pompes: il est en effet apparu que la dilatation du corps de la pompe lorsque celle-ci aspire de l'eau chaude entraînait le soulèvement du rotor du moteur électrique; or, en cas d'accident de brèche primaire, l'aspiration d'eau des puisards par les pompes RIS et EAS intervient alors que cette eau peut atteindre une température de 120 °C.

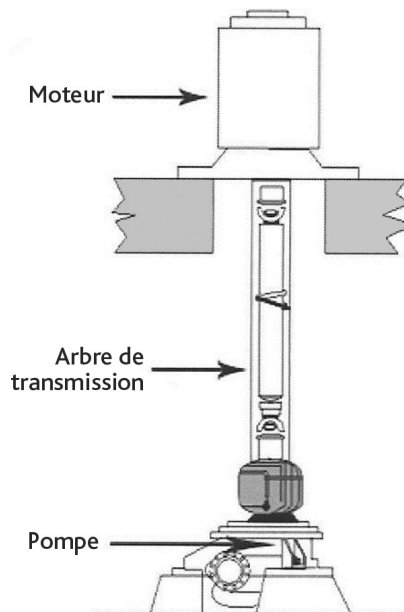


Figure 19.4. Schéma de principe des pompes à axe vertical des systèmes RIS et EAS. IRSN.

L'analyse a conduit à attribuer l'anomalie à la conception même de la pivoterie des pompes EAS, qui comportait un roulement supérieur à « simple effet » ne reprenant que le poids du rotor. Elle a aussi conduit à s'interroger sur la possibilité d'anomalies semblables pour d'autres pompes à axe vertical, notamment pour les pompes d'injection de sécurité à basse pression (ISBP). Pour résoudre ces anomalies, Électricité de France a décidé d'équiper tous les moteurs des pompes concernées des réacteurs de 1300 MWe d'un roulement supérieur à « double effet », c'est-à-dire reprenant les efforts dirigés vers le bas et vers le haut.

Concernant les réacteurs de 900 MWe, des essais de fonctionnement ont été effectués en 1992 sur les pompes du système d'injection de sécurité à basse pression du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Fessenheim (CP0), à l'occasion de son premier réexamen périodique. Ces essais devaient être de durée plus importante que celle des essais périodiques (30 minutes). Après un temps de mise à l'équilibre thermique de cinq heures, ils ont mis en évidence des vibrations d'amplitude supérieure à celle pour laquelle les pompes devaient être arrêtées (ce délai explique que de telles vibrations n'aient pas été observées lors des essais périodiques).

Des modifications ont alors également été apportées à ces pompes. Il est notamment apparu que la fréquence propre des arbres de transmission était trop proche de la vitesse de rotation des moteurs (1 500 tr/mn, soit 25 Hz); ils ont été remplacés et leur angle d'inclinaison a été réduit pour diminuer l'excitation vibratoire associée. Le coulisement a aussi été amélioré à la suite de plusieurs blocages observés, en ajoutant un revêtement adapté au niveau des cannelures pour réduire les frottements, et des graisseurs ont également été ajoutés. Enfin, des tirants (« butons ») ont été installés entre les parties fixes des moteurs et les planchers de supportage, pour augmenter l'écart entre la fréquence propre des moteurs et leur vitesse de rotation. Ultérieurement, une modification analogue à celle qui a été mentionnée plus haut pour les réacteurs de 1300 MWe (installation d'un roulement supérieur à « double effet ») a été mise en place pour les réacteurs de 900 MWe (2006).

Le fait que les anomalies vibratoires n'aient été mises en évidence qu'à l'occasion d'essais de longue durée de pompes de sauvegarde souligne les difficultés de représentativité des essais de démarrage (ou des essais périodiques), qui ne permettent pas toujours d'explorer toutes les conditions défavorables auxquelles les matériels pourraient être soumis notamment en situation accidentelle; la température de l'eau aspirée dans le puisard n'avait d'ailleurs probablement pas excédé 80 °C lors de l'essai d'endurance réalisé à Saint-Alban.

D'une manière générale, il est apparu nécessaire qu'Électricité de France analyse toutes les anomalies apparaissant pendant les essais de démarrage, en procédant à des essais, des mesures et des études complémentaires aux essais de « qualification » et aux essais « tête de série ». C'est pourquoi, en juin 1989, le Service central de sûreté des installations nucléaires a demandé à Électricité de France d'étudier, pour les pompes de sauvegarde qui ne fonctionnent pas en permanence en exploitation normale, la possibilité d'effectuer des essais représentatifs d'une durée significative des conditions de fonctionnement sur site, pour tous les matériels « têtes de série ».

Électricité de France a ainsi été amené à réaliser des essais de longue durée sur site, allant jusqu'à 8 000 heures, pour des pompes ISBP et EAS. Compte tenu des résultats obtenus, Électricité de France a estimé qu'il n'était pas nécessaire de réaliser d'autres essais de longue durée en complément des essais d'endurance prévus de 400 heures au titre de la qualification pour le matériel modèle et de 20 heures pour les matériels de série (ces derniers étant réalisés en usine). L'essai d'endurance complété d'une expertise détaillée lui paraissait suffisant pour détecter les phénomènes physiques pouvant mettre en cause le caractère opérationnel des pompes. Il est toutefois apparu nécessaire, entre autres enseignements, qu'un état de référence vibratoire soit déterminé pour chaque pompe, à partir des résultats des essais d'endurance et sur site.

Les essais prévus par Électricité de France ont néanmoins fait apparaître par la suite la persistance d'anomalies vibratoires des pompes des systèmes de sauvegarde, particulièrement celles des réacteurs de 900 MWe des contrats-programmes CPY; on y reviendra au paragraphe 29.2.2.9.

Comme cela a été indiqué au paragraphe 19.4.2, à la lumière des enseignements tirés des observations évoquées ci-dessus, Électricité de France a effectué, pour les premières tranches du palier N4, des essais de 1 500 heures des pompes des systèmes RIS et EAS; moyennant quelques ajustements⁶²⁴, ces pompes n'ont pas révélé d'anomalie notable. Le cas du réacteur EPR Flamanville 3 a aussi été évoqué au paragraphe 19.4.2.

► Difficultés de commande de vannes motorisées du circuit d'injection de sécurité

Au mois de novembre 1986, un incident de portée apparemment mineure survenu lors des essais préopérationnels du premier réacteur de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine a permis de découvrir, après analyse, une anomalie générique affectant le système d'injection de sécurité des réacteurs de 1 300 MWe; cette anomalie aurait pu compromettre gravement le bon fonctionnement de l'injection de sécurité en cas de brèche du circuit primaire.

L'événement a consisté en des difficultés de manœuvre des vannes motorisées du circuit RIS. Ces difficultés affectaient principalement les vannes d'isolement du « débit nul » des pompes ISBP vers la bêche du système PTR. Lorsque les essais ont été repris au mois de février 1987 après différentes interventions, il est apparu que le mauvais fonctionnement des vannes subsistait.

Des investigations complémentaires conduites sur les réacteurs des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire et de Cattenom ont mis en évidence le même type de difficultés. Le dimensionnement des vannes ainsi que celui des motorisations et des organes de transmission de mouvement ont alors été mis en cause. Il est apparu

624. Pour les pompes d'injection de sécurité à moyenne pression: modification de la géométrie des roues et de la volute d'aspiration, affutage des aubes.

que certaines évolutions de conception du circuit d'injection de sécurité n'avaient pas été répercutées dans les dispositifs de commande de robinets et que des matériels sous-dimensionnés avaient été mis en place. Le caractère générique de l'anomalie a alors été confirmé ; pour l'ensemble des réacteurs de 1 300 MWe (types P4 et P'4), près de 70 vannes étaient concernées.

Il est important de noter que le sous-dimensionnement des motorisations n'a été mis en évidence au démarrage que lors des essais de la onzième tranche de 1 300 MWe, soit après environ quatre années d'exploitation des premières tranches de cette puissance. Le caractère fortuit de la découverte s'explique en partie par le fait que la fermeture incomplète des vannes ne pouvait être détectée qu'en local.

D'autres événements ont ensuite été constatés concernant des vannes motorisées des circuits RIS des centrales nucléaires de Nogent-sur-Seine, Penly et Golfech, avec des ruptures de cardans des systèmes de commande à distance de ces vannes.

Électricité de France a alors fait procéder à la mise en conformité des dispositifs de commande à distance de ces vannes et pris des dispositions pour que les évolutions des études fassent désormais l'objet de fiches de modification transmises à tous les services concernés (y compris ceux qui sont chargés des commandes des matériels) pour permettre une vérification de l'impact de ces évolutions, ainsi que pour renforcer l'assurance de la qualité des études et de l'installation des équipements sur site.

Ces anomalies ont conduit l'IPSN à examiner en détail un certain nombre d'aspects concernant le dimensionnement des motorisations des vannes compte tenu de toutes les configurations auxquelles elles peuvent être soumises lors des essais et en exploitation dans les situations normales, incidentelles ou accidentelles. Cette analyse a montré que, en général, les moyens de test des vannes lors des essais de démarrage des réacteurs et en exploitation ne permettaient pas de détecter toutes les dégradations des vannes pouvant conduire à une défaillance de leur fonctionnement. Divers systèmes plus performants ont été étudiés et déployés sur les réacteurs en exploitation pour améliorer la situation.

Il faut noter qu'aucune anomalie n'avait été détectée lors des essais de « qualification » des vannes sur boucle, le débit des boucles d'essai étant insuffisant.

► Inversion de câbles de commande électrique de pompes de réinjection d'effluents dans le bâtiment du réacteur

La fonction de réinjection des effluents dans le bâtiment du réacteur, mise en place à la suite de l'accident de Three Mile Island, a pour objectif de maîtriser une extension de la contamination dans les bâtiments annexes (BAN, BAS, BK, BTE)⁶²⁵ du bâtiment du réacteur en cas de fuite de circuits de sauvegarde fonctionnant en recirculation d'eau à partir des puisards. Pour cela, en cas de détection par une chaîne du système KRT⁶²⁶

625. Bâtiment des auxiliaires nucléaires, bâtiment des auxiliaires de sauvegarde, bâtiment du combustible, bâtiment de traitement des effluents.

626. Système (ou chaînes) de mesure de la radioactivité.

d'une radioactivité volumique dépassant un seuil fixé dans un puisard de l'un de ces bâtiments annexes, un automatisme arrête la pompe du puisard concerné et ferme la vanne de la liaison avec le bâtiment de traitement des effluents. L'opérateur, en suivant les instructions de la procédure accidentelle U2 (voir le paragraphe 17.5.2), effectue une réinjection des effluents radioactifs dans le bâtiment du réacteur en ouvrant la vanne du circuit de réinjection dans ce bâtiment et en démarrant la pompe du puisard concerné.

Une anomalie concernant la réinjection d'effluents a été mise en évidence fortuitement en juin 1990, lors des essais de démarrage du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Golfech. Il est en effet apparu lors de ces essais que, pour huit des dix chaînes de surveillance, l'action automatique ne démarrait pas la pompe du puisard concerné mais la pompe d'un puisard voisin. Tous les documents (dossier de système élémentaire [DSE], PEE, gammes d'essais périodiques) des systèmes concernés, ainsi que la procédure de conduite accidentelle U2, intégraient ces inversions.

Il est de plus apparu que l'anomalie ne concernait que les réacteurs de 1300 MWe du type P4 et résultait d'une discordance entre deux dossiers de système élémentaire étudiés par des personnes différentes. Des mesures correctives ont été définies et mises en œuvre (permutations dans les baies de relayage informatisé CONTROBLOC) et la documentation, tant d'exploitation que de conception, a été mise à jour.

La vérification sur plans de la cohérence du système KRT avec d'autres systèmes a par ailleurs mis en évidence d'autres anomalies : des tuyauteries de prélèvement de chaînes KRT dans des systèmes de ventilation (du bâtiment des auxiliaires nucléaires [DVQ] et du bâtiment de traitement des effluents [DVN]) étaient inversées.

Électricité de France a tiré de ces anomalies les enseignements suivants : d'une part les éléments identiques appartenant à une même voie doivent faire l'objet d'une attention particulière, d'autre part les limites entre le système KRT et les autres systèmes constituent une source d'erreurs ; cette source d'erreurs a été éliminée, dans le cas du palier N4, en intégrant tous les éléments des chaînes KRT dans les systèmes élémentaires « utilisateurs », supprimant ainsi le problème d'interface. Par ailleurs, des vérifications complémentaires ont été engagées sur l'ensemble du parc électronucléaire.

Pour l'IPSN, la découverte tardive et fortuite des anomalies était surtout due à la représentativité imparfaite des essais (essais de démarrage et essais périodiques) des automatismes actionnés par le système KRT depuis la détection du phénomène physique jusqu'aux actions prévues. Les anomalies rencontrées auraient été mises en évidence plus tôt si, lors des essais, une source (radioactive) avait été présentée devant les détecteurs. Ce type d'essai aurait également permis de mettre en évidence l'inversion de deux tuyauteries de prélèvement vers une armoire du système KRT, découverte fortuitement à Golfech et due à une erreur de montage.

Pour les réacteurs en exploitation, il a été demandé à Électricité de France de mettre en œuvre des essais permettant de tester les chaînes des automatismes des systèmes KRT à l'aide de sources radioactives, sauf cas exceptionnels où l'activité de la source

nécessaire serait trop élevée. Lors des essais de démarrage des réacteurs du palier N4, l'IPSN a particulièrement veillé à la programmation généralisée de ce type d'essai.

Concernant les contrôles et essais d'éléments identiques appartenant à une même voie, l'IPSN a réalisé une analyse spécifique pour les détecteurs d'incendie (système JDT). Cette analyse a montré que les documents d'essais ne permettaient pas, tels qu'ils étaient rédigés, d'écarter les risques d'erreur d'adressage pour des détecteurs d'une certaine technologie. Une erreur d'adressage entre les deux voies du système JDT étant susceptible en cas d'incendie affectant l'une des deux voies de conduire à la perte de la seconde par la mise hors tension qui serait vraisemblablement décidée pour faciliter l'intervention, Électricité de France a fait évoluer les programmes d'essais de ce système.

► Anomalies relatives à la mesure du niveau d'eau dans la cuve

Les réflexions menées à la suite de l'accident de Three Mile Island en vue d'améliorer la conduite en situation incidentelle ou accidentelle ont amené Électricité de France à retenir le principe d'une conduite reposant sur la notion d'états de la chaudière: il s'agit de l'approche dite par états (APE), décrite au chapitre 33. L'historique de la mesure du niveau d'eau dans la cuve (souvent appelée niveau cuve ou encore taux de plein) est étroitement lié à l'historique de l'APE. En effet, cette approche utilise deux paramètres structurants qui sont la marge à la saturation et le niveau d'eau dans la cuve. Dans la conduite selon l'APE, c'est la connaissance de l'état du circuit primaire, de l'état du circuit secondaire, de l'état de l'enceinte de confinement ainsi que des systèmes utilisés qui constitue la base de la conduite et non la détermination des événements qui ont conduit à la situation considérée.

Au début de l'année 1982, Électricité de France s'est engagé dans le développement de la conduite selon l'APE et il a demandé des études de faisabilité au constructeur Framatome (pour les 900 MWe) et aux services d'ingénierie concernés d'EDF (pour les 1300 MWe) afin de définir le dispositif le plus approprié pour la mesure du niveau d'eau dans la cuve.

C'est ainsi qu'à la fin du mois de novembre 1982 fut prise la décision d'équiper les réacteurs de 1300 MWe d'un dispositif de mesure de niveau d'eau par pression différentielle, puis, au cours de l'année 1984, celle de substituer l'utilisation des procédures APE aux procédures événementielles. Après les études et les modifications nécessaires, le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly a été le premier réacteur à démarrer, en 1990, avec ce dispositif de mesure et les procédures APE.

Les programmes d'essais correspondants méritaient à l'évidence une grande attention. Ils ont fait l'objet d'un suivi particulier de la part de l'IPSN, qui a notamment recommandé la réalisation d'un essai de validation en réel du dispositif de mesure du niveau d'eau dans la cuve avec la création d'une bulle de vapeur sous le couvercle de la cuve. Après un certain nombre de discussions sur les risques associés à un tel essai (notamment sur la tenue du joint du couvercle de la cuve à la vapeur), Électricité de France a réalisé un tel essai au mois d'août 1989, dans le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Golfech (pendant les

essais à chaud, en l'absence de cœur). Cet essai ainsi que la première campagne d'essais réalisés lors des essais à chaud du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly ont mis en évidence différentes anomalies, dans diverses configurations du circuit primaire ainsi qu'en cas de perte de sources électriques. Elles ont conduit à des mesures correctives telles que des modifications de logiciels de contrôle-commande.

Cet exemple souligne l'importance de réaliser des essais fonctionnels aussi proches que possible des situations d'exploitation réelles envisageables.

► **Non-conformités de diaphragmes du circuit d'éventage de l'enceinte de confinement**

Comme cela a été indiqué au chapitre 17, après l'accident de Three Mile Island et au terme de différentes études, Électricité de France a, à partir de 1987, installé sur ses réacteurs un système (dispositif U5) permettant d'effectuer des rejets contrôlés et filtrés en cas d'accident de fusion du cœur de façon à :

- écrêter la pression dans l'enceinte de confinement,
- réduire d'au moins un facteur 10 la radioactivité des aérosols relâchés dans l'atmosphère,
- amener les gaz filtrés dans la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) pour mesurer leur radioactivité avant leur dispersion dans l'environnement.

Il était prévu que ce dispositif ne serait utilisé qu'après un délai de l'ordre de 24 heures, permettant une certaine décroissance de la radioactivité à l'intérieur de l'enceinte de confinement.

Pour valider les dispositifs mis en place, Électricité de France a proposé un programme d'essais à réaliser sur les différents réacteurs du parc électronucléaire. Si ce programme prévoyait des essais partiels du dispositif sur site, il ne comportait ni essai d'ensemble, ni mesure de débit. L'ensemble des essais prévus ont effectivement été réalisés sur l'ensemble des sites en exploitation ou en phase de démarrage ; ils comportaient notamment :

- un essai des vannes motorisées d'isolement de la traversée de l'enceinte de confinement,
- l'épreuve de la tuyauterie du dispositif U5 sous pression d'air,
- un essai d'étanchéité du caisson du filtre.

D'autres essais ont été réalisés par ailleurs :

- un essai « tête de série » pour le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine, pour mesurer la distribution des vitesses dans le caisson du filtre à sable et la perte de charge du caisson,

- pour tous les réacteurs, un essai de mise en service du système de conditionnement (préchauffage) en fonctionnement normal du filtre à sable grâce à une dérivation de la ventilation assurée par le système DVN.

Lors d'un essai mené à l'initiative de l'exploitant de la centrale nucléaire du Tricastin, au mois d'août 1990, il est apparu que le diaphragme placé dans la tuyauterie de décompression de l'enceinte de confinement du réacteur n° 1 n'était pas percé. Des investigations menées ensuite sur l'ensemble des réacteurs mettront en évidence d'autres anomalies : absence de diaphragme (présence d'une simple bague entretoise), alésage du diaphragme incorrect (20 mm au lieu de 76 mm), diaphragme non percé.

Ces anomalies de montage des diaphragmes n'ont été mises en évidence que fortuitement malgré les contrôles prévus lors des opérations de montage, de « récolement » et de mise en exploitation des installations. Les documents et procédures permettant d'éviter de telles anomalies existaient, mais ces documents n'étaient remplis que d'une manière plus ou moins complète et leur suivi s'est révélé insuffisant. Le dossier de système élémentaire (DSE) du dispositif U5 ne comportait pas de fiche signalétique du diaphragme. Les manques dans les informations données aux exécutants des opérations de montage et la prise en compte insuffisante des réserves émises par les différents intervenants expliquent en bonne partie les anomalies rencontrées. Les rapports de fin de fabrication des entreprises de montage sont apparus comme des documents formels trop succincts qui ne rendaient pas assez compte de la réalisation des travaux et des difficultés rencontrées. En particulier, ces documents auraient dû clairement préciser l'état des diaphragmes, les diamètres de perçage et être examinés attentivement par Électricité de France sur le site, afin de vérifier qu'ils comportaient bien l'ensemble des anomalies mises en évidence lors des montages.

À la suite de ces constatations, Électricité de France a été amené à préciser :

- les actions qu'il allait désormais entreprendre pour que, lors de la réception des circuits sur les sites, la conformité des caractéristiques des actionneurs et des orifices limiteurs de débit aux spécifications d'études soit formellement vérifiée, et que les réserves fassent faire l'objet d'un suivi et d'un contrôle avant le premier chargement de combustible ou le prochain rechargement du cœur,
- les modalités de passage des systèmes de la phase des montages à la phase des essais, de telle sorte que le procès-verbal correspondant atteste bien que les actionneurs et les dispositifs limiteurs de débit et de mesure sont conformes au GMC⁶²⁷ (ou à son équivalent), et que les réserves qui pourraient subsister soient clairement identifiées.

Par ailleurs, l'IPSN avait recommandé qu'Électricité de France examine la possibilité de réaliser un essai global du dispositif U5 à l'occasion des épreuves de l'enceinte

627. Fichier de gestion des matériels des centrales.

de confinement, en installant un orifice restricteur de débit et un filtre absolu à titre provisoire dans l'enceinte de confinement de façon à éviter de polluer le sable des filtres. Électricité de France a en fait utilisé, pour quelques réacteurs, le dispositif U5 pour décompresser l'enceinte de confinement après son épreuve de résistance et d'étanchéité, mais il a ensuite abandonné cette façon de faire à cause des inconvénients qu'elle présente, notamment :

- la nécessité de mettre en place une vanne provisoire pour l'essai et de remettre en place des fonds pleins ensuite,
- la nécessité de prévoir une membrane de rupture de protection ou de contournement du filtre pour l'essai périodique d'étanchéité globale de l'enceinte, pouvant constituer un point faible lors d'une éventuelle utilisation en situation accidentelle,
- la non-comptabilisation des rejets résultant de la dépressurisation de l'enceinte.

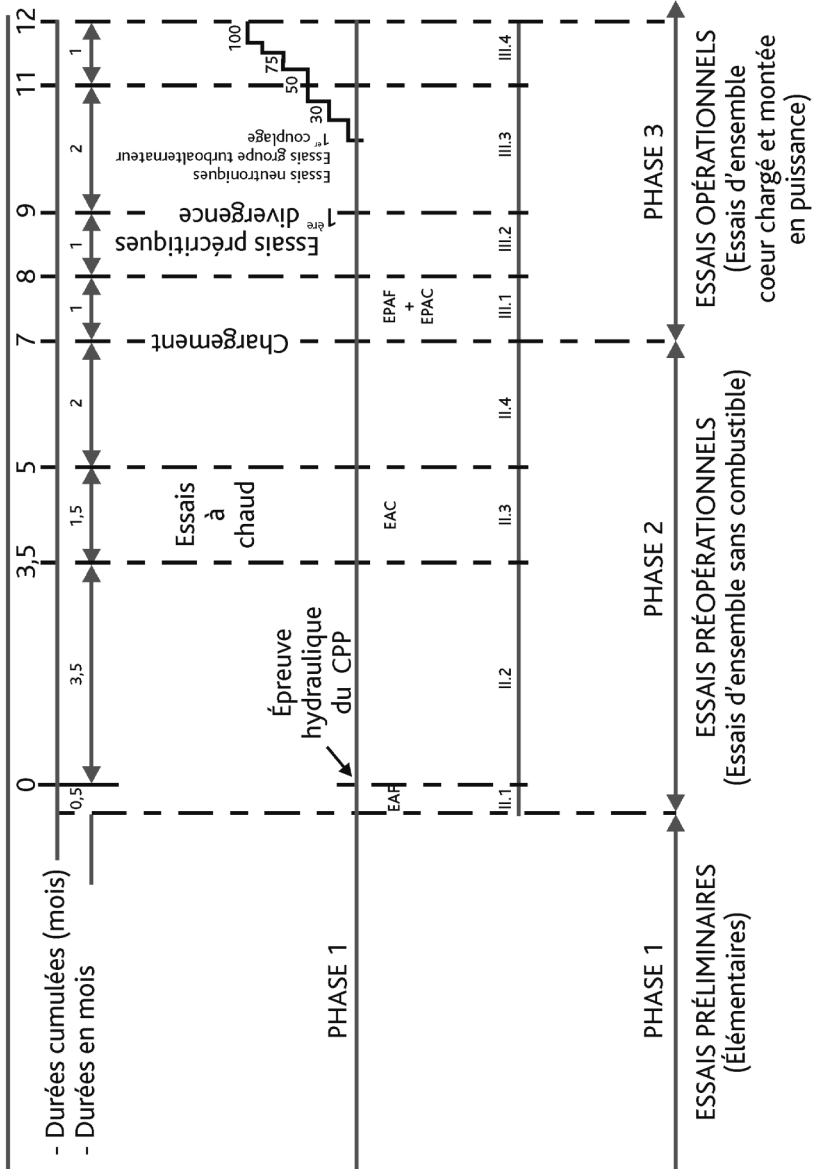


Planche 19.1. Différentes phases au cours des essais de démarrage.

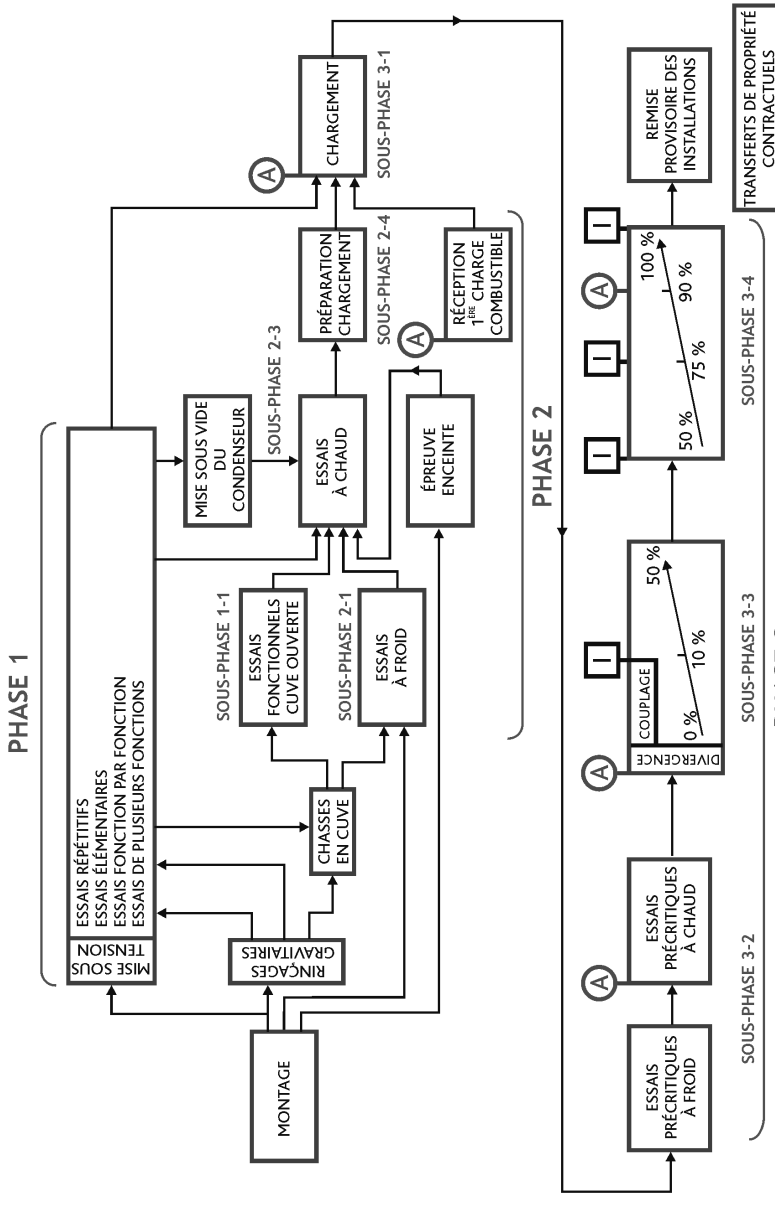


Planche 19.2. Différentes phases au cours des essais de démarrage.