

Chapitre 16

Prise en compte des facteurs organisationnels et humains lors de la conception des installations

La grande importance que revêtent les organisations et les actions des hommes pour la sûreté d'installations telles que les réacteurs électronucléaires a été soulignée dès le chapitre 4 du présent ouvrage. La notion associée de facteurs organisationnels et humains (FOH) y a été explicitée.

L'objet du présent chapitre est de développer la prise en compte de ces facteurs au stade de la conception initiale des réacteurs électronucléaires et lors de la conception des modifications qui y sont apportées au cours de leur exploitation (hors démantèlement).

16.1. La prise en compte des facteurs organisationnels et humains à la conception des réacteurs électronucléaires

16.1.1. Importance de la prise en compte des facteurs organisationnels et humains dès le stade de la conception

► Point de vue historique

Lorsque le programme de construction de centrales électronucléaires à eau sous pression a été lancé dans les années 1970 en France, la sûreté de ces installations était essentiellement discutée en termes de fiabilité technique. Les concepteurs visaient aussi à réduire les possibilités d'erreurs humaines en automatisant un certain nombre d'actions et en encadrant l'activité des équipes d'exploitation par différentes règles et procédures. Implicitement, ce que l'on attendait de ces équipes était donc de faire fonctionner le système technique en appliquant fidèlement les procédures d'exploitation (et de maintenance), qui visaient à « contenir » le fonctionnement du système dans des limites sûres. Ces procédures devaient permettre de faire face à toutes les situations prévues par les concepteurs.

Or, lors de l'accident survenu au mois de mars 1979 à la centrale nucléaire de Three Mile Island (TMI) aux États-Unis, les choses ne se sont pas passées comme prévu. L'équipe de quart, à la vue des indications disponibles en salle de commande, a amené à faire un diagnostic erroné du fait d'un défaut d'interface homme-machine, ce qui a contribué à transformer un événement assez anodin en un accident avec fusion du cœur.

#FOCUS.....

Que s'est-il passé lors de l'accident de Three Mile Island⁵¹⁵ ?

Une vanne de décharge du pressuriseur qui s'était ouverte automatiquement pour limiter le pic de pression dans le circuit primaire résultant d'incidents concernant le circuit secondaire ne s'est pas refermée, bien que l'ordre de refermeture ait été émis par le contrôle-commande. Or l'interface de conduite en salle de commande utilisait comme information l'ordre de refermeture de la vanne et non sa position réelle (bloquée en position semi-ouverte), ce qui a nui à la perception de l'état de l'installation par l'équipe de conduite. Par ailleurs, l'arrêt

515. Cet accident est décrit plus en détail au chapitre 32. Ne sont ici repris que les éléments pertinents dans le cadre du présent chapitre.

d'urgence du réacteur (arrêt automatique) et les problèmes affectant le circuit secondaire ont provoqué le déclenchement de multiples alarmes. En l'absence de hiérarchisation des informations affichées, les équipes se sont trouvées « noyées », éprouvant des difficultés pour percevoir et extraire les informations pertinentes, d'autant que certaines étaient erronées (position de la vanne). L'arrêt de l'injection automatique de sécurité par les opérateurs a découlé de cette information erronée et du respect de la consigne de maintien de la bulle de vapeur située dans la partie haute du pressuriseur.

.....

Les enseignements tirés de l'accident de TMI (et de quelques autres) ont fortement remis en cause le modèle⁵¹⁶ de l'intervention de l'homme dans la sûreté des centrales nucléaires : progressivement, l'analyse des événements⁵¹⁷ a dépassé celle des erreurs des opérateurs pour s'intéresser plus largement aux défaillances du système sociotechnique dans son ensemble qui ont conduit à ces erreurs, aux pannes ou à la combinaison des deux. L'une des leçons de l'accident de TMI est que la conception des salles de commande joue un rôle déterminant dans la maîtrise des incidents et des accidents, tant en termes de prévention qu'en termes de limitation des conséquences de ceux qui se produiraient malgré les dispositions de prévention mises en œuvre. L'organisation des équipes de conduite ainsi que les procédures contribuent également de façon importante à cette maîtrise.

Avec cet accident, les dimensions organisationnelles et humaines ont ainsi fait leur entrée dans le champ des préoccupations concernant la maîtrise des risques à la conception et lors de l'exploitation des centrales nucléaires.

Ces enseignements ne sont pas spécifiques au domaine du nucléaire. Dans les années 1980, l'activité des opérateurs dans les « centres de contrôle » ou les salles de commande de « procédés continus » (raffineries, cimenteries, usines sidérurgiques) a fait l'objet de nombreuses études. Elles ont notamment mis en évidence la complexité de la fonction de surveillance réalisée en salle de commande et souligné le rôle de l'« anticipation » par les opérateurs de conduite dans cette activité de surveillance : ils cherchent en effet à prévoir les évolutions physico-chimiques des « procédés » qu'ils surveillent et peuvent donc agir avant qu'une alarme ou un défaut n'apparaisse en salle de commande (dit autrement, ils ne « conduisent pas aux alarmes »).

La sûreté de l'exploitation d'une installation industrielle potentiellement à risques se joue dès sa conception. L'accident de TMI a entraîné des évolutions notables dans la prise de conscience de l'importance du rôle des organisations et des hommes dans la sûreté des centrales nucléaires.

516. Le terme « modèle » est utilisé ici dans le sens qu'il a en sciences sociales, à savoir une représentation schématique décrivant et illustrant de manière réductrice, simplifiée et fonctionnelle, les traits essentiels d'un objet, d'un système ou d'un processus.

517. Le lecteur pourra consulter l'ouvrage « L'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island » de M. Llory, éditions L'Harmattan, 1999.

En France, cette prise de conscience a, dès les années 1980, conduit Électricité de France à faire du palier N4 (réacteurs de 1450 MWe) un palier novateur tant du point de vue technologique pour ce qui concerne la salle de commande par rapport aux paliers précédents que du point de vue de la prise en compte des facteurs organisationnels et humains à la conception⁵¹⁸. En 1982, Électricité de France a aussi pris la décision, après analyse de plusieurs solutions techniques, de concevoir une salle de commande entièrement informatisée (voir la figure 16.1), innovation majeure car aucune salle de commande de ce type n'avait encore été installée dans le monde pour une centrale nucléaire⁵¹⁹. Électricité de France a également décidé de développer dans ce cadre un simulateur de salle de commande⁵²⁰, dénommé S3C, pour aider à la conception du système de contrôle-commande informatisé et pour assurer l'intégration des facteurs organisationnels et humains tout au long de la conception de cette salle de commande. Ce simulateur lui permettra de mettre en œuvre un important programme d'évaluations ergonomiques successives pour valider, notamment, les postes des opérateurs en salle de commande⁵²¹.

L'évolution sous l'angle des FOH de la salle de commande pour le palier N4 étant prise comme exemple pour illustrer un certain nombre de propos développés dans le présent chapitre, quelques précisions sont apportées sur cette salle de commande dans le focus ci-après.



Figure 16.1. À gauche, vue d'une salle de commande conventionnelle (centrale nucléaire de Fessenheim). Médiathèque EDF – Mario Fourmy; à droite vue d'une salle de commande informatisée d'un réacteur du palier N4 (centrale nucléaire de Civaux). Romain Beaumont photographies.

518. « Palier N4: apports de l'ergonomie dans la conception de la salle de commande », B. Le Guilcher et Y. Dien, *Revue générale nucléaire* n° 1, pp 27-32, janvier-février 1998.

519. « Palier N4: examen du rapport provisoire de sûreté », L. Samier et J.- M. Mattéi. *Revue générale nucléaire* n° 4, pp 11-14, juillet-août 1996.

520. Ce n'est pas encore un simulateur de représentation intégrale, ou « pleine échelle », d'une salle de commande des réacteurs du palier N4. Le simulateur S3C était installé au centre de formation de la centrale nucléaire du Bugey. De façon générale, dans ce type de simulateurs, la représentation de l'évolution du « procédé » utilise le logiciel de simulation CATHARE présenté au chapitre 40.

521. « Palier N4: apports de l'ergonomie dans la conception de la salle de commande » *ibid*.

#FOCUS.....

La salle de commande des réacteurs du palier N4⁵²²

Quatre postes de travail ont été retenus pour la salle de commande des réacteurs du palier N4. Ils sont identiques, permettent d'accéder à la même base de données et permettent donc un secours mutuel de l'un par l'autre. Ils sont verrouillables en mode observation seule par une clef (pas d'actions sur le «procédé»). Deux d'entre eux sont des postes de conduite destinés aux opérateurs de conduite, les deux autres sont des postes d'observation et de contrôle à l'usage du cadre technique⁵²³, appelé «superviseur», du chef d'exploitation ou de l'ingénieur de sûreté.

Un synoptique mural présente les principaux paramètres de l'installation, l'état des principaux actionneurs et l'état des circuits de sûreté et de sauvegarde. Ces éléments sont lisibles depuis les postes des opérateurs. Ce synoptique permet :

- de donner aux opérateurs une vision globale et rapide de l'état de l'installation et de remédier à la vision parcellaire fournie par les écrans de visualisation,
- de fournir une référence commune de l'état de l'installation aux différents membres de l'équipe de conduite, contribuant ainsi à la coordination de leurs actions par un support de raisonnement commun.

Des moyens diversifiés de conduite sont présents dans la salle de commande, sous la forme d'un panneau auxiliaire doté de moyens de conduite conventionnels, indépendant du système informatisé de conduite (dont l'acronyme est KIC) auquel sont reliés les postes des opérateurs; depuis ce panneau auxiliaire, il est possible d'amener le réacteur dans un état sûr et de maîtriser des situations incidentelles et accidentelles. Ce «panneau auxiliaire» n'est utilisé qu'en cas d'indisponibilité du système informatique (défaillance ou arrêt programmé).

Il existe par ailleurs un panneau de repli, situé en dehors de la salle de commande et à un autre étage du bâtiment, qui permettrait aux opérateurs, en cas d'incendie de la salle de commande, d'amener le réacteur dans un état sûr. Par homogénéité avec la salle de commande, le panneau de repli présente la même interface avec l'opérateur que le panneau auxiliaire.

Par rapport aux paliers précédents, les dispositions suivantes n'ont pas été remises en cause au cours du processus de conception :

- la composition et l'organisation de l'équipe de conduite,

522. Ces éléments descriptifs synthétiques sont extraits de la communication « La salle de commande du palier N4 : principales caractéristiques et retour d'expérience d'exploitation », J.-M. Peyrouton, J. Guillas et C. Nougaret, EDF-DPN.

523. Appelé ensuite chef d'exploitation délégué.

- le niveau d’automatisation, qui reste voisin de celui des réacteurs de 1 300 MWe.

Sont accessibles aux opérateurs environ 800 images de conduite (images de commande, de suivi de réglage, de régulation...), plus de 4 000 fiches d’alarmes, environ 10 000 fiches techniques (pour les différents actionneurs, les différents capteurs de mesure...) apportant des informations en temps réel, environ 2 000 « images procédure » pour la conduite normale et 2 000 « images procédure » pour la conduite selon l’approche par états (APE – voir le chapitre 33).

Les consignes de conduite informatisées sont des logigrammes interactifs présentant les actions élémentaires de conduite. Chaque action ou décision de l’opérateur demandée par un pas d’un logigramme est contrôlée par le système informatisé de conduite KIC, qui effectue une vérification de la cohérence des choix de l’opérateur par rapport aux données qu’il a du système. Avec l’utilisation de ce type de consignes, l’opérateur est donc guidé dans ses choix et ses actions ; il peut toutefois passer outre (« forcer ») une consigne en cas de nécessité, par exemple s’il dispose d’une information que le système ne peut pas acquérir.

.....

► Situation actuelle

La prise en compte des facteurs organisationnels et humains (FOH) dans la conception des réacteurs nucléaires a aujourd’hui acquis un caractère systématique et l’objectif en est explicitement inscrit dans la réglementation en matière de sûreté nucléaire : il est en effet demandé à l’exploitant, dans l’arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (« arrêté INB »), de mettre en œuvre une approche qui, dès la conception, « prend en compte l’ensemble des aspects techniques et des facteurs organisationnels et humains pertinents ».

Il existe de plus maintenant une documentation technique et une littérature scientifique abondantes, sous forme de guides, de normes, de livres, d’articles, de rapports, tant au niveau national qu’international, sur laquelle les concepteurs peuvent s’appuyer lors de la conception d’une centrale nucléaire dans une démarche intégrée de prise en compte des aspects techniques, organisationnels et humains (une partie de ces références seront citées dans le présent chapitre).

En France, l’expérience acquise, principalement lors de la conception et de l’évaluation de la sûreté des réacteurs du palier N4, puis du réacteur EPR, a conduit l’Autorité de sûreté nucléaire et l’IRSN à formuler, dans un document élaboré conjointement⁵²⁴, des recommandations relatives à la conception de nouveaux réacteurs électronucléaires. Il y est indiqué qu’une centrale nucléaire « constitue un système sociotechnique dont le fonctionnement repose sur l’articulation entre des hommes, une organisation, des moyens techniques et un environnement physique de travail. Le système sociotechnique doit être

524. Guide ASN n° 22 relatif à la « Conception des réacteurs à eau sous pression », 18 juillet 2017.

conçu de façon à créer les conditions les plus favorables possibles pour la réalisation par le personnel des activités liées à l'exploitation de l'installation, tant en fonctionnement normal qu'en cas d'incident, d'accident et d'agression (domaines de conception de référence et étendu). »

► Retour d'expérience : certains choix de conception inadaptés

Ne pas placer les opérateurs dans des situations qui pourraient les entraîner à commettre des erreurs doit donc être une préoccupation forte dès la conception d'une centrale nucléaire. Or l'analyse du retour d'expérience des centrales en exploitation montre que certains choix de conception mal adaptés à la réalité du terrain ont pu induire en erreur des opérateurs et entraîner des événements significatifs (cette notion est précisée au paragraphe 21.4). À titre d'exemple, des défauts des images de conduite informatisées et des documents opératoires ont contribué en 2010 à une défaillance de la surveillance, assurée dans la salle de commande du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, du système de protection contre l'incendie des transformateurs auxiliaires (TA) resté dans une configuration inadéquate durant un mois avant que cette anomalie ne soit détectée. Autre exemple, en 2009, il est apparu qu'un écran du système d'affichage d'informations en salle de commande (pas informatisée) du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Fessenheim ne permettait d'afficher que cinq paramètres alors que le document d'exploitation utilisé demandait aux opérateurs de surveiller 14 capteurs en temps réel, ce qui a contribué à la détection tardive du franchissement d'un seuil. De même, en 2011, l'absence d'alarme et un défaut d'éclairage des verrines en salle de commande du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Paluel ont été à l'origine de la non-détection d'un défaut de couplage d'un groupe électrogène à un tableau électrique. En 2011 encore, il a été mis en évidence que des informations relatives à des équipements de secours du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire du Bugey (turbopompe du système ASG, turboalternateur LLS) n'étaient consultables qu'en local, en zone contrôlée : du fait du temps nécessaire à l'habillage pour entrer en zone contrôlée, ce choix de conception obligeait la centrale à mettre en œuvre une organisation spécifique lors des phases d'exploitation des équipements précités, consistant notamment à mobiliser des agents de terrain dûment équipés.

Les événements significatifs résultant de choix de conception pouvant poser des difficultés ne concernent pas que les opérations menées en salle de commande : ainsi, en 2004, une vanne du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Belleville-sur-Loire dont le dispositif de commande était en position basse⁵²⁵ a été manœuvrée de façon inappropriée par un agent de terrain ; cet agent a ouvert la vanne au lieu de la fermer,

525. De manière habituelle, les vannes sont montées sur les circuits avec un dispositif de commande en position haute : le volant est alors manœuvré dans le sens des aiguilles d'une montre pour fermer la vanne, ce qui correspond à l'usage courant. Lorsque le dispositif de commande est en position basse, le volant doit alors être manœuvré dans le sens inverse des aiguilles d'une montre pour fermer la vanne. Même si les opérateurs savent qu'il existe des vannes dont le sens de manœuvre est inversé, ils peuvent être amenés à se tromper et à manœuvrer de telles vannes dans le sens usuel, notamment lorsque d'autres facteurs tels que pression temporelle, stress, interruption... perturbent leur activité.

ce qui a eu pour effet de diminuer le niveau d'eau dans la piscine d'entreposage du combustible.

Si ces quelques exemples n'ont pas eu de conséquences sérieuses compte tenu de l'existence d'autres « lignes de défense », il apparaît que c'est dès la conception que des réflexions doivent être menées pour éviter de placer les opérateurs dans des situations pouvant les conduire à faire des erreurs ou dans lesquelles il leur serait difficile de revenir à une situation normale – un objectif de sûreté étant par ailleurs d'éviter autant que possible la survenue d'incidents.

16.1.2. Démarche à la conception

Comme cela a été indiqué précédemment, la conception ne consiste pas seulement à concevoir des systèmes ou des dispositifs techniques. Elle participe pour une bonne partie à la création des « situations de travail »⁵²⁶ dans lesquelles les opérateurs vont réaliser des activités pour exploiter l'installation. Or, dans la réalité de l'exploitation, ces situations présentent une très grande variabilité, des aléas surviennent et les organisations et les hommes sont amenés à s'adapter, parfois au détriment de la performance, voire de la sûreté ou encore de leur santé et de leur sécurité.

La sûreté suppose donc un couplage entre les composantes technique, humaine et organisationnelle du système sociotechnique; mais comment faire pour les intégrer dans la conception ?

Une première étape clef est l'analyse de l'« existant » (retour d'expérience de projets de conception, d'événements ou d'autres éléments de connaissance). Elle fournit des données indispensables pour bien déterminer les besoins liés aux activités d'exploitation (aussi bien de nature matérielle, documentaire qu'organisationnelle), définir les exigences de conception correspondantes et concevoir des dispositions techniques et organisationnelles adaptées. Une seconde étape essentielle est la validation des

526. En ergonomie, la situation de travail est définie comme le « *contexte concret où les hommes réalisent une production matérielle ou immatérielle, dans des conditions de travail et de sécurité donnée* » (Rabardel et al., « Ergonomie, concepts et méthodes », Éditions Octarès, 1998). Dans ce même ouvrage, la situation de travail est décrite comme un système constitué de nombreux éléments qui vont déterminer et conditionner le travail réel des opérateurs : les dispositifs technique et matériel, l'organisation du travail, les hommes et leurs compétences. Cette définition donne au contexte une acception large et déterminante dans la compréhension des situations de travail du point de vue de l'opérateur. Daniellou et ses collègues définissent des composantes d'une situation de travail, dont certaines sont visibles aux opérateurs (installation, outils, collègues...) et d'autres plus invisibles (stratégie de l'entreprise, histoire des installations et des opérateurs, relations sociales, règles de l'organisation, style du management...), (« Les facteurs humains et organisationnels de la sécurité industrielle : un état de l'art », Les Cahiers de la sécurité industrielle 2010-02, Fondation pour une culture de sécurité industrielle, 2010). D'autres auteurs parlent de déterminants distants, inaccessibles aux opérationnels qui pèsent « *de manière implicite sur la situation* » (Journé & Raulet-Croset, « La décision comme activité managériale située – Une approche pragmatiste », Revue française de gestion – Éditions Lavoisier – 2012/6 N° 225, 109-128, disponible à l'adresse <https://www.cairn.info/revue-francaise-de-gestion-2012-6.html>).

dispositions retenues avant la mise en service de la centrale. Ainsi, conformément aux recommandations du guide ASN déjà cité, relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression, « *la recherche de dispositions de conception doit s'effectuer de manière progressive et, au besoin, itérative, en trois phases: des analyses amenant à définir des exigences de conception, la définition de dispositions, et la validation de l'adéquation des dispositions envisagées aux exigences formulées.* »

À cet égard, l'expérience montre qu'il est important d'évaluer *in situ*, au cours de la mise en service et après, la capacité des équipes à effectuer les activités qui leur incombent pour l'exploitation de l'installation, afin de procéder aux ajustements éventuellement nécessaires.

16.1.2.1. Phase amont de la conception : analyse de l'« existant »

Il pourrait paraître paradoxal de chercher à analyser au début de la conception des situations de travail qui n'existent pas encore. Pourtant il s'agit d'une étape clef qui conditionne la réussite d'une conception d'installation. L'analyse de situations réelles de travail dans des installations en exploitation permet en effet d'identifier des éléments ou des facteurs susceptibles d'influencer les activités des opérateurs qui n'auraient pas encore été pris en compte dans la conception. Par exemple, en salle de commande, les opérateurs de conduite peuvent avoir besoin, dans certaines situations, des informations données par un capteur de température pour pouvoir réagir rapidement au lieu d'attendre qu'un agent de terrain leur communique la valeur lue en local sur le capteur ; si ce besoin n'est pas correctement identifié à la conception⁵²⁷, il pourrait en résulter des retards de détection en salle de commande et d'actions correctives.

527. Lors des essais de mise en service ou ultérieurement lors de l'exploitation du réacteur, avant que de telles situations ne surviennent, auquel cas une modification peut être apportée à l'installation. Par ailleurs, les scénarios qui sont « joués » avec les simulateurs de conduite sont nécessairement en nombre limité et ne reproduisent pas toute la variété et la complexité des conditions réelles d'exploitation (interactions entre la conduite et la maintenance, perturbations, auxquelles sont confrontées les équipes de conduite). Un événement réel survenu au mois de mai 1998 dans le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux permet d'illustrer le propos. Il s'agissait d'une brèche apparue sur le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), à l'intérieur de l'enclaustrage de confinement. La phase des essais de premier démarrage du réacteur était en cours. L'entrée dans la conduite incidentelle selon l'approche par états (APE) a eu lieu le 12 mai, le retour à un état stabilisé n'a été atteint que le 12 juin. Le déclenchement, concomitant à l'apparition de la brèche, d'alarmes de détection d'incendie a compliqué le début de la gestion de l'événement et a conduit à un choix de stratégie de conduite peu adapté ; c'est en fait la fuite de vapeur qui avait déclenché ces alarmes (la brèche était située sur la liaison entre le circuit RRA et le circuit RCV). Le cumul d'un événement de nature thermohydraulique avec un incendie n'avait pas été prévu lors du développement du système informatisé de conduite. En outre, l'équipe de quart a rencontré des difficultés lors de l'application de la procédure de conduite traitant des brèches survenant dans la configuration « circuit primaire fermé avec le RRA connecté ». En effet, pendant plus de neuf heures, les opérateurs ont « bouclé » dans cette procédure sans parvenir à localiser ni isoler la fuite. Ce n'est qu'avec l'intervention de l'organisation nationale de crise et la réalisation d'actions hors procédures que l'événement a en définitive été traité. L'analyse de l'événement a permis d'identifier un très grand nombre de « forçage » de « pas » par les opérateurs dans l'application de la conduite préconisée par le système informatisé.

Il est essentiel que l'analyse des situations réelles de travail porte sur des situations caractéristiques d'exploitation (encore appelées « situations de référence ») dans les différents domaines d'activités importants pour la maîtrise des risques, tels que la conduite ou la maintenance. Ces situations sont, par exemple, en salle de commande, les approches sous-critiques et le démarrage du réacteur, la surveillance du « procédé », la réalisation d'essais périodiques, dans d'autres locaux les interventions de maintenance ou la manutention d'assemblages combustibles... Les analyses correspondantes peuvent permettre de caractériser la diversité et la variabilité des contextes dans lesquels les activités des opérateurs s'inscrivent (états d'arrêt, transitoires d'exploitation...), d'identifier des interfaces entre des métiers différents et de déterminer ce qui, dans les situations réelles de travail, pourra faciliter ou au contraire rendre difficiles les activités des opérateurs.

Mais, plus largement, l'analyse s'appuie aussi sur trois autres éléments qui sont :

- le retour d'expérience de projets de conception précédents, afin d'en apprécier les points forts et les points faibles,
- le retour d'expérience événementiel,
- des éléments de connaissances résultant d'études ainsi que de travaux de recherche et développement.

Dans ces trois domaines, les éléments sont à rechercher non seulement au plan national mais aussi au plan international.

Le terme d'analyse de l'« existant »⁵²⁸ couvre l'ensemble des domaines précités.

► Exemple du palier N4

L'exemple du palier N4 est développé ici pour illustrer le propos : la prise en compte des facteurs organisationnels et humains dans la conception de ce palier (deuxième moitié des années 1980 et début des années 1990) a bénéficié des enseignements acquis lors de la conception, de la réalisation et du début d'exploitation des réacteurs électronucléaires précédents en France, ainsi que du retour d'expérience international. Mais si, pour la conception de la salle de commande, un effort important a été mené par Électricité de France sur la conduite en situation incidentelle ou accidentelle, avec notamment, à partir de 1986, des campagnes d'essais sur le simulateur S3C permettant de réaliser des évaluations ergonomiques, il est apparu que la conception des moyens de conduite en situation normale n'avait pas bénéficié d'observations suffisantes d'activités dans des situations de travail réelles en amont de la conception (analyse de l'existant).

C'est pourquoi, en 1995, à l'issue de l'évaluation de la sûreté du contrôle-commande du réacteur Chooz B1 (premier réacteur du palier N4 qui allait être mis en service en 1996), la Direction de la sûreté des installations nucléaires a estimé nécessaire qu'Électricité de France procède à des évaluations au plan ergonomique de

528. Expression adoptée dans le domaine des FOH.

l'utilisation de la salle de commande de ce réacteur durant son premier cycle d'exploitation). Les évaluations menées par Électricité de France en 1998 et 1999 ont mis en évidence de nombreuses difficultés des opérateurs lors de la conduite normale, tant pour les activités de surveillance (manque de représentation globale de l'état du réacteur et de ses évolutions, structure de l'imagerie de conduite...) que pour des activités plus générales en salle de commande, notamment le caractère inadapté ou l'absence d'outils dédiés pour réaliser certaines activités telles que les relevés en début de quart ou les essais périodiques.

Les « rapports d'évaluation ergonomique » transmis par Électricité de France ont fait apparaître que les difficultés rencontrées n'étaient pas liées à l'informatisation de la salle de commande, mais à des lacunes de prise en compte des facteurs organisationnels et humains dans le processus de conception. En effet, les lacunes en matière d'analyse des activités des opérateurs dans des « situations de référence » n'avaient pas permis aux concepteurs de déterminer, en temps utile, des exigences appropriées avant la conception des dispositions concrètes; par exemple, des images permettant aux opérateurs d'avoir une représentation globale de l'état de l'installation, ou encore des moyens de conduite adaptés à la réalisation des essais périodiques. Ainsi, un essai périodique qui était réalisé en dix minutes pour les tranches de 1 300 MWe, nécessitait, pour les tranches du palier N4, de faire appel à 54 images et demandait trois heures de travail pour relever les valeurs correspondantes.

Ces constatations ont conduit la Direction de la sûreté des installations nucléaires à demander à Électricité de France « *d'améliorer l'interface informatisée des tranches du palier N4 utilisée pour la conduite normale* », le programme d'actions devant notamment comporter « *une présentation des améliorations envisagées avec les principales exigences associées (tâches concernées et éléments dimensionnants, accès aux informations, traitement des erreurs...) et les objectifs à satisfaire en termes de performance attendues de l'équipe de conduite (temps de réalisation des tâches, délais de détection...)* ».

Électricité de France a alors mis en œuvre un important programme d'évolutions de la conduite informatisée du palier N4, évolutions qui ont entraîné des modifications du système informatique de conduite (KIC). Électricité de France a procédé au développement et à la mise en place d'images d'aide à la conduite (IAC) pour améliorer la conduite en situation normale. Pour concevoir et valider ces évolutions, Électricité de France a retenu une démarche de prise en compte des facteurs organisationnels et humains de façon explicite aux différentes étapes des modifications à concevoir, incluant des observations effectuées sur simulateur. La mise en place de cette démarche a constitué une évolution positive; elle intégrait notamment, de façon explicite, la prise en compte des facteurs organisationnels et humains aux différentes étapes des modifications⁵²⁹.

Pour la conception du réacteur EPR, Électricité de France a tiré les enseignements des difficultés rencontrées lors de la conception et du démarrage des tranches

529. Démarche par ailleurs cohérente avec les préconisations de documents tels que des normes internationales ISO et des guides publiés par l'U.S.NRC aux États-Unis.

du palier N4 et procédé notamment à l'analyse de situations réelles et du retour d'expérience dès la phase de conception détaillée du projet. Des analyses d'activités dans des situations réelles de conduite de réacteurs déjà en exploitation ont été menées, sur la base d'études ergonomiques pour les réacteurs de 1 300 MWe et de 1 450 MWe. Les données recueillies, à partir d'entretiens et d'observations, ont permis d'identifier des activités-types et de déterminer des exigences en termes d'informations nécessaires, de moyens d'action... Ce retour d'expérience a été complété, pour les situations qui relèvent de la conduite incidentelle ou accidentelle, par l'analyse de comptes rendus d'événements significatifs.

16.1.2.2. Objectifs de conception

Les résultats des analyses de l'« existant » permettent de retenir, dès le début de la conception, les principaux objectifs que les concepteurs se fixent quant à la prise en compte des FOH. Ces objectifs sont importants car ils vont orienter certains choix de dispositions techniques et organisationnelles et leur mise en œuvre.

À titre d'exemple, pour la conception de la salle de commande des réacteurs du palier N4, Électricité de France avait retenu deux objectifs principaux :

- mettre à la disposition des opérateurs les informations et les commandes dont ils auront ou auraient besoin au moment approprié, plutôt que de les afficher de façon permanente en salle de commande,
- fournir aux opérateurs à un instant donné un nombre limité d'informations fiables et représentatives.

Ces objectifs ont conduit Électricité de France à accorder aux systèmes informatiques des réacteurs du palier N4 un rôle beaucoup plus important que pour les réacteurs de 1 300 MWe pour lesquels différents matériels informatiques étaient déjà utilisés pour la conduite de l'installation. Après avoir ainsi fait le choix d'informatiser la salle de commande des réacteurs du palier N4, Électricité de France a retenu différentes orientations de conception pour l'exploitation de ces réacteurs : niveau souhaité d'automatisme de commande, composition de l'équipe de conduite et rôles des membres de cette équipe dans les diverses situations envisageables (situations normales, incidentelles ou accidentelles), principes de certaines aides à la conduite telles que les fiches d'alarmes, les procédures...

Ces orientations ont ensuite guidé la conception détaillée de la salle de commande. Par exemple, les concepteurs ont décidé, pour les postes informatiques des membres de l'équipe de conduite en salle de commande, d'intégrer sur un même poste les moyens de conduite en situations normales et en situations incidentelle ou accidentelle, ainsi que de mettre à disposition (et donc de développer) des outils d'aide à la conduite (procédures informatisées...).

De son côté, en 1984, dans le cadre de l'évaluation du rapport préliminaire de sûreté des réacteurs du palier N4 transmis par Électricité de France, l'IPSN s'est appuyé, pour l'évaluation des objectifs et des orientations de conception, sur des connaissances

générales concernant l'activité des opérateurs en salle de commande et sur des études consacrées à la conduite des réacteurs à eau sous pression en situation accidentelle. Ces études avaient été menées en 1982 sur le simulateur appelé CP1 (de type « pleine échelle ») de la centrale nucléaire du Bugey dans le cadre d'un accord quadripartite (entre l'IPSN, EDF, Framatome et Westinghouse) sur les enseignements à tirer de l'accident survenu à la centrale nucléaire de TMI.

L'IPSN s'est alors interrogé sur les conséquences de l'informatisation des outils de conduite dans la salle de commande et a retenu un certain nombre de sujets et de questions associées. À titre d'exemple, l'un des sujets concernait les mécanismes de prise et de traitement d'information en situation incidentelle ou accidentelle : sur la base de l'observation générale (pour la conduite ou le contrôle de divers « procédés » industriels) selon laquelle un opérateur éprouve, en situation perturbée, le besoin de vérifier les informations correspondantes, d'en effectuer des lectures multiples pour s'assurer qu'il ne s'est pas trompé ; l'une des questions était de savoir comment, sur des écrans informatiques, l'opérateur s'assurerait qu'il ne s'est pas trompé dans la lecture des informations (vérification des informations, relectures multiples...).

L'IPSN a également soulevé des questions sur le traitement des alarmes et sur l'importance de la salle de commande pour la réalisation des activités de maintenance et des essais périodiques. La question de la gestion par les équipes de conduite des pannes du système informatique et de leur influence sur les activités de conduite a également été soulevée.

Dans les années 2000⁵³⁰, concernant la conception des moyens de conduite du réacteur EPR, Électricité de France a présenté à la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ses objectifs relatifs au contrôle-commande sous la forme de « choix essentiels » portant sur les systèmes correspondants, et les rôles respectifs de l'homme et de ces systèmes. Ces « choix essentiels » se sont appuyés notamment sur le retour d'expérience du palier N4 : utilisation de consignes de conduite informatisées, niveau de contrôle exercé par le contrôle-commande sur les actions réalisées par les équipes de conduite, structuration de l'imagerie de conduite. Électricité de France a également défini des principes d'organisation des équipes de conduite portant notamment sur l'affectation des responsabilités, sur les charges de travail ou encore sur les « lignes de défense » que constituent le contrôle par le « superviseur » et la vérification par l'ingénieur de sûreté (IS).

16.1.2.3. Définition des dispositions détaillées de conception

Les termes « dispositions de conception » recouvrent ici l'ensemble des dispositions techniques et organisationnelles qui permettent aux équipes concernées d'exploiter une centrale nucléaire.

530. La prise en compte des facteurs organisationnels et humains avait déjà été abordée dans les discussions sur les objectifs de sûreté et les options de conception du réacteur EPR.

Les dispositions techniques couvrent un champ extrêmement large : cela comprend non seulement des dispositifs matériels tels que les moyens de conduite en salle de commande (postes informatiques, synoptiques, images de conduite informatisées, boutons de commande, verrines d'alarmes...), des équipements implantés dans d'autres locaux (tableaux électriques, vannes, pompes, instruments de mesure...), des moyens d'accès (arrangement des locaux, échelles, portes, prises électriques, éclairage...), mais aussi tous les documents utiles à l'exploitation (procédures, gammes opératoires...).

Les dispositions organisationnelles concernent la répartition des rôles et des responsabilités au sein des équipes (de conduite, de maintenance...), la définition de ces équipes et les compétences nécessaires, les interfaces entre les différents corps de métiers, les réunions de coordination et d'échange d'informations...

Les concepteurs doivent donc déterminer des dispositions techniques et organisationnelles détaillées dont les caractéristiques répondent aux orientations et objectifs du projet, en tenant compte des analyses de l'« existant » et des besoins.

► Besoins opérationnels

Concernant les besoins opérationnels, l'expérience conduit à souligner l'importance des points suivants :

1. Ils concernent toutes les activités liées à l'exploitation d'une centrale nucléaire, c'est-à-dire toutes les activités au cours desquelles les équipes sont amenées à interagir avec l'installation.
2. Ils doivent tenir compte de l'analyse de l'« existant ».
3. Les besoins opérationnels à définir pour la conception d'un nouveau réacteur ne résultent pas nécessairement de façon directe des observations effectuées dans les centrales existantes ; les caractéristiques techniques d'un nouveau réacteur pouvant être différentes⁵³¹. Les concepteurs doivent dans ce cas mener un travail d'identification des besoins pour la nouvelle installation tenant compte des caractéristiques techniques connues, à ce stade, pour leur permettre d'imaginer les situations de travail futures et en dégager des dispositions adaptées.

Par exemple, l'observation de l'activité de surveillance de l'installation dans une salle de commande conventionnelle⁵³² montre que cette activité s'appuie sur une première prise d'informations réalisée au début de chaque quart, qui comporte la consultation des différents panneaux de la salle de commande (appelée tour de bloc). Les informations sont affichées sur des supports géographiquement

531. Cela peut concerner notamment des réacteurs innovants, à l'opposé de réacteurs « évolutionnaires ».

532. Salle de commande dans laquelle les moyens de conduite (informations, commandes) ne sont pas informatisés ; ils sont disposés sur des panneaux aux murs de la salle et sur des pupitres (voir la figure 16.1).

stables et sont présentes en permanence sur les tableaux et pupitres, ce qui facilite la localisation et la rapidité d'accès aux informations recherchées. La construction de cette représentation de l'état du réacteur est complétée par les communications échangées lors du changement d'équipe de quart toutes les huit heures (« relève de quart »). Cette représentation initiale évoluera tout au long du quart par le suivi plus ou moins systématique des différentes parties de l'installation, à l'aide des tableaux et des pupitres ainsi qu'en fonction des échanges en salle de commande.

Lorsque Électricité de France a fait le choix, dans ses orientations de conception, d'informatiser la salle de commande des réacteurs du palier N4, les concepteurs ont été amenés à définir des dispositions de conception permettant aux opérateurs d'effectuer cette activité de surveillance, mais avec des moyens différents. En effet, l'informatisation ne supprime pas le besoin qu'ont les opérateurs de construire et de mettre à jour une représentation globale et partagée de l'état du réacteur qu'ils exploitent. Sur la base de ce besoin et des exigences de conception qui y sont associées (voir plus loin), le travail des concepteurs a donc été de définir l'activité de surveillance telle qu'elle pourrait être effectuée avec la salle de commande informatisée – cette définition ayant ensuite une influence forte sur la structuration de l'imagerie de conduite affichée sur les écrans des postes informatiques et sur l'organisation des informations présentées sur les images.

4. Tout au long du travail de conception, des analyses de l'« existant » plus ciblées ou plus détaillées peuvent se révéler utiles pour obtenir des données plus précises en fonction de l'avancement du projet. Par exemple, tant que la conception de certains systèmes n'est pas achevée, il peut être difficile de définir complètement les stratégies et les actions de conduite correspondantes, et donc les besoins d'informations des opérateurs pour mener ces actions.

► Exigences de conception et définition de dispositions appropriées

La formulation des exigences de conception s'appuie principalement sur l'analyse d'activités existantes et sur un travail d'extrapolation aux activités telles qu'elles seront effectuées dans la nouvelle installation.

Pour reprendre l'exemple de l'informatisation de la salle de commande des réacteurs du palier N4, le besoin des opérateurs de pouvoir se constituer une représentation de l'état du réacteur et de la faire évoluer au cours du quart, non plus avec un « tour de bloc », mais avec des images de conduite sur un poste informatique, a conduit les concepteurs à retenir des exigences concernant l'imagerie de conduite. Pour reprendre le point 3 plus haut, une exigence générale est que l'imagerie de conduite soit structurée de façon à donner des informations de synthèse aisément accessibles aux opérateurs, leur permettant de se constituer une représentation de l'état du réacteur et de la faire évoluer au cours du quart. Une autre exigence a concerné l'obtention d'une représentation partagée par les membres de l'équipe de conduite ainsi que les modalités de coordination entre ceux-ci.

Comme cela a été indiqué plus haut, les concepteurs peuvent à cet égard également s'appuyer sur des normes, guides ou autres éléments de l'état des connaissances (y compris les enseignements tirés de l'expérience).

Il est ainsi indiqué dans le guide ASN n° 22 déjà cité que la salle de commande *« doit être conçue de manière à fournir des informations appropriées et suffisantes aux opérateurs pour :*

- *réaliser un diagnostic de l'état de l'installation et de l'efficacité des systèmes participant aux fonctions de sûreté,*
- *vérifier la disponibilité des moyens techniques et humains devant intervenir pour faire face à la situation retenue*⁵³³,
- *évaluer les effets de leurs actions. »*

Il s'agit là de recommandations d'un niveau très général. Par ailleurs, il existe aujourd'hui des documents, publiés au niveau national ou international, contenant des préconisations plus détaillées ; on peut notamment citer les normes suivantes diffusées depuis les années 1980 (et faisant l'objet de mises à jour) :

- des normes publiées par l'International Electrotechnical Commission (IEC) ; il s'agit notamment de la norme IEC 60964 sur la conception des salles de commande des réacteurs de puissance, complétée par des normes portant sur des aspects plus spécifiques, par exemple la norme IEC 61839 sur l'analyse fonctionnelle, la norme IEC 61227 sur les dispositifs d'information et de commande, la norme IEC 61772 sur les écrans de visualisation... ;
- les normes de l'International Standard Organisation (ISO) ; il s'agit en particulier des normes ISO 9241 relative à l'« ergonomie de l'interaction homme-système », ISO 11064 relative à la « conception ergonomique des centres de commande » pour l'industrie ou les transports, ou encore la norme ISO 13407 sur le « processus de conception centrée sur l'opérateur humain pour les systèmes interactifs » (révisée en 2010 sous la référence ISO 9241).

Des guides détaillés ont également été élaborés par certains pays, tels que :

- le guide NUREG-0700⁵³⁴ publié par l'U.S.NRC ;
- le guide MIL-STD 1472⁵³⁵ publié par le Department of Defense (DoD) des États-Unis ; ce guide contient des informations particulièrement intéressantes pour les concepteurs. D'autres guides ont été publiés par le DoD, notamment le MIL-HDBK-0759C⁵³⁶ ;

533. Fonctionnement normal, incidents ou accidents, y compris ceux avec fusion du cœur.

534. « Human-System Interface Design Review Guidelines » – NUREG-0700, Revision 2, published in May 2002, U.S.NRC.

535. « DoD Design Criteria standard: Human engineering » – MIL-STD-1472-G – January 2012. Department of Defense (États-Unis).

536. « Handbook for Human Engineering Design Guidelines » – MIL-HDBK-759C – July 1995. Department of Defense (États-Unis).

- le guide⁵³⁷ publié en 2004 par l'Electrical Power Research Institute (EPRI) des États-Unis, qui traite de la conception des salles de commande, y compris de modifications.

En revanche, il n'existe que peu de recommandations concernant la définition de dispositions organisationnelles. Toutefois, la validation des dispositions retenues à la conception permet d'apprécier les dispositions relatives à l'organisation des équipes en charge de l'exploitation (équipes en salle de commande, agents de terrain, relations entre les « services métiers »...).

16.1.2.4. Validation des dispositions de conception

Au-delà des éléments développés ci-dessus qui concernent la démarche de conception tenant compte des aspects organisationnels et humains, notamment des « évaluations ergonomiques », il est essentiel de vérifier puis de valider que les dispositions retenues et mises en œuvre permettent de répondre aux besoins de façon satisfaisante⁵³⁸.

► Principes généraux

Pour valider la capacité des équipes à exploiter l'installation avec notamment les moyens de conduite en salle de commande telle qu'elle est conçue, il est indispensable d'effectuer des « essais d'ensemble » sur un simulateur « pleine échelle »⁵³⁹ avant de mettre en service l'installation ; ces essais doivent être réalisés dans des conditions aussi représentatives que possible des situations qui pourront être rencontrées par les opérateurs en exploitation. Pour la validation de la salle de commande informatisée du palier N4, cinq campagnes d'essais ont été réalisées de 1987 à 1996 ; dans le cas du réacteur EPR Flamanville 3, quatre campagnes ont été réalisées de 2009 à 2016 ; dans le cadre des essais de démarrage, des observations FOH sont prévues.

Il importe bien sûr que les résultats des essais menés au cours de la phase de validation puissent être considérés comme fondés et fiables. La préparation et la réalisation d'essais sur un simulateur « pleine échelle » nécessitent de considérer avec attention – outre bien évidemment la représentativité du simulateur – les points suivants :

- l'organisation et les compétences de l'équipe en charge de la validation,

537. « Human Factors Guidance for Control Room and Digital Human-System Interface Design and Modification: Guidelines for Planning, Specification, Design, Licensing, Implementation, Training, Operation, and Maintenance », EPRI, Palo Alto, CA, the U.S. Department of Energy, Washington, DC: 2004. 1008122.

538. En cohérence avec le processus de conception dit cycle en V dans l'ingénierie de conception.

539. Comme cela a été indiqué précédemment, le simulateur S3C a été installé au centre de formation de la centrale nucléaire du Bugey. Le simulateur « pleine échelle » du palier N4 a été installé au centre de formation de la centrale nucléaire de Chooz. Pour l'EPR, le simulateur « pleine échelle » a été installé au centre de formation de la centrale nucléaire de Flamanville.

- la définition des scénarios à tester à partir de situations d'exploitation,
- les connaissances et les compétences attendues des participants aux essais,
- les conditions de réalisation des essais et de recueil des données,
- l'analyse et l'interprétation des données recueillies.

Avant ces essais d'ensemble sur simulateur, des évaluations peuvent être réalisées par les concepteurs sur des maquettes, statiques ou dynamiques, du système de conduite, de façon à tester certaines options de conception. À titre d'exemple, plusieurs évaluations partielles et ciblées ont été effectuées par Électricité de France sur des maquettes de la salle de commande du réacteur EPR Flamanville 3 entre 2002 et 2008, concernant des sujets tels que les principes (principes d'imagerie...), la présentation et l'organisation des consignes, l'aménagement de la salle de commande et l'agencement du moyen de conduite de secours (équivalent au panneau auxiliaire des réacteurs précédents).

La validation repose sur une démarche itérative, fondée sur une succession de campagnes d'essais; les enseignements tirés d'une campagne se traduisent, lorsque cela apparaît nécessaire, par des évolutions qui sont testées lors de la campagne suivante.

Par ailleurs, la validation ne porte pas que sur la conception de la salle de commande principale; elle concerne également la salle de repli.

► Exemple des réacteurs du palier N4

Dans le cas de la salle de commande des réacteurs du palier N4, l'IPSN a, dans le contexte de ses travaux d'expertise, demandé à connaître non seulement les résultats des évaluations d'Électricité de France mais aussi à examiner – dans le cadre d'un accord fixant les conditions d'intervention de l'IPSN – les méthodes et les moyens prévus pour montrer que la conception répond bien aux objectifs et options retenus, du point de vue de la sûreté, tout en laissant à Électricité de France la responsabilité du choix des dispositions à mettre en œuvre pour mener les évaluations. L'IPSN a veillé notamment, à ce que les évaluations ergonomiques soient effectuées dans des conditions qui permettent de garantir la validité des données recueillies et des analyses effectuées (choix des sujets, méthodes d'observation et de recueil des données, profils des opérateurs, choix des scénarios...), par des équipes d'évaluateurs expérimentés en ergonomie. L'IPSN a également examiné la représentativité du simulateur par rapport à la salle de commande réelle des réacteurs du palier N4⁵⁴⁰.

Comme cela a été indiqué plus haut, les conclusions des évaluations de l'IPSN menées en 1994 ont conduit Électricité de France à réaliser des essais complémentaires ciblés en 1995, une nouvelle campagne d'essais d'ensemble sur le

540. « Palier N4: évaluation de la sûreté des aspects facteurs humains de la salle de commande informatisée », Daniel Tasset, Revue générale nucléaire n° 1 de janvier-février 1998, pages 20-26.

simulateur S3C en 1996, ainsi que des observations ergonomiques lors des essais à chaud⁵⁴¹ sur site.

Au final, pour la conception du palier N4, cinq campagnes successives d'essais sur le simulateur S3C ont été effectuées par Électricité de France de 1986 à 1996 :

- la première campagne d'essais, en 1987 et 1988, a porté principalement sur des aspects liés aux matériels et à leur utilisation ;
- la deuxième campagne réalisée en 1989 a concerné la conduite normale ;
- la troisième campagne réalisée en 1994 a été consacrée à la conduite en situation incidentelle ou accidentelle ;
- des essais complémentaires ciblés ont eu lieu en 1995 ;
- la dernière campagne d'essais, consacrée à la conduite en situation incidentelle ou accidentelle, a été réalisée en 1996.

Tout au long de ces campagnes, l'IPSN a suivi la préparation et la réalisation des essais, à la fois par des échanges techniques avec Électricité de France et par des observations complémentaires menées par ses experts.

Ces essais ont permis d'examiner différents sujets, tels que la conduite avec le système informatisé de conduite (KIC), la conduite au panneau auxiliaire lorsque le KIC est en panne, la conduite en cas de panne d'un des éléments du KIC, l'organisation de l'équipe de conduite et la formation de l'équipe de conduite.

► Exemple relatif à l'organisation de la conduite pour les réacteurs du palier N4 et pour le réacteur EPR Flamanville 3

Le sujet de l'organisation de la conduite permet de bien illustrer l'intérêt des campagnes d'essais. En effet, l'informatisation de la salle de commande a conduit Électricité de France à modifier les rôles respectifs du superviseur et de l'ingénieur de sûreté en situation incidentelle ou accidentelle (voir les chapitres 32 et 33). Cette modification a fait l'objet de nombreux débats entre l'exploitant et les organismes de sûreté concernant les rôles et les moyens de l'ingénieur de sûreté en salle de commande. Les concepteurs des réacteurs du palier N4 avaient prévu que l'ingénieur de sûreté et le superviseur partageraient un même poste informatique en salle de commande. Or les résultats des premiers essais d'ensemble ont montré que, avec un tel partage de poste, l'ingénieur de sûreté consultait les mêmes images que le superviseur. De ce fait, l'ingénieur de sûreté participait notablement à l'activité du superviseur, ce qui ne lui permettait plus de s'occuper de la sûreté de la conduite en toute indépendance. Cela a amené la Direction de la sûreté des installations nucléaires à demander à Électricité de France de réaliser une évaluation comparative de deux options pour l'ingénieur de sûreté : disposer d'un poste informatisé dédié, ou bien assurer son rôle en utilisant le panneau auxiliaire et le synoptique.

541. Voir le chapitre 19 consacré aux essais de démarrage des réacteurs.

Les résultats des essais ultérieurs, notamment ceux qui ont été effectués en 1994, ont amené Électricité de France à décider d'affecter systématiquement l'ingénieur de sûreté au panneau auxiliaire dès l'entrée dans une procédure de conduite incidentelle ou accidentelle.

Sur le rôle et les moyens du superviseur, de nombreuses difficultés ont été mises en évidence durant les essais de 1994 (difficultés pour le superviseur de se construire une vision de l'évolution de l'état du système [« procédé »], du déroulement des consignes...), dont certaines ont subsisté lors des essais suivants. C'est pourquoi l'étude des missions et des moyens du superviseur dans la conduite incidentelle ou accidentelle a été poursuivie par différentes évaluations ergonomiques réalisées en 1995.

Cet exemple montre que les essais ont permis de mettre en évidence des difficultés dans l'organisation des équipes de conduite et de tester différentes dispositions pour renforcer le fonctionnement de la conduite incidentelle ou accidentelle.

Dans les principes, la conception de la salle de commande du réacteur EPR Flamanville 3 a suivi la même démarche de campagnes d'essais successives. Elles ont également conduit Électricité de France à effectuer des modifications de l'organisation des équipes de conduite. L'approche par états a été retenue dès la conception des procédures de conduite incidentelle et accidentelle; le guidage des opérateurs est automatisé. Si, au début des années 2010, Électricité de France avait prévu qu'un seul opérateur réaliserait les actions concernant la chaudière et le circuit secondaire, avec un seul jeu de procédures de conduite, les campagnes de validation qu'il a réalisées sur un simulateur à pleine échelle l'ont conduit à abandonner ce choix pour reconduire l'organisation adoptée pour les réacteurs précédents, répartissant les actions à mener entre les deux opérateurs.

16.1.2.5. Évaluations menées au démarrage et après la mise en service des réacteurs

Après les essais de démarrage et la mise en service d'un réacteur, il est utile d'organiser, pendant le premier cycle de fonctionnement de ce réacteur et lors du premier arrêt pour rechargement de combustible dans le cœur, un retour d'expérience concernant la mise en œuvre des moyens de conduite du point de vue des FOH, afin d'apprécier la bonne adéquation des moyens de conduite et de vérifier la robustesse des organisations mises en place.

Ce retour d'expérience doit bien évidemment être fondé sur des observations réalisées en fonctionnement réel, de façon à compléter les résultats obtenus lors des campagnes d'essais effectuées sur simulateur.

Il a été vu plus haut que, dans le cas du palier N4, les observations effectuées lors des essais de démarrage, puis lors du premier cycle de fonctionnement et du premier arrêt pour rechargement du réacteur Chooz B1 ont permis de tirer des enseignements et qu'elles ont mis en évidence un certain nombre de sujets qui ne l'avaient pas été lors

des essais sur simulateur. Les résultats de ces observations ont notamment conduit Électricité de France à faire évoluer le système informatisé de conduite.

16.1.3. Organisation de projet et programme d'ingénierie des FOH

Pour mettre correctement en œuvre une démarche FOH dans un projet de conception, il convient qu'un programme suffisamment détaillé décrivant cette démarche et son articulation avec les autres domaines de la conception soit élaboré dès le début de la conception et mis en œuvre par les concepteurs. Ce programme doit préciser, pour les différentes phases de la vie de l'installation, les activités humaines importantes pour la sûreté, dans tous les lieux de l'installation où du personnel est amené à intervenir, décrire les méthodes d'analyse à mettre en œuvre pour prendre en compte les FOH pour chaque activité concernée, et préciser l'organisation et le management du programme.

À cet égard, il convient que soient bien précisés :

- les objectifs et le périmètre du programme ;
- l'organisation, le pilotage, la composition prévue des équipes FOH impliquées, les compétences et l'expérience requises des membres de ces équipes ;
- les activités à mener pour prendre en compte les FOH et leurs relations avec les activités d'ingénierie pour assurer la bonne intégration des FOH ;
- les rôles et missions des spécialistes FOH au sein du projet (pilotes, contributeurs, appuis...) ; en particulier, une indépendance suffisante doit être assurée entre les spécialistes qui contribuent à la conception et ceux qui participent à la validation de la conception (sur simulateur...) ;
- les résultats attendus des actions engagées pour prendre en compte les FOH ;
- les produits attendus à la fin de chaque étape...

La description et le pilotage du programme doivent notamment aider les concepteurs à identifier le positionnement des personnes en charge des activités de prise en compte des FOH au sein du projet de conception, qui doit apparaître dans l'organigramme du projet. Il convient que ce programme soit établi et mis en œuvre dès le début du projet, même s'il n'est pas complet à ce stade et si le grément des équipes FOH diffère en fonction des étapes. Les études FOH doivent tenir compte des contraintes d'ingénierie et produire des résultats utilisables dans les différentes phases de la vie de l'installation jusqu'à son démantèlement, de même que les pratiques et processus d'ingénierie doivent être adaptés de façon à tirer bénéfice des études FOH.

16.2. La prise en compte des aspects organisationnels et humains pour la conception des modifications effectuées dans les centrales électronucléaires

Les réacteurs électronucléaires font l'objet de modifications (notamment techniques ou documentaires⁵⁴²) tout au long de leur exploitation, visant à améliorer leurs performances en matière de sûreté ou de production d'électricité. Ainsi, quelques centaines de modifications peuvent être mises en œuvre sur les sites dans le cadre des réexamens périodiques associés aux visites décennales de ces réacteurs (par exemple dans le cas des quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe). Certaines de ces modifications sont susceptibles de transformer de façon significative les pratiques d'exploitation, ce qui doit être mis en évidence suffisamment tôt pour qu'elles ne soient pas une source de difficultés ou d'erreurs. Ainsi, prendre en compte les contraintes réelles d'exploitation et les changements susceptibles d'être apportés à l'organisation et aux pratiques de travail constituent un élément important pour concevoir des modifications.

16.2.1. Importance des facteurs organisationnels et humains pour la conception des modifications

Certaines modifications d'un réacteur ont des incidences sur les activités de conduite ou de maintenance de ce réacteur. Si les modifications visent une amélioration des performances d'exploitation que ce soit en termes de productivité, de sûreté, de sécurité, de protection de la santé de l'homme ou de l'environnement, les dispositions mises en œuvre peuvent néanmoins conduire à une complexification du travail des opérateurs; cette complexification peut se révéler telle que les bénéfices escomptés de la modification soient en fait difficilement atteignables ou le soient à un « coût » important pour les hommes et les organisations en place, au risque d'affecter la sûreté de l'installation.

Si les incidences négatives possibles d'une modification ne sont pas mises en évidence suffisamment tôt, au stade de leur conception, elles n'apparaîtront au mieux que lors de la validation, voire lors des premières mises en œuvre sur site, fragilisant le système sociotechnique et éventuellement la sûreté.

Les exemples qui suivent illustrent cette fragilisation liée à l'introduction de modifications ayant eu un impact sur les activités des opérateurs.

En 1997, Électricité de France a décidé de modifier le mode de détermination de la « courbe de calibrage » G3 qui permet une compensation des variations instantanées de réactivité du cœur résultant des variations de puissance, sans déformation de la distribution de la puissance dans le cœur. Une nouvelle méthode de traitement des mesures recueillies lors d'un essai périodique devait permettre de réajuster cette

542. Règles générales d'exploitation, procédures et consignes de conduite, gammes d'essais...

courbe en fonction de l'usure du combustible (du fait de l'irradiation dans le cœur) pour les réacteurs de 900 MWe et de 1 300 MWe. La mise en œuvre de cette nouvelle méthode a eu pour conséquence une recrudescence d'événements significatifs entre 1998 et 2001. La décision de modification n'avait pas fait l'objet d'une analyse en amont des activités en lien avec la modification, sur le terrain, et sa mise en œuvre sur les sites y avait été insuffisamment accompagnée par les services centraux d'Électricité de France.

De même, le passage, dans les années 1990, de la conduite événementielle à la conduite par états (APE – voir le chapitre 33) pour les réacteurs en exploitation n'a pas été – vu l'ampleur de la modification – sans soulever des difficultés d'appropriation et d'utilisation par les équipes de conduite sur quelques sites, qui nécessitait notamment un surcroît de formation. Ces difficultés sont apparues lors de l'analyse de divers événements au cours desquels les consignes APE ont été mises en œuvre⁵⁴³.

Dans ce contexte, en 2004, les organismes de sûreté ont dressé le constat de fragilités lors d'un premier examen de l'intégration des aspects FOH dans la conception des modifications techniques et documentaires des réacteurs du parc électronucléaire. Les causes évoquées étaient, pour l'essentiel, un manque de compétences FOH dans les équipes en charge des modifications, un dialogue insuffisant entre unités d'ingénierie et d'exploitation, l'absence d'étapes dans la prise en compte des FOH clairement intégrées au processus d'ingénierie des modifications.

À la suite de cet examen, la Direction générale de la sûreté des installations nucléaires a demandé à Électricité de France de définir et de déployer une démarche structurée pour prendre en compte les aspects organisationnels et humains lors de la conception des modifications des réacteurs du parc électronucléaire.

16.2.2. « Démarche SOH » mise en œuvre par Électricité de France

En réponse, Électricité de France a conçu puis mis en place à partir de 2007, sur la base de travaux de recherche et développement menés en interne, une démarche de prise en compte des aspects organisationnels et humains (« démarche SOH », pour les aspects sociaux, organisationnels et humains) au sein de ses unités d'ingénierie pour mieux maîtriser les évolutions des installations et de leurs modalités d'exploitation.

► But de la « démarche SOH »

Le but annoncé par Électricité de France était d'atteindre effectivement les bénéfices escomptés des modifications en tenant compte des situations d'exploitation qu'elles modifient en identifiant au plus tôt toute possibilité de dégradation des performances de sûreté et en agissant en conséquence. Plus précisément, la démarche SOH consiste

543. Par exemple, à la centrale nucléaire du Tricastin (réacteurs de 900 MWe), en mars 1999 pour le réacteur n° 2 et en janvier 2000 pour le réacteur n° 1, ainsi qu'en janvier 2002 pour le réacteur n° 2 de la centrale de Flamanville (réacteur de 1 300 MWe).

à anticiper les évolutions des pratiques de travail que pourra entraîner une modification afin d'agir conjointement sur l'ensemble des éléments susceptibles d'influencer la qualité des pratiques de travail, c'est-à-dire les matériels nécessaires pour les activités individuelles et collectives concernées, l'organisation, la formation, la documentation, les procédures de travail et l'environnement physique de travail.

► Des étapes intégrées au processus d'ingénierie du parc électronucléaire

Comme l'illustre la figure 16.2 ci-après, la démarche SOH comporte une analyse de situations de travail existantes, ainsi que la recherche et la définition des solutions envisageables pour répondre à l'objectif d'une modification (en précisant le coût, les délais, l'incidence sur la documentation et l'exploitation...).

Après qu'une solution pour la modification a été retenue, le processus se poursuit par une phase d'études de réalisation qui conduit à la définition détaillée de la modification. Une étape d'évaluation des dispositions détaillées permet de s'assurer, préalablement à leur intégration dans une centrale, que les résultats escomptés devraient être obtenus; puis vient la mise en place effective dans une tranche dite tête de série (TTS) afin de vérifier l'efficacité (y compris les incidences sur les situations de travail, les procédures...) de la modification avant toute décision de généralisation. Dans ce cadre, l'analyse *in situ* des nouvelles pratiques de travail permet de dresser un retour d'expérience d'exploitation afin de procéder, si nécessaire, aux mises au point appropriées.

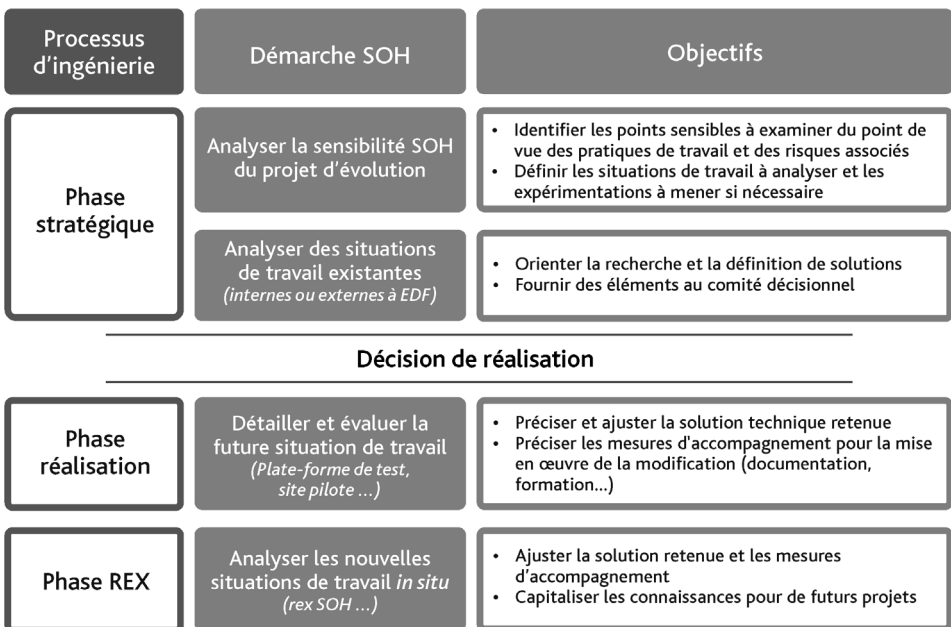


Figure 16.2. Les étapes de la démarche de prise en compte des aspects sociaux, organisationnels et humains (SOH), d'après les schémas d'EDF. Georges Goué/IRSN.

La mise en œuvre de la démarche SOH comporte une étape préalable concernant l'analyse de « sensibilité » d'une modification en termes de FOH. Il est en effet à noter que tout projet de modification n'implique pas nécessairement la mise en œuvre de la démarche SOH. Il existe de plus des différences très importantes dans la nature, l'étendue et la complexité des sujets à traiter.

Par exemple, le passage de la conduite événementielle à la conduite par états ou le remplacement d'une vanne obsolète constituent deux modifications extrêmement différentes.

Il est assez évident que, concernant les évolutions de la conduite incidentelle ou accidentelle, une démarche SOH doit être menée car il s'agit d'évolutions qui ont des conséquences sur des pratiques individuelles et collectives importantes pour la sûreté. En revanche, dans le cas de l'utilisation d'un nouveau modèle de vanne en remplacement d'un modèle antérieur, la décision n'est pas nécessairement immédiate.

Pour déterminer si une telle modification nécessite ou non l'engagement d'une démarche SOH (analyse de « sensibilité » en termes de FOH), il est nécessaire de répondre à quelques questions, telles que :

- Qui manœuvre la vanne ? Dans quel contexte ? Dans quel environnement (ambiance thermique, encombrement...) ? À quelle fréquence (quotidienne, mensuelle, annuelle) ?
- La manœuvre de la vanne nécessite-t-elle une coordination avec d'autres personnes en local ou en salle de commande ?
- La manœuvre de la nouvelle vanne se substitue-t-elle à une activité ancienne ou bien s'agit-il d'une activité nouvelle ?
- S'il s'agit d'une activité nouvelle, la charge de travail qu'elle induit est-elle compatible avec les autres activités de la personne ou du collectif concerné ?
- La vanne concerne-t-elle directement ou non la sûreté ?

Ce qui précède montre que le changement de la vanne peut avoir une importance variable en termes de FOH selon les réponses à ces questions.

Les résultats d'un questionnaire tel que celui développé ci-dessus doivent permettre d'identifier les situations réelles de travail à analyser et les besoins de simulation des situations de travail qui résulteraient des modifications envisagées, en tenant compte des variabilités technique et organisationnelle du parc nucléaire français (si le parc électronucléaire français est fondé sur un nombre restreint de paliers techniques, les équipements des centrales d'un même palier peuvent parfois être différents du fait d'évolutions technologiques et les organisations peuvent également différer).

► Un dispositif d'accompagnement

Électricité de France a mis en place des guides méthodologiques, des formations d'une à deux journées pour les managers, les chefs de projet et les ingénieurs

et techniciens chargés de la conception de modifications, ainsi que la possibilité de recourir à des appuis spécialisés dans le domaine des FOH.

16.2.3. Les modifications, un sujet qui mérite toujours une attention particulière sous l'angle des FOH

À l'occasion d'un nouvel examen mené en 2009 par l'IRSN du dispositif déployé par Électricité de France, les organismes de sûreté ont considéré que la démarche SOH avait permis des progrès significatifs grâce à la qualité des guides méthodologiques élaborés par Électricité de France et à l'effort d'intégration de la démarche dans les pratiques d'ingénierie.

Toutefois, des fragilités récurrentes sont encore relevées concernant l'appropriation de la démarche SOH par les centres d'ingénierie qui doivent la mettre en œuvre. Ainsi des événements survenus en 2017 sur les sites du Tricastin et de Chinon B ont mis en évidence des lacunes dans l'organisation d'Électricité de France pour appréhender complètement les contraintes d'exploitation lors de projets de modifications.

Or le vieillissement du parc nucléaire, l'extension souhaitée de sa durée de fonctionnement et la mise en place des modifications décidées à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi vont conduire à la réalisation d'importantes modifications matérielles et documentaires. De ce fait, la maîtrise du processus de conception et d'intégration des modifications à effectuer constitue pour Électricité de France un sujet majeur, dont l'une des clés du succès concerne la bonne prise en compte des aspects organisationnels et humains.

16.3. Les FOH pour les futurs projets de réacteurs électronucléaires

Les nombreuses évolutions apportées au fil du temps et au cas par cas aux réacteurs électronucléaires à eau sous pression, notamment dans le cadre des réexamens de sûreté associés à leurs visites décennales, pour tenir compte des enseignements significatifs de portée générique ou d'événements majeurs tels que les accidents des centrales nucléaires de Three Mile Island, de Tchernobyl et plus récemment de Fukushima Daiichi, conduisent à s'interroger sur le « juste » niveau de complexité globale d'une installation⁵⁴⁴.

Les effets d'une complexification constituent un sujet de préoccupation qui ne bénéficie que de peu d'études; ils sont toutefois évoqués de façon qualitative dans quelques textes. Ainsi, en France, pour les réacteurs à eau sous pression, le guide ASN n° 22 déjà cité mentionne que « *le caractère raisonnablement possible (ou a contrario non raisonnablement possible) d'une disposition ou de l'atteinte d'un objectif s'apprécie sur la base d'un bilan global des gains de sûreté et de radioprotection en regard*

544. Sur ce sujet, le lecteur pourra consulter l'ouvrage « Normal Accident – Living with High-Risk Technologies », C. Perrow, Basic books, 1984.

des inconvénients notamment en matière industrielle, économique et de complexification de la conception ou de l'exploitation future, au regard de l'état des techniques et du stade de développement du projet. Cette appréciation implique, en règle générale, d'examiner en temps utile différentes solutions ».

Dans son document⁵⁴⁵ de 2017 traitant du caractère « raisonnablement possible » d'améliorations d'installations existantes, au sens de l'article 8a de la Directive européenne de 2014⁵⁴⁶, l'association WENRA souligne également le risque de complexification inopportune de la conception d'une installation ou de son exploitation, dont il convient de tenir compte dans les processus de décision.

Ce sujet de la complexification ne concerne bien évidemment pas que les évolutions mises en œuvre dans des réacteurs existants, il concerne aussi la conception de nouvelles installations. Il est l'un des sujets de discussions techniques entre Électricité de France et les organismes de sûreté concernant un projet de réacteur à eau sous pression (dénommé dans un premier temps « EPR nouveau modèle »).

Les projets de nouveaux réacteurs intègrent parfois des progrès technologiques qui peuvent conduire à des changements importants dans l'exploitation même des installations, tels que le renforcement de l'automatisation, qui modifie en effet le rôle, la formation et l'expérience qu'acquière les opérateurs au quotidien.

Le cas des projets de *Small Modular Reactors* (SMR), réacteurs modulaires de petite taille, peut conduire à examiner différentes questions concernant la conception de la salle de commande et l'organisation des équipes de conduite. En effet, certaines caractéristiques affichées par les concepteurs de ce type de technologie (utilisation de systèmes « passifs », automatisation accrue, augmentation du délai pendant lequel les opérateurs n'ont pas d'action à engager⁵⁴⁷...) les conduisent à expliquer que leur exploitation pourrait être assurée par des équipes réduites par rapport à celles des réacteurs électronucléaires actuellement ou prochainement en exploitation. Par ailleurs, il serait techniquement possible d'assurer la surveillance et l'exploitation de plusieurs modules à partir d'une seule salle de commande. La réflexion porte, entre autres, sur le nombre et la répartition des opérateurs en fonction des différents états de fonctionnement d'un ensemble de modules dans des conditions de sûreté satisfaisantes. À cet égard, dans une étude publiée aux États-Unis en 2012⁵⁴⁸, il est noté que, si l'exploitation simultanée de plusieurs unités est courante en pétrochimie, elle constitue encore une source de difficultés dans le domaine des véhicules sans pilotes, les opérateurs ayant

545. WENRA Guidance – Article 8a of the EU Nuclear Safety Directive: « Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants » – Report of the Ad-hoc group to WENRA, 13 June 2017.

546. Il s'agit de l'article 8a dans la version anglaise de la directive, 8b dans la version française (directive 2014/87/Euratom conseil du 8 juillet 2014, modifiant la directive 2009/71/Euratom établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires).

547. Aussi appelé « délai de grâce ».

548. « Human-Performance Issues Related to the Design and Operation of Small Modular Reactors », O'Hara J., Higgins J., Pena M., NUREG/CR-7126, June 2012.

parfois tendance à se focaliser sur une unité au détriment des autres, ou ne détectant pas des changements importants (effet dit de *change blindness*).

En local, hors de la salle de commande, de nouvelles technologies pourraient également conduire à des évolutions importantes dans les pratiques des interventions de maintenance: par exemple, visualisation de textes et d'images sur des lunettes adaptées, utilisation d'« exosquelettes » (robots) pour faciliter des interventions... De telles évolutions pourraient dans le principe apporter beaucoup en matière de sûreté, tout en soulevant probablement de nouvelles questions que les concepteurs et les exploitants auraient à traiter en temps utile dans le cadre de leurs projets.

Enfin, des évolutions encore plus importantes de l'exploitation sont imaginées par certains concepteurs à une échéance plus ou moins éloignée (par exemple pour le projet Flexblue piloté par Naval Group à partir de 2008, puis abandonné). Ainsi, un réacteur pourrait ne disposer que d'un nombre réduit de personnes sur place (par exemple, uniquement les opérateurs supervisant les opérations hautement automatisées et réalisant occasionnellement des opérations et tâches de maintenance mineures); les autres fonctions seraient confiées de façon déportée à des spécialistes qui se déplaceraient en cas de besoin (pour assurer la maintenance, par exemple) ou exécuteraient leurs tâches à distance.