

Nouvelles idées en matière de conception des salles de commande

Dans le monde entier on s'attache de plus en plus à améliorer l'interface homme-machine

par J. Furet

Depuis le début des années 1980, le rôle des facteurs humains dans le contrôle et la commande des centrales nucléaires a pris une importance de plus en plus grande, surtout à la suite de l'accident de Three Mile Island et compte tenu des progrès accomplis dans les domaines du traitement des données, des équipements de présentation et des dispositifs programmables automatiques. L'accident de Three Mile Island a montré à l'évidence que les opérateurs pouvaient être submergés par un « excès d'informations » et qu'il convenait d'accorder plus d'attention à l'élément humain et à l'expérience acquise sur le tas en matière d'exploitation.

Dans l'article qui suit, M. J. Furet donne un résumé des principales mesures qui ont été prises et que l'on envisage de prendre de par le monde pour améliorer l'interface homme-machine de façon à assurer la sûreté de la production nucléo-énergétique.

Depuis la fin de 1979, les mesures relatives à l'interface homme-machine qui ont été mises en œuvre de par le monde — notamment aux Etats-Unis, en France et au Japon — ont plusieurs traits en commun. Elles ont été prises après une évaluation et une analyse ergonomiques intéressant particulièrement l'agencement des pupitres et des panneaux de commande, des panneaux de sûreté, des centres de décision des opérations d'urgence (ou centres de crise), des centres de support technique, de la nouvelle instrumentation et des procédures.

Dans certains cas cependant, les règlements actuellement en vigueur retardent encore l'application de techniques informatisées de pointe, si propres à perfectionner l'interface homme-machine. A titre d'exemple, l'emploi, pour la transmission de signaux électriques, de techniques de multiplexage qui permettent de réduire les risques dus aux incendies et aux pertes d'étanchéité dans le bâtiment du réacteur en réduisant le nombre des câbles électriques et les points de pénétration est interdit par les règlements en vigueur, tels que ceux qui régissent les critères physiques et fonctionnels d'espacement des équipements et des voies redondants. Il semble donc raisonnable de préconiser une révision plus rapide des règlements, en sorte qu'il soit possible de bénéficier des nouvelles techniques.

M. Furet est Chef de service au Commissariat à l'énergie atomique (CEA), Institut de la recherche technologique et du développement industriel, Département de l'électronique et de l'instrumentation nucléaire. Le présent article est une adaptation de son étude très complète intitulée: *Conception des salles de contrôle-commande, interface homme-machine, pour la conduite et la surveillance des centrales nucléaires.*

Par ailleurs, les nouvelles techniques employées pour la transmission des signaux électriques, l'acquisition, le traitement et la présentation des données ainsi que la normalisation des dispositifs de surveillance et de commande peuvent également contribuer à améliorer la fiabilité et la disponibilité des systèmes de même qu'à en diminuer les dangers potentiels.

Aménagement de la salle de commande

Les exploitants ont très vite reconnu l'intérêt d'une évaluation ergonomique de la salle de commande.

C'est ainsi qu'en France, une analyse ergonomique des 28 tranches identiques de réacteurs à eau sous pression, relevant des programmes CP-1 et CP-2 de l'Electricité de France (EDF) a permis de réaliser une maquette de la salle de commande en grandeur réelle (échelle 1/1). A l'aide de cette maquette, on a étudié les propositions de modifications et d'améliorations à apporter à l'aménagement des panneaux, en collaboration avec les équipes d'exploitation de différentes centrales. Il a été ainsi possible de tenir pleinement compte de l'expérience que les opérateurs avaient acquise sur le tas (laquelle correspond à 35 années d'exploitation), de leurs idées et aussi des erreurs commises.

Pour déterminer les modifications ou les améliorations à apporter à la maquette, on a retenu 20 principes d'aménagement. Les modifications et améliorations retenues nécessitent le changement complet des panneaux horizontaux du pupitre avant et du pupitre-tableau arrière. La mise en œuvre de ces modifications pour l'ensemble des 28 tranches durera jusqu'à la fin 1986.

Salle de contrôle-commande TMI-2 (Photo: J. Furet, CEA)

Panneau de sûreté

Alarmes		Fonctions critiques de sûreté
Puissance neutronique réactivité	SH	Réactivité
Pression primaire	SH	
Pression primaire	SB	
Niveau pressuriseur	SB	Intégrité
Activité E.A. condenseur	SH	refrigérant
Activité filtre air BR	SH	primaire
Pression BR	SH	
Niveau puisard BR	SH	
Marge ébullition	SB	
Choc thermique (PT)		Evacuation
Trajectoire marge ébullition	SB	chaleur
Niveau pressuriseur	SH	cœur
Echauffement cœur	SH	
Refroidissement cœur	SB	
Température sortie du cœur	SH	
Pression vapeur	SH	
Pression vapeur	SB	Evacuation
Niveau d'eau générateur de vapeur	SB	chaleur secondaire
Pression BR	SH	
Activité BR	SH	Intégrité BR

Notes: SH = seuil haut, SB = seuil bas, BR = bâtiment du réacteur

Panneau de sûreté

Parmi les systèmes d'aide aux opérateurs, on a étudié en priorité des «panneaux de sûreté». Aux Etats-Unis, le Centre d'analyses pour la sûreté nucléaire (NSAC) de l'Electric Power Research Institute (EPRI) a, le premier, mis au point un panneau donnant les paramètres caractéristiques du comportement d'une centrale en situation pré- et post-accidentelle lors de son étude de l'accident de Three Mile Island.

Il y a eu depuis plusieurs définitions de panneaux de sûreté adaptés aux différents types de chaudières et de systèmes d'alimentation. Leur étude et leur réalisation ont été parfois compliquées par des problèmes de qualification du logiciel et de tenue des matériels aux séismes, en particulier aux Etats-Unis et au Japon.

Le premier panneau de sûreté mis en exploitation a été celui que le NSAC a défini pour la centrale de Yankee Rowe, vieille installation dotée du premier réacteur à eau sous pression, utilisée pour la production d'énergie électrique aux Etats-Unis et dont une grande partie des opérateurs est en place depuis plus de 20 ans (voir le tableau ci-dessus).

Centre de support technique

Le centre de support technique se trouve en général à proximité de la salle de contrôle-commande dans un local du bâtiment électrique ou au point d'accès des visiteurs, avec vue directe sur la salle de commande. Parfois, il est situé dans un bâtiment spécialement construit à cet effet près de la salle des machines.

L'importance du centre de support technique et des moyens mis en œuvre pour l'acquisition, le traitement et la présentation des données est très variable. Un exemple de centre de support technique «haut de gamme» est celui de la centrale nucléaire de Trojan exploitée par la Portland General Electric Company aux Etats-Unis. Il a fallu construire un bâtiment spécifique où la salle des unités de visualisation et la salle des ordinateurs occupent quelque 80 m². Dix-sept bureaux y sont disponibles pour recevoir l'équipe de crise.

Au centre de support technique de Trojan, les signaux sont traités par trois ordinateurs qui servent également à traiter les informations du panneau de sûreté et celles qui sont disponibles au centre de crise de la centrale. Deux des trois ordinateurs servent à assurer toutes les fonctions nécessaires. Tous les signaux sont stockés sur mémoires à ruban pendant 24 heures et transférés ensuite sur mémoires à disque. Une imprimante rapide permet d'en présenter une partie sur demande; 20 lignes téléphoniques sont affectées aux communications entre le centre de support technique, la salle de contrôle, le centre de décision des opérations d'urgence et la Commission de réglementation nucléaire (NRC) des Etats-Unis, tant au niveau régional qu'au niveau national.

L'instrumentation nouvelle

Elle comprend de nouveaux capteurs et des sous-ensembles électroniques associés qui assurent les mesures et des moyens de traitement de l'information. Le matériel correspondant est installé sur le système d'alimentation de la chaudière nucléaire et dans le bâtiment du réacteur. A titre d'exemple, on peut citer, pour les capteurs nouveaux, ceux qui servent à évaluer sur une gamme de mesure de l'ordre de 10⁶ l'activité gamma dans le bâtiment du réacteur et à déterminer le niveau de l'eau dans la cuve du réacteur au-dessus des assemblages combustibles.

Pour ce qui concerne l'adjonction de matériels de traitement de l'information, il faut citer l'ébulliomètre qui sert à mesurer la marge à la saturation en pression et en température. Le plus souvent, cet instrument utilise un microprocesseur qui calcule la marge de saturation à partir de la mesure de la pression primaire, des températures des branches chaude et froide, et des températures du fluide de refroidissement à la sortie des sous-assemblages de combustible.

Consignes et procédures

Les consignes et procédures dont disposent les opérateurs sont l'élément le plus important de l'interface homme-machine. En effet, leurs répercussions sur la conduite à tenir en cas d'accident sont fondamentales.

Depuis 1979, les procédures d'urgence ne reposent plus seulement sur une réaction en fonction des évé-

Un exercice de crise complète fait intervenir le centre de support technique de la centrale de Trojan. Les ingénieurs (à l'avant-plan) font le point de l'état des réacteurs pour déterminer les mesures correctrices à prendre. Le centre de support technique de Trojan qui autrefois faisait partie des installations pour opérations d'urgence est aujourd'hui une installation distincte située sur le site même. (Photo: INPO)



nements. On s'attache en effet de plus en plus aux états de l'installation. Cette formule, qui nécessite généralement la définition d'un logigramme complexe, est plus efficace au cas où l'opérateur fait une erreur de diagnostic quant à l'événement perturbateur ou s'il y a apparition simultanée de plusieurs événements perturbateurs.

Les procédures reposant sur une réaction en fonction de l'événement, lesquelles se déroulent de manière séquentielle, sont d'application plus facile pour les opérateurs. C'est pourquoi les procédures en fonction de l'état des installations ne sont encore appliquées que par l'ingénieur technique chargé de conseiller l'équipe d'exploitation.

En France, la stratégie mise en place depuis 1979 par l'Electricité de France repose sur l'état de refroidissement du cœur et de la disponibilité des systèmes de sauvegarde. C'est l'ingénieur de sûreté et de radioprotection qui est chargé de l'appliquer, ce qui lui permet d'assurer une surveillance permanente de la centrale, et le cas échéant, de donner des directives à l'opérateur sur la conduite de l'injection de sécurité et du système d'aspersion de l'enceinte. En contrôlant ainsi l'évolution de l'état de refroidissement de l'installation, il peut même conseiller l'abandon de la procédure en cours.

Les actions actuellement à l'étude pour améliorer les consignes et procédures mises à la disposition des opérateurs concernent le diagnostic systématique des états

de refroidissement dégradés et la définition des actions correctrices correspondantes, destinées à empêcher ou limiter l'endommagement du cœur. Un élément important de la mise au point des mesures d'urgence est leur validation sur simulateurs. Il faut encore améliorer les divers types de simulateur pour simuler les états transitoires de longue durée et le comportement du cœur en cas de dégâts importants.

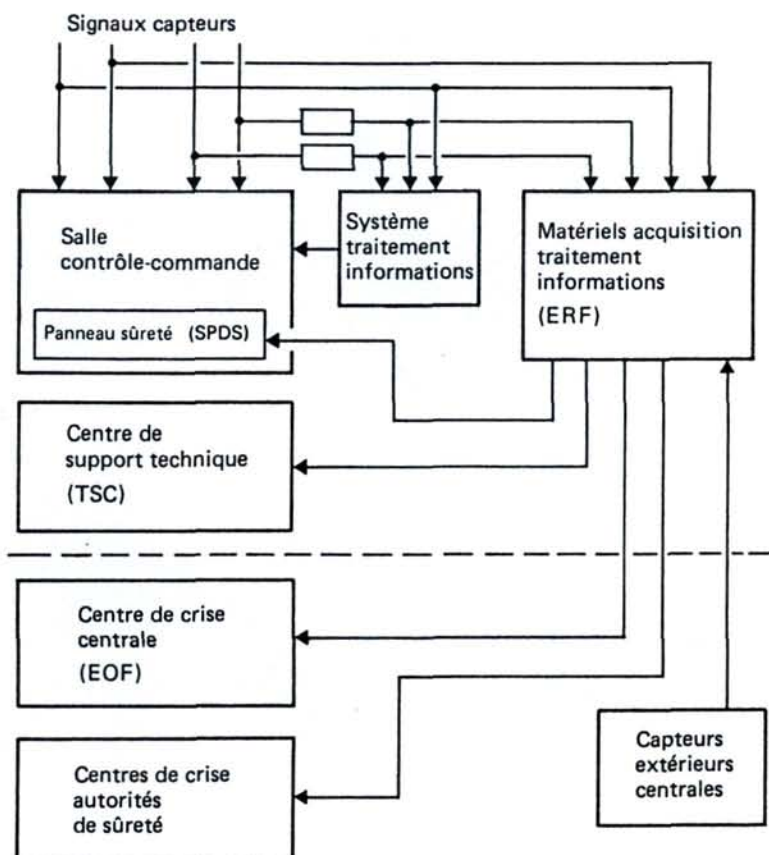
Priorités en matière de recherche et de développement

Les domaines d'une importance capitale en matière de recherche et de développement ont trait à la validation des signaux recueillis par les capteurs; au traitement, au filtrage et à la classification des alarmes; à l'évaluation globale de l'état de la centrale; au traitement et à la présentation des données; aux essais périodiques; à l'inhibition des signaux, et au déclenchement et à la consignation de commandes d'actionneurs ainsi qu'à la révision des règlements pour permettre l'application de nouvelles techniques.

Validation des signaux des capteurs

Les capteurs de mesure et de position des organes de commande du type vannes, interrupteurs électriques, disjoncteurs, etc. jouent un rôle fondamental dans l'interface homme-machine d'autant plus que les opérateurs

Gestion et conduite à tenir pendant les situations de crise: structure et circulation de l'information



L'expérience d'exploitation montre très clairement l'effet du comportement de l'opérateur et des mesures qu'il prend sur la disponibilité de la centrale et sur la sûreté nucléaire. Ce tableau d'accidents représentatifs montre que, pour l'interface homme-machine, l'instrumentation, les procédures et le comportement de l'opérateur, les observations sommaires sont très semblables pour chaque accident.

Installation	Puissance (MWe)	Année	Composant concerné	Durée de l'indisponibilité	Instrumentation	Consignes procédures	Comportement opérateur
Windscale	—	1956	Combustible	Arrêt définitif	Mal adaptée	Très imprécises	Erreurs d'interprétation
Enrico Fermi	150	1966	Combustible	4 ans	Mauvais fonctionnement	Très imprécises	Erreurs d'interprétation; retard à l'action de 15 minutes
St Laurent A1	460	1969	Combustible	1 an	Mal adaptée	—	Erreurs d'interprétation
Browns Ferry	2 X 1067	1975	Contrôle-commande	1,5 an	Perte importante	Incomplètes	Très bonne réaction; accident grave évité
TMI-2	880	1979	Combustible	Indéfini	Mal adaptée	Imprécises	Erreurs d'interprétation; actions inadéquates
St Laurent A2	515	1980	Combustible	2 ans	En partie indisponible	Incomplètes	Erreurs d'interprétation

ne peuvent «sentir» le processus que par l'intermédiaire des signaux qu'ils délivrent. La validation de ces derniers est à améliorer, d'une part en augmentant la fiabilité des capteurs et, d'autre part, en utilisant mieux la redondance des mesures associées qui, le plus souvent, peut permettre de localiser le capteur défaillant.

Par ailleurs, des traitements de corrélation relativement simples entre signaux capteurs de mesure de grandeurs physiques différentes, peuvent aussi permettre de localiser sans ambiguïté le capteur défaillant. Enfin, la vérification en ligne de caractéristiques telles que le temps de réponse du capteur et le niveau de bruit du signal associé à la mesure permettent de s'assurer de son bon fonctionnement.

Ce traitement permanent des signaux et ces vérifications périodiques des caractéristiques sont à développer et à mettre en œuvre sur la majorité des capteurs, quelle que soit leur utilisation, une priorité devant être accordée à ceux qui sont employés dans les équipements de mesure du système de protection ou associés à certains régulateurs.

Traitement, filtrage et hiérarchisation des alarmes

Le nombre d'alarmes pour une tranche de 900 à 1000 MWe est en général de l'ordre de 1000 à 1500. Au cours d'un accident entraînant une perte du liquide de refroidissement ou autre accident de ce genre, il peut y avoir plusieurs centaines d'alarmes dans les deux premières minutes qui suivent le début de l'accident, avec une fréquence pouvant aller jusqu'à 20 à 30 par seconde. On conçoit aisément que les opérateurs ne puissent alors les acquérir dans le même temps, et surtout les trier et les classer par ordre d'importance. Pourtant ces opérations mentales sont indispensables pour bien connaître l'état global de la tranche.

Il est surprenant de constater que les problèmes de codage, de filtrage et de hiérarchisation n'ont pas été mieux appréhendés et résolus. Il conviendrait peut-être d'accorder aux activités prévues dans ce domaine une priorité absolue pour remédier à cette situation vu qu'il s'agit là d'un moyen des plus importants d'aide au diagnostic en cas d'accident.

Pour les installations en exploitation qui utilisent des sous-ensembles et des ensembles d'alarmes réalisés en technique câblée, les modifications à apporter peuvent être relativement difficiles et coûteuses. Cela peut expliquer mais non justifier l'attitude des exploitants des centrales qui ont tendance à n'envisager ces modifications qu'à moyen terme, voire à long terme, alors que des actions immédiates devraient être entreprises pour améliorer une situation qui n'est pas satisfaisante.

Evaluation de l'état de la centrale

Actuellement, les opérateurs obtiennent une image synoptique de l'état de la centrale au moyen de panneaux sur lesquels les informations sont en général présentées sous forme analogique, ce qui leur permet d'apprécier l'état des fonctions et des systèmes importants pour la sûreté. Cependant, cette dispersion géographique de l'information utile peut empêcher les opérateurs de faire rapidement une évaluation globale, indispensable en cas d'accident pour choisir les procédures d'urgence qui s'imposent.

Une telle évaluation rapide est possible si l'on examine un nombre limité (ne dépassant pas 30) de grandeurs physiques ou de paramètres caractéristiques. Aussi, même si un développement important de l'automatisation des instruments intervient, l'implantation du panneau de sûreté dans la salle de commande restera indispensable, car il constitue indiscutablement un des moyens les plus efficaces d'évaluer l'état global de la centrale et aide à établir le diagnostic. Ses définitions fondées actuellement sur les fonctions critiques de sûreté évolueront sans doute en fonction de l'expérience d'exploitation.

Il faut toutefois ajouter qu'en situation d'accident, l'évaluation globale de l'état des fonctions importantes pour la sûreté n'est pas suffisante. Elle doit être complétée par l'évaluation globale de l'état des systèmes et des sources importantes pour la sûreté, à savoir: le système de protection, les circuits de sauvegarde, les alimentations électriques, l'alimentation en air comprimé et la source de réfrigération ultime. Actuellement, les informations relatives à ces systèmes et sources sont à la fois dispersées et incomplètes.

Traitement et présentation des informations

Le développement actuel des matériels informatiques (ordinateurs numériques, interfaces associées, écrans de visualisation en couleur) a considérablement amélioré le traitement et la présentation des informations dans la salle de contrôle-commande. En effet, les vitesses de calcul et les capacités des mémoires des ordinateurs de la génération actuelle sont tout à fait compatibles avec les vitesses d'acquisition et de traitement nécessaires pour les signaux analogiques, numériques, ou tout ou rien, utilisés pour le contrôle et la commande, dont le nombre pourra atteindre 20 000 à l'avenir.

Les résolutions graphiques et couleur des écrans de visualisation permettent une grande souplesse dans la présentation des données chiffrées, des courbes, des textes, des diagrammes synoptiques et de l'image synthétique de l'état de la centrale.

Pour la réalisation des moyens de traitement et de présentation d'informations, il est souhaitable de tenir compte du fonctionnement en séquences des ordinateurs et de la capacité de mémorisation des opérateurs qui est assez limitée. Pour remédier à cette déficience, des facilités de dialogue avec les ordinateurs doivent être prévues, pour permettre aux opérateurs d'accéder rapidement, quel que soit l'état de la tranche et des opérations effectuées par les ordinateurs, aux informations qu'ils jugent utile de connaître, ainsi qu'à leur archivage et leur tendance.

La présentation des informations sur écrans de visualisation couleur à l'aide d'images qui permettent aux opérateurs une acquisition synthétique, globale mais également détaillée de l'état de l'installation doit aussi être davantage utilisée. Ce moyen de présentation d'informations, qui a été relativement peu exploité jusqu'à présent dans les salles de contrôle-commande, nécessite une étude approfondie de la stratégie de visualisation et du dialogue avec l'opérateur ainsi qu'une structure hiérarchique de présentation des images, qui doit être soumise à des essais sur simulateur.

Essais périodiques

Actuellement, les essais périodiques sont souvent réalisés manuellement. Lorsqu'ils concernent les ensembles ou sous-ensembles des systèmes importants pour la sûreté, ils nécessitent le plus souvent des inhibitions d'ordre et des consignations de commandes d'actionneurs, pour éviter des actions intempestives de protection ou de sauvegarde. Au cours de l'exécution de ces essais, les fonctions assurées par les systèmes importants pour la sûreté doivent bien entendu être maintenues.

L'expérience d'exploitation montre qu'un nombre significatif d'actions intempestives de protection et de sauvegarde se produisent au cours d'essais périodiques. Ces actions intempestives, en dehors de leur impact sur la disponibilité des installations, peuvent être à l'origine d'incidents (cas par exemple de l'injection de sécurité). Elles sont dues le plus souvent à des erreurs des opérateurs, et peuvent être attribuées :

- à la présentation des procédures d'essais rédigées de manière non uniforme, qu'il est difficile d'appliquer étant donné la diversité des matériels;
- à l'imprécision des gammes d'essais;
- au déclenchement de signaux d'inhibition d'ordres, d'arrêts, et de consignation de commandes d'actionneurs sans tenir compte que des éléments redondants sont indisponibles.

L'automatisation partielle ou totale des essais périodiques et la centralisation sans doute en salle de contrôle de leurs organes de contrôle et de commande peuvent permettre de réduire la probabilité «d'erreurs des opérateurs» et faciliter grandement la gestion des inhibitions et des consignations. Il est souhaitable de mettre en œuvre cette automatisation et cette centralisation assez rapidement, de manière à améliorer et faciliter aussi l'évaluation globale et synthétique de l'état de l'installation.

Initiatives antérieures et recommandations

Bien avant l'accident de Three Mile Island, les travaux de recherche et de développement avaient surtout porté sur le contrôle-commande et sur l'interface homme-machine.

En France, les travaux de développement ont porté sur les matériels à base de technologie nouvelle du type micro-processeur, à savoir les équipements de relayage électronique «CONTROBLOC» à logique programmable et le système de protection intégré numérique (SPIN). Le développement des systèmes de surveillance et de diagnostic de défaut était orienté vers la détection de fuites du circuit primaire et la détection de corps errants dans ce circuit, l'évaluation du comportement vibratoire des composants du circuit primaire et du groupe turbo-alternateur.

Aux Etats-Unis, bien que le contrôle-commande soit généralement conçu par des architectes industriels et que les réalisations soient diversifiées, même entre les tranches d'un même type et d'un même site, les 4 constructeurs de chaudières avaient étudié et proposé de nouvelles salles de contrôle-commande dont certaines ont été construites, telles celles des sociétés Babcock et Wilcox et General Electric. Cette dernière société a été la première à mettre en œuvre, au début des années 1970, un programme d'«Advanced Control Room» qui a débouché sur le développement du «système NUCLENET 1000».

Par ailleurs, pour ce qui concerne les systèmes d'aide aux opérateurs pour la surveillance et le diagnostic, l'Electric Power Research Institute (EPRI) avait lancé, dès 1976, le programme DASS dont la méthodologie du diagnostic basée sur l'utilisation des diagrammes causes-conséquences n'a jamais eu d'application directe sur des tranches nucléaires aux Etats-Unis. Enfin, l'EPRI avait entrepris un programme d'évaluation, sous l'angle des facteurs humains, des salles de contrôle des tranches en fonctionnement, dont les conclusions rejoignent les recommandations de la commission Kemeny après l'accident de Three Mile Island.

Au Japon, l'ampleur actuelle des actions entreprises par les trois constructeurs: Mitsubishi, Hitachi, Toshiba pour le développement de nouvelles salles de commande et de nouveaux systèmes et matériels de contrôle-commande sont la conséquence des programmes entrepris dans ces domaines, par ces sociétés, dès le début des années 1970.

Parmi les actions entreprises avant l'accident de Three Mile Island, il faut noter que le programme d'études le plus cohérent et le plus persévérant a été celui que les équipes du «Halden Reactor Project de l'OCDE» ont entrepris. En effet dès 1967, des études dans le domaine du contrôle-commande des centrales nucléaires avaient

été entreprises, sous l'impulsion d'une équipe très active, à partir de l'expérience accumulée dans le domaine de la dynamique des réacteurs et des techniques d'instrumentation en cœur. Au départ, ces études avaient pour objectif essentiel l'application des théories modernes du contrôle aux centrales nucléaires, avec l'utilisation d'ordinateurs numériques.

Au milieu des années 70, ces études ont été réorientées et ont porté sur la définition de systèmes d'aide à l'opérateur pour la surveillance et le diagnostic, l'étude du rôle et du comportement des opérateurs pour éviter et limiter les conséquences des incidents, la définition de nouveaux moyens de communication entre l'opérateur et la machine, l'amélioration de la fiabilité du logiciel et des matériels utilisés dans les systèmes de contrôle à base d'ordinateurs numériques.

Au plan international, la synthèse de ces recommandations apparaît dans le rapport de septembre 1980 de l'OCDE *Adaptation des programmes de recherche en matière de sûreté nucléaire à la suite de l'accident de Three Mile Island*. Un chapitre de ce rapport traite de l'instrumentation des réacteurs, de l'enregistrement et de la présentation de l'information, de la conception de la salle de commande, de l'élaboration des procédures d'urgence, des recherches sur le comportement humain, de la recherche sur les simulateurs, ainsi que de la formation des opérateurs.

Il est incontestable que la préparation de ces recommandations s'est beaucoup inspirée de celles que proposaient les Etats-Unis. Les principales recommandations faites par la Nuclear Regulatory Commission (NRC) des Etats-Unis concernant le contrôle-commande et l'interface homme-machine ont été les suivantes :

- Evaluation et analyse, sous l'angle des facteurs humains, de la définition des salles de commande;
- Installation d'instrumentation nouvelle pour mesurer le niveau de l'eau dans la cuve du réacteur au dessus des assemblages combustibles, ébulliomètre adapté à la mesure de la marge à la saturation, mesure continue du niveau de l'eau dans les puisards de l'enceinte, mesure de la température et de l'humidité, mesure de la concentration d'hydrogène et mesure de l'activité correspondant aux rayons gamma.
- Installation d'un panneau de sûreté dans la salle de commande, d'un centre de support technique à proximité de la salle de contrôle et d'un centre de décision des opérations d'urgence à proximité de la centrale;
- Installation de dispositifs de liaison, adaptés au transfert en temps réel d'informations significatives sur l'état de la tranche aux centres de crise des autorités de sûreté.