

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE  
INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE  
DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE

DAS

R 1

RAPPORT DAS N° 170

LE PROGRAMME FRANCAIS D'ETUDES ET RECHERCHES  
EN SURETE DES REACTEURS A EAU :  
Contexte, objectifs, état d'avancement

R. ZAMMITE\*

Technical committee on reactor safety research  
Vienna (Austria) 29-31 May 1985  
CEA-CONF--8052

**RAPPORT DAS N° 170**

**LE PROGRAMME FRANCAIS D'ETUDES ET RECHERCHES  
EN SURETE DES REACTEURS A EAU :  
Contexte, objectifs, état d'avancement**

**R. ZAMMITE\***

**Technical committee on reactor safety research  
Vienna (Austria) 29-31 May 1985  
CEA-CONF--8052**

\*CEA/IPSN/DAS

Février 1985

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE  
INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE  
DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE

---

R. ZAMMITE

Février 1985

LE PROGRAMME FRANCAIS D'ETUDES ET  
RECHERCHES EN SURETE DES REACTEURS A EAU :  
Contexte, objectifs, Etat d'avancement

Présentation au Comité Technique de l'Agence Internationale  
de l'Energie Atomique sur la Recherche en Sûreté des  
Réacteurs Thermiques - VIENNE, 29-31 mai 1985 -

1 - LE CONTEXTE : EVOLUTION DU PROGRAMME ELECTRONUCLEAIRE ET ROLE DES PARTENAIRES  
CONCERNES

A la fin de 1984, trente et une tranches REP (1) de 900 MW et deux tranches de 1 300 MW étaient couplées au réseau. Elles avaient assuré une production cumulée de 517 TWh. L'expérience acquise représentait au 1er janvier 1984 quatre vingt sept années-réacteurs et quarante six arrêts pour visite et rechargement.

Pour les années 1983 et 1984, un programme d'engagement de deux tranches par an (Golfech 1 et Penly 1 en 1983 ; Cattenom 4 et Chooz B 1 en 1984) a été décidé par le gouvernement en juillet 1983. Pour les engagements nouveaux, il s'agit désormais d'accompagner l'accroissement de la consommation intérieure du pays, car la substitution du nucléaire aux combustibles fossiles importés dans la production d'électricité est un objectif déjà pratiquement atteint. Néanmoins, l'équipement électronucléaire de la France pourrait se poursuivre d'ici à 1990 selon un rythme d'engagements d'une ou deux tranches par an.

Un programme de cette ampleur ne peut se concevoir sans que soient réunies les conditions de sûreté appropriées. L'organisation française en la matière est renforcée depuis 1973. Les décisions d'autorisation gouvernementales sont préparées par les Services Centraux compétents des Ministères de l'Industrie, de la Santé et de l'Intérieur. Le principal support technique de ces Services Centraux, notamment pour l'analyse de Sûreté, est l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) du Commissariat à l'Energie Atomique (CEA).

.../...

(1) REP : Réacteurs à eau sous pression.

Il ne fait aucun doute que le caractère centralisé de l'administration et la concentration de l'industrie nucléaire française jouent un rôle déterminant dans l'efficacité de cette organisation.

La concentration résulte de l'existence d'une seule compagnie d'électricité nationale indépendante, Electricité de France (EdF) qui dispose de moyens techniques importants, d'un seul constructeur pour les réacteurs à eau, FRAMATOME, et d'une standardisation des centrales sous forme d'un nombre restreint de "paliers techniques". La conjonction de ces éléments permet une réévaluation plus efficace des problèmes génériques, à la lumière de données d'expériences rapidement rassemblées et exploitées.

Les trois partenaires, CEA, EdF et Framatome, chacun pour ce qui concerne ses responsabilités propres, sont convaincus de la nécessité d'élargir les connaissances actuelles dans plusieurs domaines importants de la Sûreté et d'assimiler les renseignements tirés de l'expérience d'exploitation. Il est aujourd'hui certain que les préoccupations liées au fonctionnement sûr des nombreuses tranches existantes, les enseignements de l'accident de Three Mile Island et d'autres incidents significatifs, ont progressivement mais nettement focalisé les programmes de recherche sur les caractéristiques et la gestion des situations accidentelles potentielles. La répartition des responsabilités et des tâches entre les partenaires industriels et le CEA, organisme public de recherche mais aussi soutien technique des autorités de sûreté à travers l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), fait que ce dernier réalise l'essentiel des travaux dans ce domaine, le plus souvent avec la collaboration d'Electricité de France.

Ceci ne signifie nullement que l'aspect "prévention" des incidents et accidents, au stade de la conception et de la construction des centrales, soit négligé. Le CEA/IPSN dans son rôle d'appui technique des autorités de sûreté continue de donner toute l'attention voulue à cet aspect mais ne réalise lui-même, dans ce domaine, que les études qui permettent de définir en connaissance de cause les objectifs et critères de sûreté à respecter. La plus grande partie de la R et D associée est normalement prise en charge par l'exploitant et le constructeur.

2 - OBJECTIFS ET MOTIVATIONS DES RECHERCHES DE L'INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE (CEA)

Pendant la phase de lancement du programme électronucléaire la préoccupation principale des organismes de Sûreté était de s'assurer du conservatisme de la conception et de la qualité de réalisation des Centrales. La recherche était orientée en ce sens. Peu à peu, les progrès réalisés ont permis d'aller plus loin et de raffiner les moyens d'évaluation. Il devenait possible de mesurer les marges de sécurité vis à vis des événements ou accidents de dimensionnement considérés à l'origine.

D'une façon générale l'évaluation des marges de sécurité par rapport à des agressions données ne pouvant s'obtenir par vérification directe et l'utilisation de maquettes posant elle-même des problèmes de transposition, on s'aperçoit que seule la prévision réaliste des phénomènes physiques, par le calcul, peut apporter une réponse. D'où la nécessité d'outils de calcul qualifiés, basés sur une modélisation physique crédible et valable quels que soient l'échelle et le cas de figure. Celle-ci est généralement beaucoup plus sophistiquée que la modélisation conservatrice, parfois simpliste, qui répond aux besoins du dimensionnement.

L'évaluation des marges de sécurité dans l'optique d'une vérification du dimensionnement n'est plus d'ailleurs l'objectif unique principal de la recherche en sûreté des réacteurs à eau. Comme indiqué plus haut, les préoccupations liées au fonctionnement des nombreuses tranches en service, les enseignements tirés de l'accident de Three Mile Island 2 et d'autres incidents de la sûreté, ont contribué à focaliser la recherche sur l'étude réaliste et mécaniste des situations accidentelles.

.../...

Plus précisément, en France, l'effort essentiel porte sur l'acquisition des connaissances nécessaires à la mise au point et à l'évaluation des moyens nouveaux qui permettront de mieux assurer la maitrise des situations accidentelles, aussi dégradées soient-elles, compatible avec les caractéristiques des centrales actuelles. Il n'est en effet pas possible d'affirmer que la liste conventionnelle des accidents de dimensionnement représente de façon exhaustive les événements dont la probabilité d'occurrence est notable, ni que ces accidents se dérouleront toujours suivant des scénarios connus et analysés.

Pour répondre à ces préoccupations, qui découlent directement de l'application du principe de la défense en profondeur, l'IPSN a développé l'analyse de sûreté dans des domaines n'entrant pas dans le dimensionnement conventionnel des centrales à eau pressurisée. Ce domaine concerne des accidents graves dus à des défaillances de mode commun, et à des cumuls de défaillance de matériels et d'erreurs humaines pouvant entraîner la fusion du coeur, ainsi que des rejets importants dans l'environnement.

L'analyse des procédures appropriées actuellement développées nécessite l'acquisition de connaissances et la mise au point d'outils d'évaluation d'une part en ce qui concerne l'évolution physique des situations accidentelles "dégradées" d'autre part en ce qui concerne la capacité des opérateurs à faire face et les moyens mis à leur disposition.

Il est impensable, pour une telle analyse, de se passer d'outils de calcul permettant d'évaluer correctement les interactions entre les actions d'opérateurs et le comportement physique de l'installation, et ces outils doivent être aussi réalistes que possible.

### 3 - ETUDES ET RECHERCHES DANS LE DOMAINE DES ACCIDENTS DE REFROIDISSEMENT DU COEUR ET DE LA PREVENTION DES ACCIDENTS SEVERES

Electricité de France a développé de nouvelles procédures, dites U et H pour faire face aux situations accidentelles dégradées (2). L'évaluation et la mise en oeuvre pratique d'un certain nombre d'innovations en ce domaine, comme l'approche par "états" pour le diagnostic thermohydraulique des situations, nécessitent des outils de calcul, des méthodes qualifiées et l'entraînement des opérateurs. C'est dans cette perspective que se poursuivent la mise au point du Code CATHARE, le développement de logiciels pour simulateurs (SIPA), et l'établissement du programme expérimental de la boucle système BETHSY dont la construction se poursuit à Grenoble.

3.1 - Le code CATHARE développé conjointement à Grenoble par une équipe mixte CEA-EdF-FRAMATOME est désormais utilisable par chacun de ces organismes sous la forme d'une version opérationnelle CATHARE I. Les travaux de l'équipe mixte portent actuellement sur l'évaluation planifiée de cette version, après quoi celle-ci sera disponible pour d'autres utilisateurs. Quelques points doivent néanmoins être encore améliorés : par exemple calcul du débit à la brèche, transfert de chaleur par condensation sur les parois, etc.

Parallèlement le code CATHARE II sera mis en chantier et terminé en 1986, après quoi son évaluation sera immédiatement entreprise. Cathare II comprendra des modèles un peu plus sophistiqués et bénéficiera des enseignements de CATHARE I.

Un club des utilisateurs de Cathare a été créé. Il comprend pour l'instant les organismes français "clients" et pourra être étendu sous peu à d'autres partenaires.

3.2 - Le simulateur SIPA. EdF et le CEA se sont associés avec une société privée pour développer, à partir de CATHARE, un logiciel de calcul rapide des situations accidentelles. L'objectif est que ce logiciel réalise en temps réel les calculs "en double phase" pour l'utiliser dans les simulateurs de formation d'opérateurs. Il est utile de rappeler que généralement les simulateurs de



formation de la génération actuelle ne sont pas "interactifs" dans les calculs d'accidents avec stratification du fluide primaire.

Les travaux ont suffisamment avancé pour qu'il soit possible d'affirmer que le calcul en temps réel sera obtenu et que les opérateurs de Centrales d'EdF disposeront, en 1988, d'un moyen d'entraînement adapté à la mise en oeuvre des nouvelles procédures de diagnostic et d'intervention.

Les logiciels rapides (codes SIMU 1 et 2) seront livrés dès le début de 1986 et pourront être utilisés pour des calculs répétitifs soit sur calculateur dédié, soit sur calculateur universel de type CRAY comme actuellement.

### 3.3 - La Boucle Système BETHSY

Les motivations pour la construction d'une boucle système en France ainsi que les caractéristiques de l'installation ont déjà été exposées à diverses occasions.

La boucle en construction sur le Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble est destinée à l'étude expérimentale des situations post-accidentelles des réacteurs à eau, hors cas de grosses brèches du circuit primaire. Equipée d'un coeur comportant 420 barreaux chauffés électriquement, elle permettra la simulation dynamique d'une centrale de type 900 Mwe à 3 boucles (échelle 1/1 en hauteur 1/100 en volume).

La construction du bâtiment et des composants s'est déroulée en 1984 selon le planning prévu. L'année 1985 verra l'arrivée sur le site de tous les composants et leur montage. L'installation doit être prête le 1er Juillet 1986 pour les premiers essais du programme. Celui-ci est en cours de définition. Il sera orienté dans un premier temps vers la simulation des "états" de refroidissement et vers l'application des nouvelles procédures de conduite en situation accidentelle.

4 - ETUDES ET RECHERCHES SUR LE COMPORTEMENT DU COMBUSTIBLE EN SITUATION ACCIDENTELLE

4.1 - L'accident de référence perte de réfrigérant par grosse brèche (LOCA)

Le programme d'essai en pile PHEBUS 2 réalisé dans le réacteur de même nom, construit à cet effet, avait pour objet d'étudier dans des conditions représentatives, y compris à la limite des critères réglementaires, le comportement du combustible lors d'un accident de dépressurisation par grosse brèche, accident dit de dimensionnement des centrales REP actuelles.

La phase expérimentale de ce programme s'est achevée, en décembre 1984, par un essai au cours duquel la grappe d'essai a été soumise à un transitoire de température typique "à deux maxima". La durée du palier en régime adiabatique, à environ 1300°C, représentatif de la phase de remplissage lors d'un accident, a été ajustée pour obtenir une oxydation de 17 % de l'épaisseur des gaines avant renoyage de la grappe. Les quatre essais réalisés en 1983 et 1984, constituant la phase 2 du programme PHEBUS, sont en cours d'interprétation.

Bien que ce programme soit de nature essentiellement confirmatoire, on peut d'ores et déjà dire que les enseignements tirés des essais en pile, ainsi que ceux du programme hors pile EDGAR récemment terminés sur gaines de zircaloy irradiées, permettront de faire progresser la compréhension et la modélisation réaliste du comportement du combustible en cas de perte de réfrigérant brutale avec refroidissement de secours.

4.2 - La détérioration des situations accidentelles et des Coeurs Sévèrement Dégradés (CSD)

L'étude expérimentale dans le réacteur PHEBUS de la dégradation d'un coeur de réacteur au-delà des critères de dimensionnement est en préparation. Elle a pour but d'apporter des éléments d'appréciation sur les possibilités de maîtrise et sur les conséquences des accidents envisageables.

Les essais de la Phase 2 du programme PHEBUS étant terminés, des modifications de l'installation viennent d'être entreprises. A partir de la fin de l'année 1985, des grappes d'essai de 21 crayons seront soumises aux conditions représentatives de séquences accidentelles prototypiques mises en évidence par les études de risque avec "défaillance des systèmes de refroidissement de secours". Les modifications en cours permettront d'explorer un domaine de températures compris entre 1200°C et 1850°C (Phase 3 du programme PHEBUS). Parallèlement les travaux supports suivants se poursuivent :

- Développement du Code CALIPHAT pour la préparation des essais CSD et qualification des modèles sur les résultats d'expériences CSD hors pile réalisées en République Fédérale d'Allemagne par KfK.
- Essais hors pile ARTEMIS pour la qualification de la section d'essai et des procédures expérimentales prévues lors de la Phase 3.
- Développement du code de calcul ICARE pour l'interprétation des essais CSD de PHEBUS Phase 3 (code compatible avec le code CATHARE).
- R et D pour la mise au point d'instrumentation et de revêtements protecteurs en prévision de la Phase 4 du programme PHEBUS (au-delà de 1350°C jusqu'à la fusion de l'oxyde d'uranium).

#### 5 - ETUDES ET RECHERCHES SUR L'ENCEINTE DE CONFINEMENT EN SITUATION ACCIDENTELLE-

L'enceinte de confinement joue un rôle essentiel pour la limitation des conséquences d'accident. L'accent a été mis, au début des années 1970, sur la résistance de cette structure à une dépressurisation brutale du circuit primaire, mais aussi sur la résistance aux différences de pression des murs de séparation entre casemates, à l'intérieur de l'enceinte. Aussi la recherche s'est-elle attachée à vérifier le conservatisme les codes dits de "thermo-hydraulique enceinte" utilisés pour déterminer les pressions de dimensionnement des cavités et de l'enceinte elle-même.

.../...

Quand des assurances suffisantes ont été acquises sur le dimensionnement, l'effort a été orienté vers l'étude du domaine hors dimensionnement. Les questions posées ont été : Quelle peut être l'évolution de pression et de température à long terme lors des accidents sévères hypothétiques, quel est le risque d'explosion d'hydrogène, dans quelles conditions ultimes peut-on dire que le confinement est perdu ?

#### 5.1 - Thermohydraulique enceinte lors de l'accident de dimensionnement (en collaboration avec EDF) - Effets à court terme

Les travaux expérimentaux analytiques ont porté d'une part sur les transferts de chaleur avec les structures (Programme ECOTRA) d'autre part sur les écoulements à travers des orifices des mélanges air - vapeur - eau représentatifs des situations rencontrées en cas de rupture du circuit primaire (programme REBECA). Ces travaux aujourd'hui achevés ont abouti à la mise au point de modèles physiques. En particulier le modèle d'écoulement REBECA a été introduit dans le code GRUYER qui calcule les différences de pression entre casemates.

Parallèlement la qualification sur les résultats de REBECA et d'ECOTRA des modèles de débit et de transfert thermique de différents autres codes, a été entreprise (PAREO 8, CATEM 7, BEACON MOD 3). La vérification globale des codes par rapport aux résultats des expériences BATTELLE, HDR (en RFA) se poursuit.

#### 5.2 - Cas des accidents sévères hors dimensionnement - Effets à long terme

Il s'agit ici de déterminer de façon aussi réaliste que possible l'évolution thermodynamique à long terme, c'est à dire pendant plusieurs jours, à la suite d'accidents pouvant impliquer une dégradation importante du coeur, voire sa fusion et l'attaque du radier. Les données thermodynamiques sont importantes pour définir l'environnement dans lequel les aérosols porteurs de produits de fusion vont évoluer, mais aussi pour apprécier l'effet de l'augmentation de pression vis à vis de la tenue ultime de l'enceinte.

Le code JERICO a été développé sur la base d'une modélisation bi-ponctuelle phase vapeur - phase liquide. Il prend en compte les éventuelles combustions d'hydrogène ou de monoxyde de carbone, ainsi que les fuites ou l'évent à travers un dispositif d'évent-filtration dont les centrales d'EdF pourront être équipées. On étudie actuellement la possibilité de validation du code sur des expériences importantes comme DEMONA (en RFA) ou LACE (aux Etats-Unis), possibilité qui dépendra en grande partie de l'instrumentation mise en place.

### 5.3 - Tenue ultime de l'enceinte de confinement (en collaboration avec EdF)

Dans un premier temps, les codes de calcul en tri dimensionnel existants ont été adaptés pour permettre de déterminer de façon réaliste la pression ultime provoquant la ruine en partie courante. Pour les enceintes simples en béton précontraint avec peau d'étanchéité des centrales de 900 Mwe, la rupture intervient au niveau du dôme pour une pression de 12 bars environ alors que l'enceinte est dimensionnée à 5 bars. Pour les enceintes doubles des tranches de 1300 Mwe, sans peau d'étanchéité, la fissuration traversante se produit à partir de 6,5 bars.

L'étude a également montré que les traversées électriques et mécaniques ne constituent nullement des points faibles par rapport aux parties courantes.

Le programme s'est poursuivi par une vérification expérimentale des hypothèses de fissuration sur des maquettes représentatives des zones les plus difficiles à calculer (essais à la presse sur dalles complexes) et par une vérification expérimentale sur maquette de la tenue des traversées les plus sollicitées.

Enfin le problème épineux de la relation entre le degré de dégradation et le taux de fuite a été abordé expérimentalement sur une maquette au 1/10 d'une partie de l'enceinte de la Centrale de Paluel. La caractérisation des fissures - nombre, dimension - au fur et à mesure d'une lente montée en pression a été réalisée. Il reste à établir la relation, par le calcul, entre les fissures et les fuites.

## 6 - ETUDES ET RECHERCHES SUR L'EMISSION, LE TRANSFERT ET LE REJET DE PRODUITS DE FISSION EN CAS D'ACCIDENT (terme source)

La communauté internationale porte un intérêt marqué, depuis quelques années, à la détermination réaliste du terme source des rejets radioactifs en cas d'accident. La France participe d'ailleurs à des programmes multinationaux de recherche dans ce domaine.

Dans le contexte national, la détermination d'un terme source réaliste et la connaissance des mécanismes de rétention des produits de fission sont d'une grande importance pour la crédibilité des outils de calcul et autres moyens en préparation pour la mise en oeuvre des plans d'urgence. Ceux-ci comprennent les plans d'urgence internes destinés à maîtriser le cours des accidents et les plans d'intervention particuliers destinés à assurer la sauvegarde des personnes et des biens à l'extérieur des sites nucléaires.

Par exemple, la procédure "U5" à l'étude en France, prévoit la possibilité d'éventer l'enceinte de confinement à travers un filtre rustique, au cas où l'augmentation de pression constituerait une menace pour l'intégrité de la structure, ou simplement conduirait à un taux de fuite inacceptable.

### 6.1 Rejets lors de l'accident de dimensionnement

L'expérience FLASH/APRP (LOCA) réalisée dans le réacteur SILOE a permis de vérifier que l'émission de l'iode et des gaz rares par un crayon combustible rompu lors d'un accident de dépressurisation du circuit primaire par grosse brèche est limitée à ce qui se trouve dans l'espace gaine combustible avant l'accident, c'est-à-dire en fait à très peu par rapport à l'hypothèse figurant dans la règle fondamentale de sûreté concernée. Cette expérience doit être reprise dans le cadre d'une collaboration avec le CEGB de Grande Bretagne, avec un crayon combustible préalablement irradié dans un réacteur d'EdF.

### 6.2 Accidents sévères

Les expériences FLASH/CSD, en pile, et HEVA, hors-pile portant sur des tronçons de crayons combustibles irradiés, programmées depuis 1982, ont pour but de déterminer le taux d'émission des nucléides importants dans les conditions

d'accidents sévères, en fonction de températures pouvant atteindre et dépasser 1850°C. Ces expériences ont été retardées jusqu'à ce jour afin de rechercher des possibilités d'identification de formes physico-chimiques des produits de fission et de déterminer l'aptitude de ces dernières à être piégées par des structures.

Il est probable que les premiers essais seront réalisés en 1985. Parallèlement, EDF et le CEA ont participé au programme MARVIKEN-ATT qui devrait apporter des informations sur le transport des produits de fission simulés dans le circuit primaire jusqu'à une brèche. L'interprétation des résultats de certains essais MARVIKEN a été réalisée avec le code AEROSOLS/B1. Celui-ci, développé au CEA, décrit le comportement des aérosols liquides ou solides dans une enceinte ou dans un circuit. Pour l'option enceinte, on envisage de réaliser la validation du code à l'aide de résultats issus des programmes DEMONA (RFA) et LACE (USA).

Certains modèles du code pourront être également qualifiés sur les expériences analytiques prévues dans des enceintes de taille modeste (3 m<sup>3</sup> et 6 m<sup>3</sup>). Ces expériences s'inscriront dans le cadre du programme PITEAS qui, pour l'essentiel, a été consacré jusqu'ici à la mesure de l'efficacité de filtration des aérosols par des filtres rustiques remplis de sable (voir plus haut la procédure d'intervention déjà citée).

Sur la filtration rustique, les mesures d'efficacité réalisées jusqu'ici en laboratoire ont permis de définir le type de sable à adopter. Elles se poursuivront en 1985 à une échelle plus significative avec test de divers cas de fonctionnement envisageables, dans une installation spécialement construite.

En plus des volets "filtration rustique" et "aérosols", le programme PITEAS prévoit l'étude du comportement des composés iodés. Limité jusqu'à ce jour à quelques travaux de laboratoire sur la radiolyse de l'iodure de césium, le partage de l'iode entre les phases gazeuse et liquide et la rétention par les surfaces, le programme PITEAS-IODE fait l'objet d'un réexamen qui pourrait conduire à augmenter dans ce domaine le niveau d'activité actuel.

.../...

## 7 - AUTRES ETUDES ET RECHERCHES

L'importance de la connaissance des caractéristiques et de la gestion des situations accidentelles ne doit pas occulter tous les autres axes de recherche. En particulier l'évaluation probabiliste du risque qui joue un rôle important en matière de sûreté, nécessite une certaine activité de recherche. Il en est de même pour deux facteurs importants de risque : le facteur humain et les séismes, à l'étude desquels le CEA consacre des moyens non négligeables.

7.1 - L'analyse probabiliste du risque est d'une utilité incontestable, mais pour que les résultats obtenus soient plus largement acceptés et applicables, diverses améliorations doivent lui être apportées. A cette fin le développement de nouvelles méthodologies a été entrepris sur les points suivants :

- introduction dans les arbres d'événement de la notion de succès ou d'échec des procédures accidentelles.
- prise en compte des divers états du réacteur, arrêt froid compris
- prise en compte des évolutions à long terme après un accident
- possibilités de réparation ou de remplacement de systèmes et distinction entre fusion et dégradation du coeur
- réactualisation des données utilisées grâce à l'expérience d'exploitation des réacteurs d'Electricité de France, notamment sur les erreurs humaines et les modes communs
- mise au point d'un système de calcul rapide des accroissements de risque
- réévaluation des rejets de produits de fission (voir 6)



7.2 - Le facteur humain est reconnu aujourd'hui comme élément capital de la sûreté de conception, de réalisation et surtout d'exploitation des installations nucléaires ; ceci a justifié la création, en 1983, d'un laboratoire spécialisé au sein du Département d'Analyse de Sûreté. Les études entreprises à ce jour ont pour but d'acquérir des données de base par analyse du comportement humain en fonctionnement normal (première étude réalisée sur le réacteur OSIRIS), par l'étude de la perception des risques, par le dépouillement de données sur la "réponse en cas d'accident" d'opérateurs EDF lors de stages de formation sur simulateur.

### 7.3 - Les séismes

Le CEA s'est préoccupé depuis longtemps de l'intégration du risque sismique dans la conception des Centrales. Il a mis au point une méthode d'analyse du risque sismique et de calcul du mouvement de référence sur chaque site, à partir des données de sismicité historique et d'une collection d'accélérogrammes de mouvements forts dans le monde.

Les activités de recherche actuelles comprennent, outre l'acquisition et le traitement de nouvelles données européennes - en collaboration avec l'Impérial Collège de Londres - des essais de validation des corrélations pour le calcul des spectres en fonction de la magnitude, de la distance focale et de l'intensité sur un site donné. Des résultats prometteurs ont été obtenus dans l'approche probabiliste, montrant la possibilité de l'appliquer aux séismes d'intensité élevée et de faible probabilité, dans certaines régions françaises.

L'étude "réaliste", avec détermination des incertitudes, de la réponse au séisme des composants d'une boucle primaire de REP de 1300 MWe d'EDF est en cours. Les outils de calcul ayant été mis au point, on étudiera en 1985 la sensibilité des résultats aux hypothèses sur la modélisation du sol et des structures, sur les jeux et sur les valeurs d'amortissement. Parallèlement l'étude des méthodes de prise en compte de l'interaction sol-fondation se poursuit.

## 8 - CONCLUSION

L'accident de Three Mile Island, en 1979, a mis en lumière les problèmes d'exploitation des centrales et de réponse - à tous les niveaux - en cas de situation accidentelle dégradée. Les programmes de recherche en sûreté des réacteurs, dans la plupart des pays concernés, ont été infléchis dans le sens de ces préoccupations. En France plus particulièrement, avec la mise en service d'un grand nombre de tranches REP dans la décennie 80, l'accent est porté sur l'étude de moyens d'intervention nouveaux destinés à pallier la dégénérescence potentielle d'incidents, avant tout dommage important ou irréversible du coeur ou de l'enceinte de confinement.

Electricité de France, et le Commissariat à l'Energie Atomique, se sont associés pour acquérir, dans plusieurs domaines, les connaissances et outils de calcul qualifiés, nécessaires pour mettre au point ces moyens ou pour apprécier leur validité. Parallèlement le C.E.A. poursuit en propre des travaux pour obtenir une vue plus réaliste des conséquences ultimes des accidents. Ces travaux qui doivent être situés dans le contexte de l'effort de recherche international font souvent l'objet d'échanges avec les organismes similaires d'autres pays, voire de concertation et de collaborations. De ce point de vue, on constate une amélioration constante des échanges qui devrait aboutir à une complémentarité dans les domaines nécessitant des moyens importants. En particulier, le C.E.A. a préféré ne pas dupliquer les grandes expériences de démonstration existant déjà dans le monde pour étudier la phase finale des accidents de fusion du coeur.

Au-delà de la poursuite et de l'achèvement des programmes en cours devant aboutir à la validation d'outils d'évaluation réalistes et à leur mise en oeuvre opérationnelle, il est difficile de prévoir l'évolution à long terme de la recherche en sûreté des réacteurs à eau. Hors événements justifiant de nouveaux axes de recherche comme l'apparition de concepts nouveaux ou l'occurrence d'incidents graves, on peut penser que les activités CEA seront orientées principalement encore quelques années vers une meilleure connaissance des conséquences d'accidents potentiels et une meilleure connaissance du facteur humain, en vue d'améliorations concrètes en termes de risque (prévention et réponse en cas d'accident).

DIFFUSION CEA

M. le Haut Commissaire

DSE

DDS

IPSN

IPSN : M. SCHMITT

IPSN : M. CANDES

DRSN : M. BUSSAC

DRSN : M. PELCE

DAS

LEFH

SASR

SASCEL

SAF

SAER

SGNR

SAREP

SASICC

SASLU

SASLU/VALRHO

SASLU/SPI

SEC

SESECT

SAED/FAR

Le Président du G.P.u. : M. Sébilleau

Le Président du G.P.d. : M. Guillaumont

DERS Cadarache

SES Cadarache

SERE Cadarache

SIES Cadarache

SESRU Cadarache

SRSC Valduc

SEAREL

IPSN/D.Pr/FaR

DPS/FaR

DPT/FaR

UDIN/VALRHO

DEDR Saclay

DRNR Cadarache

DRE Cadarache

DER Cadarache

DEMT Saclay

DMECN/DIR Cadarache

DMECN Saclay

DTCE Grenoble

DSMN/FaR

Service Documentation Saclay

DIFFUSION HORS CEA

Secrétariat Général du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire : M. AUGUSTIN

Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires : M. de TORQUAT (+ 3 ex.)

Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires - FAR

Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières : M. FRIGOLA

Conseil Général des Mines : M. MEO

FRAMATOME : M. le Directeur Général

NOVATOME : M. le Directeur Général

TECHNICATOME : M. le Directeur Général

TECHNICATOME : Service Documentation

EDF / L'inspecteur général de sûreté et de sécurité nucléaire : M. TANGUY

EDF / Etudes et Recherches

EDF / SEPTEN (2 ex.)

EDF / SPT

M. SCHNURER - Bundes Ministerium des Innern - BONN (RFA)

M. KREWER - Bundes Ministerium für Forschung und Technologie - BONN (RFA)

M. BIRKHOFFER - Technische Universität München - GARCHING (RFA)

M. KELLERMAN - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)

M. LEVEN - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)

M. HAUBER - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)

M. MINOGUE - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)

M. KINCHIN - U.K.A.E.A. - Safety and Reliability Directorate - RISLEY (G.B.)

M. HANNAFORD - Nuclear Installations Inspectorate - LIVERPOOL (G.B.)

M. ALONSO - Catedra de Tecnologia Nuclear - MADRID (ESPAGNE)

M. PERELLO - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)

M. C. BORREGO - Département de l'Environnement - Université d'AVEIRO (PORTUGAL)

M. CARLBOM - Department of Safety and Technical Services - NYKOPING (SUEDE)

M. NASCHI - Direttore Centrale della Sicurezza Nucleare e della Protezione Sanitaria

ROMA (ITALIE)

M. TANIGUCHI - MITI (JAPON)

M. ISHIZUKA - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Bureau (JAPON)

M. TAMURA - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Bureau (JAPON)

M. FUKETA - JAERI - Center of Safety Research (JAPON)

COPIE (SANS P.J.)

M. CHAVARDES (Attaché près de l'Ambassade de France aux Etats-Unis)

M. FELTEN (Attaché près de l'Ambassade de France au Japon)

M. WUSTNER (Attaché près de l'Ambassade de France en RFA)