

~~FR 8603364~~
FR 87 00667

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE

INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE



CEA-CONF--8660

CEA-DAS--263

R1

LE PROGRAMME FRANCAIS D'ETUDES ET RECHERCHES
EN SURETE DES REACTEURS A EAU SOUS PRESSION

J. DUCO*

IAEA Technical committee seminar on safety research
of thermal reactors

Vienna (Austria)

4-6 Jun 1986

Le programme français d'études et recherches en sûreté
des réacteurs à eau sous pression (REP)

Orientations

Lors du lancement du programme électronucléaire de réacteurs à eau et pendant de nombreuses années, les objectifs des études de sûreté ont été centrés sur la vérification des marges à la conception. 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 ensuite contribué à focaliser l'effort sur la mise au point et l'évaluation de moyens nouveaux destinés à mieux assurer la maîtrise des situations accidentelles, aussi dégradées soient-elles, compatibles avec les caractéristiques des centrales actuelles.

Les principaux thèmes d'études et de recherches concernant les réacteurs à eau et décrits ci-après sont les suivants :

- Accidents de refroidissement du coeur et prévention des accidents sévères ;
- Comportement du combustible en situation accidentelle ;
- Comportement des enceintes de confinement ;
- Transfert et rejets de produits de fission en cas d'accident ;
- Problèmes liés au vieillissement du matériel ;
- Méthodologie des études de risque et études du "facteur humain".

L'essentiel des études engagées dans ces différents domaines sont relatives au déroulement des accidents et procèdent, pour la plupart, d'une approche analytique des phénomènes.

1 - Accidents de refroidissement du coeur et prévention des accidents sévères

1.1 - Approche générale

Dès le début la R & D en matière de thermohydraulique double phase en transitoire dans le circuit primaire en cas d'accident a été orientée vers le développement d'outils de calcul fondés d'aussi près que possible sur la physique des phénomènes. Cette démarche avait pour motivation le souci d'une identification très complète des phénomènes dans tout le circuit primaire et à tout moment du déroulement de l'accident. Il s'agit en effet de bien maîtriser l'ensemble des paramètres intervenant tant sur le plan dimensionnement des dispositifs à construire que sur celui du diagnostic et des actions correctrices à prévoir en cas d'accident, afin d'éviter un dénoyage profond et prolongé du coeur qui entraînerait sa dégradation.

L'introduction de lois de similitude ne s'avérant pas possible pour ce type de phénomènes, la démarche adoptée consiste à qualifier les lois physiques (comprenant néanmoins inévitablement une part d'empirisme) sur des expériences analytiques concernant des effets séparés, puis de vérifier leur validité sur des expériences globales mais à échelle réduite regroupant la succession des phénomènes dans les différentes parties d'un circuit primaire de réacteur, pour être en mesure enfin d'étudier la phénoménologie des accidents dans un réacteur de façon aussi correcte que possible.

1.2 - Déroulement des travaux

En 1976, les partenaires français, CEA et EDF, ont été d'accord pour grouper leurs efforts sur un même programme d'actions placé sous l'égide de la Commission Mixte CEA-EDF sur les réacteurs à eau sous pression, à laquelle FRAMATOME s'est associé, dans le cadre d'actions financées à parts égales entre ces deux organismes.

a) Le code CATHARE

L'élaboration du code a été prévue en deux étapes :

- objectif CATHARE 1 (1983),
- objectif CATHARE 2, comportant certains modèles plus élaborés (1987).

Par ailleurs deux étapes ont également été identifiées dans la validation du code : la première fondée sur la qualification des lois physiques à partir des résultats des expériences de caractère analytique ; la deuxième est une étape de vérification sur les résultats d'expériences de caractère global où les différentes parties d'un circuit primaire de réacteur sont représentées.

La première version "vérifiée" au sens indiqué plus haut et donc vraiment opérationnelle, dite CATH 1 V2, est maintenant disponible. Ce code est progressivement introduit dans l'analyse de sûreté des réacteurs.

b) Programmes expérimentaux support

Un vaste programme d'expériences analytiques a été mené en France en complément des informations obtenues de l'étranger, et des moyens importants y ont été consacrés au Centre d'Etudes Nucléaires de GRENOBLE. Ce programme couvre tous les aspects de la phase de décompression du circuit primaire et de celle de renoyage du cœur en cas d'accident de perte du réfrigérant :

- Etude des débits critiques.

- Etude des transferts de chaleur dans le coeur
- Etude du refroidissement de secours du coeur
- Autres études de thermohydraulique :

L'étude du comportement des générateurs de vapeur en situation accidentelle fait l'objet du programme PATRICIA qui traite des transferts thermiques en régime diphasique dans un générateur de vapeur.

1.3 - Perspectives actuelles

La préoccupation soulevée par la sûreté des installations en fonctionnement a conduit à développer d'autres actions de R & D en thermohydraulique, notamment dans deux directions.

EDF, en collaboration étroite avec CEA/IPSN, a lancé l'étude du développement de simulateurs, baptisés SIPA, destinés à la formation et à l'entraînement du personnel de conduite sur les accidents. L'industriel THOMSON-CSF, constructeur de simulateurs, est également associé.

L'action en cours consiste à mettre au point à partir de CATHARE un logiciel, destiné à un système de calculateurs dédiés, capable de calculer en temps réel le déroulement de tout accident, hormis toutefois les accidents consécutifs à une grosse brèche sur le circuit primaire dont la très grande rapidité, contrôlée par des automatismes, ne permet pas des réactions de l'opérateur.

Une autre direction de R & D est celle des études sur une boucle système, baptisée BETHSY, capable de représenter dans le temps et en espace l'ensemble des types de phénomènes rencontrés au cours du déroulement d'un transitoire accidentel ou d'une petite brèche.

En s'appuyant sur l'expérience déjà acquise en France en thermohydraulique et notamment celle tirée des installations existantes, ont été définies pour BETHSY les caractéristiques suivantes :

- modèle d'un réacteur à trois boucles à l'échelle 1/100e en volume mais à l'échelle 1 en hauteur, comportant 420 crayons de pleine longueur chauffés électriquement
- pression 170 bar, température 400°C, puissance 3 MW (10 % de la puissance nominale pour cette configuration)
- trois pompes, trois générateurs de vapeur, le système d'injection de sécurité, etc...
- de façon générale, tous les éléments susceptibles de jouer un rôle à un moment de l'accident : les moyens nécessaires au diagnostic et au suivi de l'accident, les causes initiatrices et les dispositifs de sauvegarde pour parvenir à un état sûr, mais dont la défaillance éventuelle est également envisagée pour étudier des situations aggravées.

La réalisation de la boucle BETHSY a été lancée au début de 1983. Elle avait été précédée d'une préétude pour en évaluer la faisabilité générale et déterminer les caractéristiques principales. La réalisation effective de la boucle s'est terminée le 31 janvier 1986, pratiquement dans les délais, pour le coût exactement prévu, tout en respectant bien entendu les objectifs.

Les grandes lignes du programme expérimental prévu à l'origine ont été précisées pendant que se réalisait la boucle.

Un premier domaine d'étude concerne la reconnaissance des états de refroidissement dans le circuit primaire dont la maîtrise doit conduire à l'élaboration d'un système de procédures de conduite des centrales, adaptées à cette approche : il repose sur le suivi et l'interprétation des valeurs des principaux paramètres physiques de la chaudière nucléaire comme : la masse d'eau contenue dans le circuit primaire, sa

pression, les températures, les paramètres physiques au secondaire des générateurs de vapeur, la quantité de gaz incondensables susceptibles d'apparaître au cours de l'accident,...

Un autre domaine d'étude concerne la simulation de séquences accidentelles caractéristiques : brèches de diverses tailles en différentes localisations du circuit primaire, défaut de la source froide par perte de l'eau alimentaire aux générateurs de vapeur,...

C'est ainsi qu'a été répertoriée une cinquantaine d'essais, certains d'entre eux étant qualifiés d'essais "cibles", par rapport à d'autres destinés à une étude paramétrique autour de la "cible". Pour la définition précise, le déroulement et l'interprétation de chaque essai, une démarche rigoureuse a été définie.

Compte tenu des contraintes liées à l'installation et aux méthodes de travail adoptées, la fréquence prévue des essais est de 8 à 10 par an.

Actuellement ont lieu des essais de réception et d'autres préliminaires à une connaissance précise de la boucle. Ils doivent normalement se dérouler pendant six mois. Le programme expérimental proprement dit commencera donc en septembre prochain.

Le programme BETHSY a toute raison d'occuper une place importante dans le contexte international.

Il existe toutefois une autre boucle, d'importance comparable, dénommée ROSA IV, construite au JAPON et dont le programme expérimental a débuté il y a quelques mois. Le JAPON et la FRANCE ont signé un accord prévoyant des échanges importants concernant non seulement les résultats obtenus sur les deux boucles, mais aussi l'utilisation du code CATHARE par les Japonais, dans l'interprétation de leurs essais ROSA IV.

D'autres négociations sont en cours en vue d'échanges avec un certain nombre d'autres pays étrangers, ainsi qu'avec la Commission des Communautés Européennes.

2 - Comportement du combustible en situation accidentelle

Le comportement du combustible pendant le découverture momentané du coeur en cas de perte de réfrigérant primaire par une grosse brèche est une préoccupation importante de ce type d'accidents. Dans ce but, ont été menés en France d'une part un programme expérimental hors pile à caractère analytique (EDGAR) axé sur l'étude du comportement des gaines en zircaloy, d'autre part un programme d'expériences plus "globales" effectuées sur des assemblages de crayons combustibles réels, quoique de hauteur réduite dans le réacteur expérimental PHEBUS.

2.1 Comportement des gaines en zircaloy pendant un accident de dépressurisation

Le comportement mécanique des gaines et leurs déformations ont un impact notable sur le refroidissement du coeur lors d'un accident de perte du réfrigérant. Le gonflement de la gaine soumise à une forte pression interne peut atteindre le domaine des déformations plastiques et éventuellement la rupture, provoquant un rétrécissement de la section de passage du fluide et une oxydation de la gaine sur ses deux faces. Les déformations de la gaine affectent à la fois le transfert de chaleur entre pastille et gaine et le refroidissement du crayon par le fluide primaire.

Les essais ont été effectués avec des gaines neuves ou préirradiées, des pressions différentielles de 10 à 125 bars et des cinétiques de montée en température variables entre 0,2 et 100°C/s. Des essais de fluage ont également été effectués à température et pression constantes (température 600 à 1 025°C et pression 10 à 120 bar). Tous les résultats obtenus ont donné lieu à la formulation de lois semi-empiriques de déformation des gaines et à la définition de critères de rupture.

2.2 - Programmes PHEBUS

La première étape du programme a consisté à étudier expérimentalement, dans un réacteur d'essai, le comportement mécanique et thermique d'un ensemble de 25 crayons combustibles soumis aux variations extrêmes de température et de pression intervenant dans l'accident de perte de réfrigérant : à partir d'une valeur nominale de 300°C, la température de gaine croît pour atteindre un premier maximum vers 900°C, décroît ensuite à 750°C, puis évolue vers un maximum aux environs de 1 200°C aux limites des critères de sûreté. La dépressurisation du circuit primaire dure environ 20 s.

Les cinq essais réalisés dans PHEBUS en 1983-1984, en suivant les scénarios accidentels plausibles encadrant les conditions accidentelles les plus sévères considérées dans le rapport standard de sûreté, sont en fin d'interprétation. Ils permettent de faire progresser la compréhension et la modélisation réaliste du comportement du combustible en cas de perte brutale de réfrigérant avec refroidissement de secours.

L'étude de la dégradation du combustible d'un coeur de réacteur dans des conditions plus sévères, au-delà des critères de dimensionnement et en l'absence de refroidissement de secours, est en fin de préparation et sera réalisée dans le réacteur PHEBUS.

Les objectifs de ce programme en pile PHEBUS "CSD" (1) ont été définis comme suit :

a) Procurer une meilleure compréhension des phénomènes physiques gouvernant la dégradation sévère d'un coeur de REP Lors de scénarios typiques, correspondant à un risque élevé pour le public ;

b) Fournir des données expérimentales sur un certain nombre de cas repères, tant sur le plan de la phénoménologie que sur celui de la représentativité par rapport au REP, afin de permettre la vérification finale du code CSD ICARE sur des essais intégraux conçus comme des épreuves pour ce code ;

(1) Combustible Sévèrement Dégradé

c) Développer la compétence d'équipes techniques de l'IPSN dans le domaine des accidents sévères.

Le programme PHEBUS "CSD" comprend deux parties :

- la phase III (jusqu'à 1 850°C) destinée d'une part à vérifier le bon fonctionnement en sûreté de l'installation dans sa nouvelle configuration, d'autre part de permettre la récupération de données expérimentales sur grappe peu dégradée pour la vérification d'ICARE, dans un domaine de températures où la quasi-totalité de l'instrumentation est encore en état de fonctionner ;
- la phase IV, poussée jusqu'à 2 500°C.

Deux essais phase III, encadrants sur le plan phénoménologique, mais dont le scénario dérive de la considération de séquences accidentelles sévères sur un REP, sont programmés fin 86/début 87 : une oxydation dominante de l'assemblage est recherchée dans le premier essai, tandis que le second vise à obtenir une formation importante de combustible liquide. Ces deux scénarios phase III seront repris et prolongés jusqu'à 2 500°C (phase IV) un an plus tard environ.

D'autres essais sont à l'étude, mettant en oeuvre des phénoménologies mieux partagées entre l'oxydation et la formation de combustible liquide, et incluant en outre dans le dispositif expérimental des simulations d'éléments de contrôle et de structure.

Les essais phases III et IV seront réalisés avec du combustible neuf. Une phase ultérieure du programme PHEBUS, utilisant du combustible fortement irradié et simulant le chemin de fuite des produits de fission jusqu'à l'environnement dans l'hypothèse d'accidents sévères, est actuellement en cours d'étude.

3 - Comportement des enceintes de confinement

L'enceinte de confinement joue un rôle essentiel pour la limitation des conséquences d'un 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. L'effort a ensuite été orienté vers l'étude du domaine des accidents "hors dimensionnement" : évolution de pression et de température lors d'accidents sévères hypothétiques, risque d'explosion d'hydrogène, conditions ultimes de perte de confinement.

Dans le domaine couvert par l'accident de dimensionnement, les études sur la thermohydraulique dans l'enceinte sont en voie d'achèvement.

L'étude de la phénoménologie des accidents sévères a conduit à développer le code JERICO qui prend en compte tous les aspects thermodynamiques en jeu dans l'enceinte.

Des activités notables continuent à être développées en matière de génie parasismique dans l'optique d'une estimation réaliste des conséquences de séismes (évaluation des marges de conservatisme actuelles).

4 - Transfert et rejets de produits de fission en cas d'accident (terme source)

L'attention des experts mondiaux s'est portée, depuis quelques années, sur la détermination réaliste du terme source des rejets radioactifs en cas d'accident sévère, c'est-à-dire de la fraction des produits de fission susceptibles d'intervenir effectivement dans ces rejets. La France participe d'ailleurs à des programmes multinationaux de recherche dans ce domaine. 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 préparation des plans d'urgence en cas d'accident.

Pour les accidents sévères, impliquant un échauffement des crayons à plus de 1 800°C, les expériences hors pile HEVA ont pour but de déterminer le taux d'émission des nucléides, d'identifier la forme physico-chimique des produits de fission et déterminer l'aptitude de ces derniers à être piégés par des structures. Le programme international MARVIKEN (Suède) auquel CEA et EDF participent, devrait apporter des informations sur le transport de ces produits de fission dans le circuit primaire jusqu'à une brèche.

Par ailleurs, de nombreuses actions sont en cours pour valider le code AEROSOLS B1 qui décrit le comportement des aérosols dans une enceinte ou dans un circuit ; à noter la participation de la France au programme multinational LACE.

Dans ce domaine il convient de mentionner enfin la mise au point en France d'un système de filtration destiné à limiter les rejets d'aérosols hors de l'enceinte dans le cadre de la mise en oeuvre de la procédure ultime U₅ : la filtration est effectuée à travers du sable dont les caractéristiques ont été étudiées dans le cadre du programme PITEAS.

5 - Problèmes liés au vieillissement du matériel

Les problèmes liés au vieillissement des installations font l'objet, depuis plusieurs années, d'une attention particulière et d'études importantes à l'étranger. En France, on se préoccupe de vérifier la représentativité des essais de qualification des matériaux et des matériels mécaniques et électriques, compte tenu de ce vieillissement et des conditions accidentelles dans lesquelles ils pourraient être appelés à fonctionner, et d'améliorer des méthodes de contrôle non destructif permettant d'assurer le suivi du comportement des matériels et structures en réacteur.

Il est fort probable que l'exploitation des centrales révélera dans l'avenir de nouveaux problèmes dus au vieillissement des installations et que des recherches seront nécessaires pour trouver les solutions aux problèmes qui seront posés.

6 - Etudes de risque

6.1 - Méthodologie des études de risque

Des études systématiques d'évaluation du risque sont menées en vue de s'assurer de la cohérence d'ensemble, en terme de sûreté, des différentes options retenues pour la conception et le fonctionnement des installations.

A cette fin des recherches méthodologiques ont été entreprises intégrant notamment les points suivants :

- introduction dans les arbres d'évènements de la notion de succès ou d'échec des actions à mener en cas d'accident ;
- prise en compte des divers états du réacteur, arrêt froid compris, et des évolutions à long terme après un accident ;
- possibilité 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, notamment sur les erreurs humaines et les modes communs et réévaluation des rejets de produits de fission.

6.2 - Le facteur humain

Le facteur humain est reconnu aujourd'hui comme élément capital de la sûreté de conception, de réalisation et surtout d'exploitation des installations nucléaires.

Les recherches en cours portent sur la réalisation de "monographies" du fonctionnement normal d'installations dans l'optique de la formation des opérateurs, sur l'analyse de la perception du risque chez les travailleurs et sur l'étude, sur simulateur, du comportement des opérateurs face à un accident.

Des améliorations ont été apportées aux salles de commande des différents types de REP construits en France, et ce dès la conception pour les tranches de 1 300 MWe.

CONCLUSION

Les recherches effectuées en France en sûreté des réacteurs à eau ont actuellement comme motivation principale l'acquisition des moyens et connaissances permettant de maîtriser les situations accidentelles, y compris les situations qu'on peut appeler sévères ou dégradées au-delà des accidents de dimensionnement. Elles constituent le support d'une approche cohérente qui vise à rendre tolérable, grâce à des dispositions relativement simples et raisonnables, le risque lié à ce type d'accident. Elles s'insèrent dans l'ensemble des efforts réalisés dans le monde, et ne peuvent être considérées séparément de cet ensemble. Le C.E.A. a toujours accordé une grande importance aux échanges qui enrichissent et favorisent la formation d'un consensus. Aussi a-t-il conclu des accords avec plusieurs organismes étrangers, notamment avec le BMFT et KfK de la RFA, avec l'USNRC, avec la STA et le JAERI du JAPON.

L'accord avec l'UKAEA dans le domaine des agressions externes pourrait être prochainement prolongé et étendu. Des séminaires techniques périodiques sont tenus avec l'Union Soviétique, dans un cadre plus vaste mais englobant les recherches en sûreté des réacteurs à eau. Outre la participation aux projets multinationaux Marviken V et LACE, on peut aussi rappeler les relations établies par EdF avec ses homologues étrangers, par exemple sa contribution au programme de l'EPRI des USA sur le risque hydrogène, ses contacts techniques avec le CEGB de Grande Bretagne, etc...

La France participe aussi aux activités d'organisations internationales comme les Communautés Européennes et l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE qui constituent des lieux de dialogue en matière de recherches en sûreté des réacteurs. L'A.I.E.A. a également un rôle à jouer dans l'élargissement des échanges internationaux en mettant à profit, bien entendu, les travaux de synthèse et d'animation déjà réalisés par les organismes cités, afin d'éviter toute duplication.

DESTINATAIRES

DIFFUSION CEA

M. le Haut Commissaire
 DSE
 DDS
 IPSN
 IPSN : M. SCHMITT
 IPSN : M. CANDES
 DRSN : M. BUSSAC
 DRSN : M. PELCE
 DAS
 SRDE
 BDSN
 LEFH
 BAIN
 GCSR
 SASR
 SACP
 SAEP
 SGNR
 SAREP
 SASICC
 SASLU
 SASLU/VALRHO
 SEC
 SAET
 SAED/FAR
 Monsieur le Président du G.P.u.
 Monsieur le Président du G.P.d. : M. GUILLAUMONT

STAS
 SASC
 SAM
 SPI
 BEP
 DERS Cadarache
 SES Cadarache
 SERE Cadarache
 SIES Cadarache
 SESRU Cadarache
 SRSC Valduc
 SEAREL
 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 :
 Mme COTTON (3 ex.)

DIFFUSION HORS CEA

Secrétariat Général du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire : M. LAJUS
 Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires : M. LAVERIE (+ 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 (CHATOU - CLAMART)
 EDF / SEPTEN (2 ex.)
 EDF / SPT
 M. BREEST - Bundes Ministerium UMWELT und NATURSCHUTZ
 und REAKTORSICHERHEIT - BONN (RFA)
 M. KREWER - Bundes Ministerium für Forschung und Technologie - BONN (RFA)
 M. BIRKHOFER - Technische Universität München - GARCHING (RFA)
 M. HOHLEFELDER - 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. GITTUS - U.K.A.E.A. - Safety and Reliability Directorate - RISLEY (G.B.)
 M. HANNAFORD - Nuclear Installations Inspectorate - LIVERPOOL (G.B.)
 M. GONZALES - Consejo de Seguridad 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. INABA - 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)