

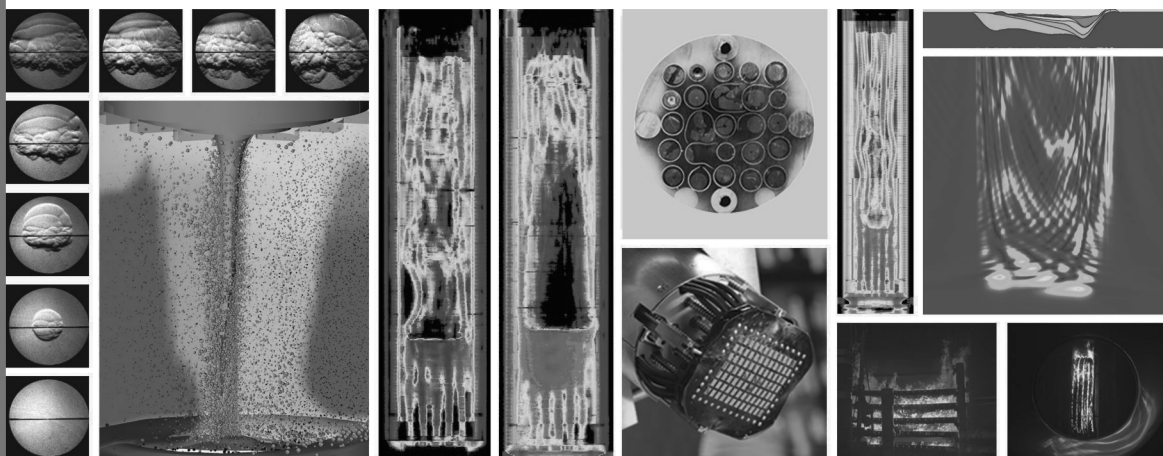
# IRSN

INSTITUT  
DE RADIOPROTECTION  
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

*Faire avancer la sûreté nucléaire*

Jean Couturier  
Michel Schwarz

## État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression



edp sciences



Collection sciences et techniques

# **État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression**

Jean Couturier, Michel Schwarz

**Illustrations de couverture :** photographies illustrant les recherches et développements dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression à l'IRSN. De gauche à droite : le risque hydrogène dans les réacteurs nucléaires © IRSN Institut Icare, visualisation d'une simulation 3D par le logiciel MC3D de la dispersion du corium dans l'eau contenu dans le puits de cuve en cas de percement central du fond de la cuve © IRSN, états de dégradation des assemblages combustibles issus des essais du programme Phébus-PF © IRSN, un prototype du traducteur « conformable » - brevet IRSN/CEA © IRSN/CEA (en bas), Phébus-LOCA - vue en coupe (post-mortem) d'une grappe de combustible d'essai après un transitoire de température typique de l'APRP © IRSN (en haut), une expérience de feu de chemins de câbles superposés © Florent-Frédéric Vigroux/IRSN (en bas), en haut, modèle 2D représentant le bassin de Nice ; en-dessous, amplification des ondes sismiques calculée par simulation numérique de la propagation des ondes sismiques dans ce modèle © Fabien Peyrusse/INRIA, essai de feu de câbles électriques © Florent-Frédéric Vigroux/IRSN (en bas).

Imprimé en France  
ISBN: 978-2-7598-2073-3

DOI: 10.1051/978-2-7598-2073-3

Tous droits de traduction, d'adaptation et de reproduction par tous procédés, réservés pour tous pays. La loi du 11 mars 1957 n'autorisant, aux termes des alinéas 2 et 3 de l'article 41, d'une part, que les « copies ou reproductions strictement réservées à l'usage privé du copiste et non destinées à une utilisation collective », et d'autre part, que les analyses et les courtes citations dans un but d'exemple et d'illustration, « toute représentation intégrale, ou partielle, faite sans le consentement de l'auteur ou de ses ayants droit ou ayants cause est illicite » (alinéa 1<sup>er</sup> de l'article 40). Cette représentation ou reproduction, par quelque procédé que ce soit, constituerait donc une contrefaçon sanctionnée par les articles 425 et suivants du code pénal.

© IRSN 2017

# Préface

---

Le présent ouvrage a pour but d'exposer, de façon relativement synthétique, une grande partie des travaux de recherche et développement menés depuis une quarantaine d'années dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression, tout particulièrement par l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) puis l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), seul ou en collaboration. Ces travaux – et les enseignements qui en sont tirés – sont mis en regard des questions de sûreté soulevées dans le cadre des expertises menées à l'égard des réacteurs du parc électronucléaire français, ou à la suite d'incidents et d'accidents survenus, comme ceux du réacteur n° 2 de la centrale de Three Mile Island en 1979, du réacteur n° 4 de la centrale de Tchernobyl en 1986 et plus récemment ceux de la centrale de Fukushima Daiichi en 2011.

En effet, la sûreté des installations nucléaires s'inscrit dans un processus continu d'amélioration, tirant profit :

- du retour d'expérience (national et international),
- des connaissances acquises par les travaux de recherche et de développement, expertise et recherche se nourrissant mutuellement.

En France, les réexamens décennaux de sûreté des réacteurs du parc électronucléaire exploité par Électricité de France, mis en œuvre dès les années 1980, constituent l'une des occasions de décliner de façon opérationnelle les enseignements tirés du retour d'expérience et de ces travaux de recherche et développement.

Les thématiques de recherche et développement dans lesquelles l'Institut s'est tout particulièrement impliqué – et s'implique toujours pour la plupart d'entre elles – dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression s'inscrivent dans la démarche générale de prévention et de limitation des conséquences d'événements postulés. Il s'agit d'événements internes tels que la « perte » de réfrigérant primaire ou l'accroissement accidentel de la réactivité dans un cœur jusqu'à la fusion de celui-ci, ainsi que



d'événements de type « agression », tels que, notamment, les séismes, les inondations externes, les incendies internes ou externes. Concernant la thématique des accidents de fusion du cœur, les connaissances acquises par les travaux de recherche sont capitalisées par l'IRSN dans le logiciel de simulation ASTEC, outil de référence reconnu au plan international.

Les auteurs ont aussi souhaité présenter un panorama des études et recherches menées dans le domaine des facteurs organisationnels et humains, thématique qui a préoccupé la communauté internationale après l'accident de Three Mile Island, puis de celui de Tchernobyl. Les questions de sûreté soulevées par le recours croissant à la sous-traitance de la part des exploitants constituent aujourd'hui des sujets importants d'études et de recherches. En outre, depuis l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi et des constats qui en ont été tirés – notamment ceux de la commission d'enquête indépendante commanditée par la Diète japonaise, qui évoque un certain nombre de facteurs de nature sociétale qui ont contribué à l'accident – les études et recherches se déploient vers des aspects relevant des sciences humaines et sociales.

Pour chacune des thématiques de recherche et développement abordées, les incertitudes qui demeurent et les nouvelles connaissances à acquérir sont mises en lumière. Sont également abordés des sujets de recherche sur des problématiques nouvelles principalement en lien avec les réflexions et les études de nouveaux réacteurs (sûreté passive, possibilité d'un maintien du corium en cuve en cas d'accident de fusion du cœur, etc.).

Les recherches et développements exposés dans le présent ouvrage illustrent l'ouverture de l'Institut à la communauté internationale et les très nombreux liens qu'il a tissés au fil du temps avec celle-ci. Que ce soit directement avec des organismes similaires (l'U.S.NRC par exemple ou la GRS en Allemagne), des opérateurs de recherche (tout particulièrement le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) et des universités, ou par son implication dans des instances de partage de connaissances (comme l'Agence pour l'énergie nucléaire [AEN] de l'OCDE) ou de nombreux projets financés, en France par l'Agence nationale de la recherche (ANR) et au niveau européen, par la Commission européenne au travers de ses Programmes cadres pour la recherche et le développement (PCRD) pluriannuels. En outre, l'IRSN s'implique fortement au niveau européen dans la définition de stratégies de recherche, dans le cadre de la « plateforme technologique » européenne SNETP et, depuis 2012, de l'association NUGENIA.

Je tiens tout particulièrement à remercier les deux contributeurs principaux, Jean Couturier et Michel Schwarz, pour ce travail considérable de synthèse – de plus de trois années –, plus globalement tous ceux, dont des membres de la filière d'experts de l'Institut, qui y ont apporté leur précieux concours.

Jean-Christophe NIEL  
Directeur général de l'IRSN

## Les auteurs

---

Jean COUTURIER est attaché à la Direction générale de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, en soutien au déploiement d'un programme de management des connaissances. Il est également expert senior (doctrines de sûreté, analyses de risque). Il a commencé sa carrière dans la conception des réacteurs à neutrons rapides. À partir de 1982, ses activités se sont centrées sur la sûreté nucléaire, non seulement pour ce type de réacteurs (PHENIX, SUPERPHENIX), mais aussi pour les réacteurs de recherche, les réacteurs à eau sous pression, etc. Il est membre du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires et du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires.

Michel SCHWARZ est retraité de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire depuis 2012. Il a fait sa carrière dans la recherche en sûreté nucléaire. Il a notamment dirigé le programme international de recherche Phébus-PF sur les accidents de fusion du cœur des réacteurs à eau légère. Il a été directeur de la prévention des accidents majeurs puis directeur scientifique de l'Institut. Il est membre du Comité scientifique de l'Autorité de sûreté nucléaire.



# Liste des sigles

---

## Glossaire des institutions

AEC : Atomic Energy Commission (ancêtre de l'U.S.NRC)

AECL : Atomic Energy of Canada Limited (Énergie atomique du Canada (Ltd), institut de recherche en sciences et techniques du nucléaire)

AEN : Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE (NEA : Nuclear Energy Agency, OECD)

AFPS : Association française du génie parasismique

AIEA : Agence internationale de l'énergie atomique, Vienne, Autriche (IAEA : International Atomic Energy Agency)

ANDRA : Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, France

ANL : Argonne National Laboratory (Laboratoire national d'Argonne aux États-Unis)

ANR : Agence nationale pour la recherche, France

AREVA : exploitant nucléaire français

ARMINES-SPIN : Institut Carnot M.I.N.E.S - Centre des Sciences des processus industriels et naturels de l'École des Mines de Saint-Étienne, France

ASME : American Society of Mechanical Engineers (désigne couramment les règles de conception et de construction établies par cette société américaine et utilisées par des concepteurs américains [Westinghouse, etc.] )

ASN : Autorité de sûreté nucléaire, France

Bel V : organisme belge menant notamment les contrôles dans les centrales et autres installations nucléaires et radiologiques

BETCGB : Bureau d'études techniques et de contrôle des grands barrages, France

BRGM : Bureau de recherche géologique et minière, France

C3R : Laboratoire de cinétique chimique, combustion et réactivité (laboratoire « sans mur » de recherche commun à l'IRSN, au CNRS et à l'Université de Lille 1 Sciences et Technologies, France)

CEA : Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives, France

CEBTP : Groupe, expert dans l'ingénierie des sols, des matériaux et des ouvrages et des bâtiments, France

CEGB : Central Electric Generating Board, Royaume-Uni

CEMAGREF : Centre national du machinisme agricole, du génie rural, des eaux et des forêts, France

CERIB : Centre d'études et de recherches de l'industrie du béton, France

CETMEF : Centre d'études techniques maritimes et fluviales, France

CNL : Canadian Nuclear Laboratories (Laboratoires nucléaires canadiens)

CNPP : Centre national de prévention et de protection, France

CNR : Compagnie nationale du Rhône, France

CNRS : Centre national de la recherche scientifique, France

CNSC : Canadian Nuclear Safety Commission (Commission canadienne de sûreté nucléaire)

CORIA : Complexe de recherche interprofessionnel en aérothermochimie, France

CRL : Chalk River Laboratories (Laboratoires de Chalk River au Canada)

CSIN : Comité sur la sûreté des installations nucléaires de l'OCDE (CSNI : Committee on the Safety of Nuclear Installations, OECD)

CSN : Consejo de seguridad nuclear (Conseil de sécurité nucléaire, Espagne)

CSO : Centre de sociologie des organisations, unité mixte de recherche de Sciences Po et du CNRS, France

CSTB : Centre scientifique et technique du bâtiment, France

CTICM : Centre technique industriel de la construction métallique, France

DCNS : Entreprise de haute technologie des systèmes navals de défense, France

DGA : Direction générale de l'armement (ministère de la Défense), France

DGPR : Direction générale de la prévention des risques, administration française rattachée au ministère de l'Écologie, du Développement durable et de l'Énergie

DMT : Département de mécanique et thermique du centre d'études du CEA de Saclay, France

EDF : Électricité de France, France

ENEL : opérateur d'électricité, Italie

ENS Cachan : École nationale supérieure de Cachan, France

ENSI : Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (Swiss Federal Nuclear Safety, organisme de sûreté suisse)

ENSREG : European Nuclear Safety Regulators Group (groupe consultatif d'experts indépendants, de la Commission européenne)

EPRI : Electric Power Research Institute (Institut de recherche pour la production électrique aux États-Unis)

ETIC : Laboratoire d'étude des incendies en milieux confinés, IRSN, France

Euratom : Communauté européenne de l'énergie atomique  
Framatome : société de fabrication de chaudières nucléaires, France  
FzK : Forschungszentrum Karlsruhe (Institut de technologie de Karlsruhe, Allemagne)  
GDF : Gaz de France  
GeM : Institut de recherche en génie civil et mécanique, unité mixte CNRS/École centrale de Nantes/Université de Nantes, France  
GFH : Groupe facteurs humains, EDF, France  
GRDF : Gaz, réseau, distribution, France  
GRS : Gesellschaft für Anlagen - und Reaktorsicherheit (société pour la sûreté des installations et des réacteurs nucléaires, Allemagne)  
HAMMLAB : Halden Man-Machine Laboratory (laboratoire de recherches norvégien sur les processus de contrôle et les interactions homme-machine)  
HSE : Health and Safety Executive (autorité de sûreté de Grande-Bretagne)  
IBRAE : Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (Institut de sûreté nucléaire de l'Académie des sciences, Russie)  
ICARE : Institut de combustion aérothermique réactivité et environnement, CNRS, Orléans, France  
IFE : Institutt for energiteknikk (Institut de technologie de l'énergie, Norvège)  
Ifremer : Institut français de recherche pour l'exploitation de la mer  
IFSTTAR : Institut français des sciences et technologies des transports, de l'aménagement et des réseaux  
INERIS : Institut national de l'environnement industriel et des risques, France  
INL : Idaho National Laboratory (Laboratoire national de l'Idaho, États-Unis)  
INQUA : International Union for Quaternary Research (organisation chargée de promouvoir les collaborations scientifiques dans le monde dans différents domaines dont dans les sciences de la terre)  
Inria : Institut national de recherche dédié au numérique, France  
INSA : Institut national des sciences appliquées, France  
IPSN : Institut de protection et de sûreté nucléaire, France  
IREX : Institut pour la recherche appliquée et l'expérimentation en génie civil, France  
IRSN (ex - IPSN) : Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, France  
ISTC : International Science and Technology Centre (Centre international de sciences et de technologie dépendant de la Commission européenne)  
IUSTI : Institut universitaire des systèmes thermiques industriels (unité de recherche mixte CNRS/Universités de Provence et de la Méditerranée, France)  
JAEA : Japan Atomic Energy Agency (Agence de l'énergie atomique, Japon)  
JAERI (ex-JAEA) : Japan Atomic Energy Research Institute (Agence de recherche de l'énergie atomique, Japon)  
KAERI : Korea Atomic Energy Research Institute (Institut de recherche coréen sur l'énergie atomique, Corée du Sud)  
KEPCO : Kansai Electric Power Company (compagnie de production d'électricité, Japon)

Kfj : Forschungszentrum Jülich (Centre de recherches de Jülich, Allemagne)

KfK : Kernforschungszentrum Karlsruhe (Institut de technologie de Karlsruhe, Allemagne)

KIT (ex-FzK, ex-KfK) : Karlsruhe Institut für Technology (Institut de technologie de Karlsruhe, Allemagne)

KWU : Kraftwerk Union (société de construction de centrales nucléaires, Allemagne)

Labra : Laboratoire des rayonnements appliqués, CEA, France

LaMCoS : Laboratoire de mécanique des contacts et des structures, unité mixte de recherche de l'INSA de Lyon et du CNRS, France

LCPC : Laboratoire central des ponts et chaussées, France

LEFH : Laboratoire d'étude des facteurs humains, IPSN, France

LEMTA : Laboratoire d'énergétique et de mécanique théorique et appliquée (unité mixte de recherche de l'Université de Lorraine et du CNRS, France)

LEPMI : Laboratoire d'électrochimie et de physico-chimie des matériaux et des interfaces de Grenoble, France

LMA : Laboratoire de mécanique et d'acoustique, France

LMDC : Laboratoire matériaux et durabilité des constructions, France

LNE : Laboratoire national de métrologie et d'essais, France

LSHS : Laboratoire des sciences humaines et sociales, IRSN, France

LVEEM : Laboratoire Vellave sur l'élaboration et l'étude des matériaux, France

MAI : Materials Ageing Institute (Institut de recherche et de développement international créé par EDF, dédié à l'étude du vieillissement des matériaux employés dans les centrales de production d'électricité, France)

MIST : Laboratoire de micromécanique et intégrité des structures, laboratoire « sans mur » commun au CNRS et à l'IRSN, France

NEI : Nuclear Energy Institute (Institut de l'énergie nucléaire, États-Unis)

NIIAR : Scientific Research Institute of Atomic Reactors (Institut de recherche scientifique sur les réacteurs nucléaires, Russie)

NIST : National Institute of Standard and Technology (Institut national de standards et de technologie, États-Unis)

NITI : Aleksandrov Scientific Research Technological Institute (Institut Alexandrov de recherche scientifique technologique de Saint-Pétersbourg, Fédération de Russie)

NRA : Nuclear Regulation Authority (autorité de sûreté nucléaire, Japon)

NUGENIA : NUClear GENeration II & III Association (association internationale dédiée à la sûreté des réacteurs de générations II et III)

NUPEC : Nuclear Power Engineering Center (Centre d'ingénierie de l'énergie nucléaire, Japon)

OCDE : Organisation de coopération et de développement économique (OECD : Organisation for Economic Co-operation and Development)

ONG : organisation non gouvernementale

ORNL : Oak Ridge National Laboratory (Laboratoire national d'Oak Ridge aux États-Unis)

PNNL : Pacific Northwest National Laboratory (Laboratoire national du Nord-Ouest Pacifique, États-Unis)

PROMES : Procédés, matériaux et énergie solaire de Perpignan, France

PSI : Paul Scherrer Institute (Institut Paul Scherrer, Suisse)

RESIF : Réseau sismologique & géodésique français

ROSATOM : Agence fédérale de l'énergie atomique russe

SHOM : Service hydrographique et océanographique de la marine, France

SNCF : Société nationale des chemins de fer, France

SNL : Sandia National Laboratory (Laboratoire national de Sandia, États-Unis)

STUK : Radiation and Nuclear Safety Authority (autorité de sûreté nucléaire, Finlande)

U.S.NRC : United States Nuclear Regulatory Commission (Commission de réglementation nucléaire, États-Unis)

VTT : Technical Research Centre (Centre de recherche technique, Finlande)

WGAMA : Working Group on Analysis and Management of Accidents (groupe de travail sur l'analyse et la gestion des accidents – OCDE/AEN/CSIN)

WGELE : Working Group on Electrical Power Systems (groupe de travail sur les systèmes électriques de puissance – OCDE/AEN/CSIN)

WGEV : Working Group on External Events (groupe de travail sur les événements (agressions) externes – OCDE/AEN/CSIN)

WGFCs : Working Group on Fuel Cycle Safety (groupe de travail sur la sûreté du cycle du combustible – OCDE/AEN/CSIN)

WGFS : Working Group on Fuel Safety (groupe de travail sur la sûreté du combustible – OCDE/AEN/CSIN)

WGHO : Working Group on Human and Organisational Factors (groupe de travail sur les facteurs humains et organisationnels – OCDE/AEN/CSIN)

WGIAGE : Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (groupe de travail sur l'intégrité et le vieillissement des composants et des structures – OCDE/AEN/CSIN)

WGRISK : Working Group on Risk Assessment (groupe de travail sur l'évaluation des risques – OCDE/AEN/CSIN)

### **Glossaire technique**

ABI : nom donné à un programme d'essais consacré aux recherches sur le percement de la cuve et l'érosion du radier par le corium fondu en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur

ACHILLES : nom donné à un programme expérimental consacré à l'étude du comportement des crayons de combustible

ACRR : Annular Core Research Reactor (réacteur expérimental de SNL dédié à l'étude de l'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve)

AGORAS : Amélioration de la gouvernance des organisations et des réseaux d'acteurs pour la sûreté nucléaire (projet de recherche)

AIC : argent-indium-cadmium



ALPHA : nom donné à une installation expérimentale du JAERI dédiée à l'étude de l'explosion de vapeur dans un réacteur

ALPS : Advanced Light water reactor Performance and Safety (programme international de recherche pour améliorer la performance et la sûreté des réacteurs à eau légère)

APE : approche par états

APHRODITE : nom donné à des essais analytiques dédiés aux études de thermohydraulique diphasique

APRP : accident de perte de réfrigérant primaire (LOCA : Loss of Coolant Accident en anglais)

ARTEMIS : nom donné à un programme d'essais consacré aux recherches sur le percement de la cuve et l'érosion du radier par le corium fondu en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur

ARTIST : Aerosol Trapping in a Steam-Generator (installation expérimentale de PSI - étude de la rétention des aérosols dans un générateur de vapeur)

ASTEC : Accident Source Term Evaluation Code (système de logiciels de simulation pour l'évaluation des phénomènes physiques intervenant au cours d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression)

ASTRID : Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration (projet de réacteur de démonstration à neutrons rapides et refroidi au sodium)

AZALEE : nom donné à une table vibrante du CEA

BALI : nom donné à des essais consacrés aux recherches sur les accidents de fusion du cœur de réacteurs

BALISE : nom donné à un programme d'essais consacré aux recherches sur le percement de la cuve et l'érosion du radier par le corium fondu en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur

BETA : nom donné à une installation expérimentale de KIT dédiée à l'étude de l'interaction corium-béton dans le cadre des recherches sur les accidents de fusion d'un cœur de réacteur

BETHSY : nom donné à une installation expérimentale du CEA – essais utilisés pour vérifier les capacités du logiciel CATHARE à prédire de manière satisfaisante le comportement d'une chaudière en situation accidentelle

BFC : Bottom of Fissile Column (bas de colonne fissile)

BILLEAU : nom donné à des essais dédiés à l'étude de l'explosion de vapeur dans un réacteur (étude de la dispersion d'un jet de billes dans une section d'essai emplie d'eau)

BIP : Behaviour of Iodine Project (programme international consacré au comportement de l'iode dans l'enceinte de confinement)

BK : bâtiment d'entreposage du combustible

BR : bâtiment du réacteur

BTI : bouchage total instantané

BWR : Boiling Water Reactor (réacteur à eau bouillante)

CABRI : nom donné à un réacteur d'essai du CEA permettant l'étude de situations accidentelles dans les réacteurs (REP, RNR)

CADUCEE : nom donné à un dispositif expérimental de la plateforme GALAXIE pour les recherches sur la maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

CAIMAN : nom donné à une installation expérimentale du CEA - étude du comportement de l'iode dans l'enceinte de confinement

CALIST : Characterization and Application of Large and Industrial Spray Transfer (installation expérimentale de l'IRSN consacrée à l'étude des mécanismes de pulvérisation)

CANON : nom donné à des essais analytiques dédiés aux études de thermohydraulique diphasique

CAO : conception assistée par ordinateur

CARAIDAS : nom donné à une installation expérimentale de l'IRSN - étude du comportement des produits radioactifs dans l'enceinte de confinement

CARINEA : nom donné à une installation expérimentale de la plateforme GALAXIE pour les recherches sur la maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

Cast3M : nom donné à un code de calcul par la méthode des éléments finis pour la mécanique des structures et des fluides

CATHARE : Code avancé de thermohydraulique pour les accidents de réacteurs à eau (logiciel de simulation dédié aux analyses de sûreté)

CATHODE : nom donné à des programmes d'essais à caractère analytique consacrés aux recherches sur la maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

CAV : Cumulative Absolute Velocity (vitesse absolue cumulée)

CCI : Corium Concrete Interaction (interaction corium-béton ou ICB)

CCM : Cold Crucible Melting (programme d'essais consacré à l'étude de la fragmentation de mélange fondu)

CEOS.fr : Comportement et évaluation des ouvrages spéciaux (projet national de recherche, France)

CESAR : nom donné à un module du logiciel ASTEC

CIP : Cabri International Programme (programme international consacré à l'étude du comportement des crayons de combustible nucléaire et de leur gainage en cas d'accident d'injection de réactivité dans les réacteurs à eau sous pression)

CIR : Cooperative Irradiation-assisted stress corrosion cracking Research (programme international consacré aux recherches et développements relatifs à la corrosion sous contrainte et sous irradiation dans les aciers inoxydables)

CIVA : nom donné à une plateforme de simulation numérique en matière de contrôles non destructifs

CFD : Computational Fluid Dynamics (mécanique des fluides numérique ou MFN)

CFR : Code of Federal Regulations (code fédéral réglementaire américain)

CHIP : Chimie de l'iode dans le circuit primaire (installation de l'IRSN ou programme de recherche qui contribue à mieux évaluer la quantité d'iode qui peut être rejetée en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur)

CIRCE : nom donné à un programme de recherche - corrosion sous contrainte des alliages à base de nickel

CLARA : nom donné à un programme d'essais consacré aux recherches sur le percement de la cuve et l'érosion du radier par le corium fondu en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur

CODAZIR : programme de recherche consacré à l'étude du comportement des crayons de combustible en APRP

COMET : nom donné à une installation expérimentale et un concept développé par KIT consacré aux recherches sur les accidents de fusion du cœur d'un réacteur

COPAT : Centre opérationnel de pilotage des arrêts de tranche (EDF)

COPO : Corium Pool Facility (installation expérimentale finlandaise - recherches sur les possibilités d'un maintien du corium en cuve en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur)

CORA : nom donné à un programme de recherche sur l'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve

CORDEB : Corium-Debris (programme expérimental consacré aux recherches sur les accidents de fusion d'un cœur de réacteur)

CROCO : nom donné à un logiciel de simulation d'étalement de corium

CSD : combustible sévèrement dégradé

DA : diagnostic automatique

DANAIDES : Dispositif analytique pour l'étude, en cas d'incendie, du dysfonctionnement électrique par les suies (dispositif expérimental de la plateforme GALAXIE)

DBE : Design Basis Earthquake (séisme de base pour la conception des installations nucléaires)

DCH : Direct Containment Heating (échauffement direct dans l'enceinte)

DDF : durée de fonctionnement (projet d'EDF)

DEBORA : nom donné à des essais analytiques pour les études de thermohydraulique diphasique

DELTA : nom donné à des programmes d'essais à caractère analytique consacrés aux recherches sur la maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

DENOPI : Dénoyage piscines (programme de recherche sur le dénoyage accidentel d'une piscine d'entreposage de combustible nucléaire)

DEVAP : Dépôt en phase vapeur des produits de fission volatils sur les surfaces des circuits (programme d'essai à caractère analytique consacré à l'étude du transport des produits radioactifs dans les circuits du réacteur en cas d'accident de fusion du cœur)

DF : Damage Fuel (programme de recherche consacré à l'étude de l'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve d'un réacteur)

DISCO : Dispersion of simulated corium (installation expérimentale de KIT dédiée à l'aérocontamination/la dispersion de corium, utilisant des poudres inactives)

DIVA : Dispositif incendie ventilation et aérocontamination (installation expérimentale de l'IRSN dédiée à la réalisation d'essais sur les feux en laboratoires et usines ou dans un réacteur à eau sous pression)

DNB : Departure from Nucleate Boiling (crise d'ébullition)

DRACCAR : Déformation et renoyage d'un assemblage de crayons de combustible pendant un accident de refroidissement (logiciel de simulation)

DRIVER : nom donné à une installation expérimentale du KIT dédiée à l'étude du risque hydrogène

DRX : diffraction des rayons X

EAS : système d'aspersion dans l'enceinte

ECO : Experiments on energy CONversion during a steam explosion (essais consacrés à l'étude de l'explosion de vapeur dans un réacteur)

ECOPA : Étude du confinement des ouvrages en béton armé (projet de recherche visant à mieux évaluer l'étanchéité des enceintes de confinement des réacteurs à eau sous pression en cas d'accident de fusion du cœur)

ECS : évaluations complémentaires de sûreté

EDGAR : nom donné à une installation expérimentale du CEA - étude du comportement des crayons de combustible

ELISA : nom donné à une boucle expérimentale dédiée aux recherches sur la recirculation d'eau de refroidissement en conditions accidentelles

EMAIC : Émission de l'argent, de l'indium et du cadmium (essais dédiés à l'étude du relâchement de produits des barres de commande en Ag-In-Cd au cours de transitoires accidentels)

EMIS : Émission de produits de fission (logiciel de simulation du relâchement des produits de fission [ancêtre de ELSA])

ENACCEF : Enceinte accélération de flamme (installation expérimentale du CNRS/ICARE d'Orléans)

END : examens non destructifs

ENISTAT : Experimental and Numerical Investigation of Shear wall reinforced concrete buildings under Torsional effects using Advanced Techniques (programme européen d'études expérimentales et numériques du cisaillement de murs de bâtiments en béton armé sous les effets de torsion utilisant des techniques avancées)

EPICUR : Études physico-chimiques de l'iode confiné sous rayonnement (installation de l'IRSN ou programme de recherche pour valider les modèles de chimie de l'iode dans l'enceinte d'un réacteur à eau sous pression en situation accidentelle)

EPR : European Pressurized Water Reactor (réacteur européen à eau sous pression de génération III)

EPS : étude probabiliste de sûreté

ERCOSAM-SAMARA : Containment thermal-hydraulics of current and future LWRs for Severe Accident Management (programme de recherche consacré au risque hydrogène)

ESSOR : Essai orgel (réacteur de recherche du Centre commun de recherche d'Ispra, Italie)

EVA : étude du vieillissement des aciers

EVU : système d'évacuation ultime de la chaleur

FABIME : nom donné à des essais et à leur dispositif sur la fatigue thermique

FALCON : nom donné à un programme d'essais à caractère analytique consacré à l'étude du transport des produits radioactifs dans les circuits du réacteur en cas d'accident de fusion du cœur

FARO : nom donné à un programme d'essais consacré à l'étude des interactions entre le combustible et le fluide réfrigérant (explosions de vapeur)

FAT3D : nom donné à des essais et à leur dispositif sur la fatigue thermique

FDS : Fire Dynamics Simulator (simulateur dynamique de feu)

FEBA : Flooding Experiments with Blocked Arrays (programme expérimental consacré à l'étude du comportement des crayons de combustible en APRP)

FGD : Fission Gas Dynamics (essais à caractère analytique consacrés à l'étude des accidents de réactivité)

FITS : Fully Instrumented Test Series (installation expérimentale de Sandia National Laboratories dédiée à l'étude de l'explosion de vapeur dans un réacteur)

FLECHT-SEASET : Full-Length Emergency Core Cooling Heat Transfer-Separate Effects Tests And System-Effects Tests (programme expérimental - étude du comportement des crayons de combustible en APRP)

FLHT : Full Length High Temperature (programme de recherche consacré à l'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve)

FLIP : Feux de liquide en interaction avec une paroi (programme de recherche sur les feux de solvant pour la sûreté des usines de retraitement des combustibles)

FLUENT : nom donné à un logiciel de mécanique des fluides numérique

FOH : facteurs organisationnels et humains

FPT : Fission Product Test (acronyme associé aux essais du programme Phébus-PF)

GALAXIE : nom donné à une plateforme de l'IRSN regroupant des installations expérimentales dédiées à la recherche en matière de maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

GMR : Giant Magnetoresistance (magnétorésistance géante)

GONDOLE : nom donné à un programme de recherche - gonflement des aciers sous irradiation

GPS : Global Positioning System (géo-positionnement par satellite)

GV : générateur de vapeur

H2-PAR : Hydrogen Passive Autocatalytic Recombiners (programme d'essais consacré au risque hydrogène)

HEVA : Hélium, vapeur (programme expérimental)

HI : Horizontal Induction (essais consacrés à l'étude de l'émission des produits de fission par le combustible au cours de son échauffement)

HRO : High Reliability Organizations (organisations de haute fiabilité)

HRP : HALDEN Reactor Project (travaux de recherche ayant pour objectif d'améliorer la sûreté des centrales nucléaires)

HT : High temperature (haute température)

HYCOM : integral large scale experiments on HYdrogen COMbustion for severe accident code validation (programme européen consacré à la qualification des codes de calcul par des essais de combustion de mélanges hydrogène-air)

HYDRA : nom donné à un dispositif expérimental de la plateforme GALAXIE dédié aux recherches en matière de maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

HYDRAZIR : programme de recherche consacré à l'étude du comportement des crayons de combustible en APRP

ICB : interaction corium-béton (MCCI en anglais)

ICE : programme expérimental sur l'interaction corium-eau

IGR : Impulse Graphite Reactor (réacteur de recherche russe - étude des accidents de réactivité)

IMPACT : nom donné à un programme expérimental consacré aux recherches et développements sur le comportement d'ouvrages de génie civil en cas de choc

ImPG : interaction mécanique entre la pastille de combustible et la gaine

INB : installation nucléaire de base

INCEFA : INcreasing Safety in NPPs by Covering gaps in Environmental Fatigue Assessment (projet européen consacré à la recherche sur la fatigue thermique)

INSAG : International Nuclear Safety Group (groupe d'experts internationaux en sûreté nucléaire)

InSar : Interferometric Synthetic aperture radar (radar interférométrique à ouverture synthétique, technique utilisée dans la géodésie et la télédétection)

IPG : interaction pastille-gaine (aussi désignée par ImPG, Pellet Cladding Mechanical Interaction (PCMI) en anglais)

IRIS 2010 : Improving Robustness assessment of structures Impacted by missileS (benchmark international sur le comportement d'ouvrages de génie civil en cas de choc)

IRMA : Irradiation matériaux (installation expérimentale du CEA pour l'étude des mécanismes d'interaction rayonnement/matière)

IRWST : In-containment Refueling Water System Tank (réservoir d'eau borée situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur EPR)

ISAFES : Interactive Seismic Analysis of Fragilities of Equipment and Structures (analyse sismique interactive des fragilités des équipements et des structures)

ISIS : nom donné à un logiciel de simulation d'un incendie dans des locaux industriels

ISP : International Standard Problem (question générique au plan international)

ISR : ingénieur de sûreté-radioprotection

ISS : interaction sol-structures

ISTP : International Source Term Program (programme de recherche international sur le « terme source »)

ITER : International Thermonuclear Experimental Reactor (réacteur thermonucléaire expérimental international)

IVANA : nom donné à une installation expérimentale de VUEZ dédiée aux recherches sur la recirculation d'eau de refroidissement en conditions accidentelles

IVMR : In-Vessel Melt Retention (rétention en cuve du corium)

IVR : In-Vessel Retention (rétention en cuve)

KALI H2 : nom donné à une installation expérimentale du CEA dédiée au risque hydrogène

KARISMA : KAshiwazaki-Kariwa Research Initiative for Seismic Margin Assessment (benchmark international mené à la suite du séisme qui a affecté le site de la centrale nucléaire de Kashiwasaki Kariwa au Japon)

KMS : installation expérimentales russe – risque hydrogène

KONVOI : nom donné à un réacteur à eau sous pression de conception allemande

KROTOS : nom donné à une installation expérimentale du CEA pour l'étude des interactions entre un mélange fondu et un fluide réfrigérant (explosions de vapeur)

LBM : liaison bimétallique

LDV : Laser Doppler Velocimetry (vélocimétrie par effet doppler à laser)

LII : Laser Induced Incandescence (incandescence induite par laser)

LOBI : nom donné à une installation expérimentale du Centre commun de recherche d'Ispira pour l'étude du comportement thermohydraulique d'un réacteur nucléaire en situation accidentelle

LOFT-FP : Loss Of Fluid Tests - Fission Product (essais de perte de liquide de refroidissement – produits de fission, programme de recherche consacré à l'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve en cas de perte de refroidissement)

LS-DYNA : nom donné à un logiciel de simulation de dynamique rapide pour l'étude des structures

LSTF : Large Scale Test Facility (installation expérimentale japonaise - étude du comportement thermohydraulique d'un réacteur nucléaire en situation accidentelle)

MAAP : Modular Accident Analysis Program (logiciel intégral [ou système de logiciels] de simulation des phénomènes physiques intervenant au cours d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression)

MACE : Melt Attack and Coolability Experiments (programme d'essais consacré à l'interaction corium-béton dans le cadre des recherches sur les accidents de fusion d'un cœur de réacteur)

MAEVA : Maquette échange vapeur air (maquette expérimentale d'EDF dédiée à l'étude à grande échelle du comportement d'une enceinte de confinement en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire)

MAFFé : nom donné à un four de la plateforme expérimentale d'EDF dédiée aux recherches en matière de maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

MANON : nom donné à une boucle expérimentale dédiée aux recherches sur la recirculation d'eau de refroidissement en conditions accidentelles

MARC : Masse, amortisseur, raideur, critère

MASCA : nom donné à un programme d'essais consacré aux recherches sur les accidents de fusion du cœur d'un réacteur

MC3D : nom donné à un logiciel de thermohydraulique multiphasique 3D pour la simulation de l'interaction entre des matériaux fondus et un fluide réfrigérant

MCCI : Molten Core-Concrete Interaction (ICB en français)

MELCOR : nom donné à un logiciel intégral (ou système de logiciels) de simulation des phénomènes physiques intervenant au cours d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression

MFPR : Module for Fission Product Release (logiciel de simulation du comportement des produits de fission)

MILONGA : nom donné à une plateforme expérimentale développée par EDF dédiée aux recherches en matière de maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

MIRE : Mitigation des rejets à l'environnement en cas d'accident nucléaire (programme de recherche visant à étudier et améliorer la limitation (mitigation) des rejets radioactifs en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur)

MISS3D : Modélisation de l'interaction sol-structure en trois dimensions (logiciel de simulation)

MISTRA : nom donné à une installation expérimentale du CEA - études sur le risque hydrogène

MITHYGENE : Mitigation hydrogène (amélioration de la connaissance en matière de risque hydrogène et de sa gestion en situation d'accident de fusion du cœur d'un réacteur)

MIT3BAR : Évaluation et mitigation du risque de percement de la troisième barrière de confinement des centrales nucléaires

MOBY DICK : nom donné à des essais analytiques consacrés aux études de thermohydraulique diphasique

MOCKA : nom donné à une installation expérimentale de KIT - étude de l'interaction corium-béton en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur

MOX : Mixed Oxide Fuel (combustible mixte  $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$ )

MOZART : Mesure de l'oxydation du zirconium par l'air en température (programme d'essais analytiques consacré à l'étude de l'oxydation en présence d'air des gaines de crayons de combustible)

MRBT : Multi-Rod Burst Test (installation expérimentale de l'ORNL - étude du comportement des crayons de combustible)

NORS : Nokia Research Simulator (simulateur de recherche de Nokia)

NRU : National Research Universal (réacteur de recherche canadien)

NSRR : Nuclear Safety Research Reactor (réacteur de recherche japonais)

NUREG : Nuclear Regulatory Report (rapport publié par l'U.S.NRC)

NUSMOR : NUGenia Small Modular Reactor with passive safety features (projet européen de recherche consacré aux petits réacteurs modulaires ayant des dispositions de sûreté passive)

NYX : nom donné à un dispositif expérimental de la plateforme GALAXIE dédié aux recherches en matière de maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

OCC : Outage Control Centers (voir COPAT)

ODOBA : Observatoire de durabilité des ouvrages en béton armé (projet de recherche consacré à l'étude du vieillissement des ouvrages et des pathologies pouvant les affecter)

OLHF : OECD Lower Head Failure (programme de recherche consacré à l'étude de la défaillance de la partie basse de la cuve)

OMEGA : nom donné à des essais analytiques dédiés aux études de thermohydraulique diphasique



OSIRIS : nom donné à un réacteur de recherche du CEA

PACTEL : Parallel Channel Test Loop (installation expérimentale finlandaise dédiée à l'étude du comportement thermohydraulique d'un réacteur nucléaire en situation accidentelle)

PANDA : nom donné à une installation expérimentale de PSI dédiée aux recherches sur le risque hydrogène

PARIS : nom donné à un programme expérimental consacré à l'étude du comportement de l'iode radioactif en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur

PASSAM : Passive and Active Systems on Severe Accident source term Mitigation (projet de recherche multipartenaire sur des systèmes passifs et actifs de limitation des rejets en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur)

PATRICIA : nom donné à un programme de recherche consacré aux accidents de réactivité

PBF : Power Burst Facility (réacteur de recherche de l'INL)

PCCV : Prestressed Concrete Containment Vessel (maquette expérimentale de SNL - évaluation des fuites d'air et de vapeur d'eau à travers une fissure dans des conditions représentatives d'une enceinte de confinement)

PCMI : Pellet Cladding Mechanical Interaction (interaction mécanique entre une pastille de combustible et sa gaine – voir aussi ImPG et IPG)

PCRD : programme cadre pour la recherche et le développement de la Commission européenne

PEARL : nom donné à une installation expérimentale de l'IRSN dédiée aux essais de renoyage de lits de débris

PERFECT : nom donné à un programme de recherche européen - corrosion sous contrainte et sous irradiation dans les aciers inoxydables

PERFORM60 : Prediction of the Effects of Radiation FOR Pressure Vessel and in-core Materials using multi-scale Modelling – 60 years foreseen plant lifetime (projet européen consacré aux recherches et développements relatifs aux composants métalliques soumis à une irradiation)

PERFROI : Étude de la perte de refroidissement (projet expérimental qui vise à compléter les connaissances sur le refroidissement d'un cœur de réacteur en cas d'accident de perte du réfrigérant primaire)

PERICLES : nom donné à des essais analytiques dédiés aux études de thermohydraulique diphasique

PF : produit(s) de fission

PHEBUS : nom donné à un réacteur expérimental du CEA

Phébus-CSD : programme international de recherche consacré à l'étude de la dégradation sévère du combustible, s'appuyant sur des essais réalisés dans le réacteur PHEBUS

Phébus-PF : programme international de recherche consacré à l'étude du comportement des produits de fission, s'appuyant sur des essais réalisés dans le réacteur PHEBUS

PHENIX : nom donné à un prototype de réacteur électronucléaire (et d'expérimentations) du CEA, à neutrons rapides et utilisant du sodium liquide comme fluide caloporteur

PIA : plan d'investissement d'avenir

PICSEL : Propagation de l'incendie de combustibles solides dans un environnement laboratoires et usines (programmes de recherche sur les feux d'armoires électriques consacrés à la sûreté des usines de retraitement des combustibles)

PIV : Particle Image Velocimetry (vélocimétrie par images de particules)

PKL : Primärkreislauf (circuit primaire, projets de recherche et installation d'essais allemande à grande échelle pour l'étude du comportement thermohydraulique d'un réacteur nucléaire en situation accidentelle)

PLUTON : nom donné à une installation expérimentale de la plateforme GALAXIE dédiée aux recherches en matière de maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

PRELUDE : Préliminaire sur le renoyage expérimental d'un lit de débris (installation expérimentale de l'IRSN pour la réalisation des études de faisabilité et des tests de qualification de l'instrumentation du programme PEARL de renoyage de lit de débris)

P<sup>2</sup>REMICS : nom donné à un logiciel de simulation dédié à l'étude du risque hydrogène

PREMIX : nom donné à une installation expérimentale de KIT pour l'étude de l'explosion de vapeur dans un réacteur

PRENOLIN : Amélioration de la prédiction des effets non linéaires induits par les mouvements sismiques forts (benchmark)

PRISME : Propagation d'un incendie pour des scénarios multi locaux élémentaires (programme de recherche international)

PROGRES : Programme expérimental analytique sur le renoyage de lits de débris

PROMETRA : Propriétés mécaniques en transitoire (programme de recherche consacré à l'étude du comportement mécanique des gaines en cas d'accident de réactivité)

PSB-VVER : installation expérimentale russe dédiée à l'étude du comportement thermohydraulique d'un réacteur nucléaire en situation accidentelle

PTR : système de traitement et refroidissement de l'eau des piscines

PWR : Pressurized Water Reactor (réacteur à eau sous pression)

QUENCH : nom donné à une installation expérimentale du KIT dédiée à des essais intégraux de renoyage de cœur

RADIOSS : nom donné à un logiciel de dynamique rapide pour les structures

RAG : réaction alcali-granulat

RASPLAV : nom donné à un programme d'essais consacré aux recherches sur les accidents de fusion du cœur d'un réacteur

RCC-G : règles de conception et de construction des ouvrages de génie civil

RCC-M : règles de conception et de construction des matériels métalliques

RCCV : Reinforced Concrete Containment Vessel (maquette expérimentale de SNL - évaluation des fuites d'air et de vapeur d'eau à travers une fissure dans des conditions représentatives d'une enceinte de confinement)

RCV : système de contrôle chimique et volumétrique

REB : réacteur à eau bouillante

REBEKA : nom donné à une installation expérimentale de KfK (Allemagne) - étude du comportement des crayons de combustible en APRP

RECI : Recombineur et iode (essais dédiés à quantifier expérimentalement le taux de conversion des iodures métalliques en iode en fonction de la température)

REKO : nom donné à une installation expérimentale du Kfj - étude du risque hydrogène

REP : réacteur à eau sous pression

REPAS : Reliability Evaluation of Passive Safety Systems (projet de recherche européen sur la fiabilité des systèmes passifs)

RESOH : Recherche en sûreté, organisation et hommes (chaire consacrée au management de la sûreté des industries à risques, en particulier dans le domaine du nucléaire)

RFS : règles fondamentales de sûreté

RG : Regulatory guide (guide réglementaire américain)

RIA : Reactivity Injection Accident (accident d'insertion de réactivité)

RIS : système d'injection de sécurité

RJH : réacteur Jules Horowitz

RNR : réacteur à neutrons rapides

ROSA : Rig Of Safety Assessment (projets de recherche consacrés à l'étude du comportement thermohydraulique d'un réacteur nucléaire en situation accidentelle)

ROSCO : nom donné à des essais analytiques dédiés aux études de thermohydraulique diphasique

RRA : système de refroidissement du réacteur à l'arrêt

RRI : système de refroidissement intermédiaire

RSE-M : règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques

RSI : réaction sulfatique interne

RSNR : Recherche en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection

RT : Release of Transuranics (relâchement de transuraniens)

RTF : Radioiodine Test Facility (installation expérimentale d'AECL - étude du comportement de l'iode radioactif dans l'enceinte de confinement d'un réacteur en cas d'accident de fusion du cœur)

RUT : nom donné à une installation expérimentale russe - étude du risque hydrogène

SAFEST : Severe Accident Facilities for European Safety Targets (programme de recherche européen pour l'étude des accidents de fusion du cœur)

SARNET : Severe Accident Research NETwork of excellence (réseau d'excellence international sur les accidents de fusion du cœur)

SATURNE : nom donné à une installation expérimentale de la plateforme GALAXIE dédiée aux recherches en matière de maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

SCANAIR : système de logiciels de simulation pour l'analyse d'accidents d'insertion de réactivité

SCARABEE : nom donné à un réacteur de recherche du CEA (qui a été utilisé pour l'étude de situations accidentelles dans les RNR)

SEFLEX : (Fuel Rod) Simulator Effects in Flooding Experiments (programme expérimental consacré à l'étude du comportement des crayons de combustible en APRP)

SERENA : Steam Explosion REsolution for Nuclear Applications (programme de recherche consacré à l'étude et aux outils de simulation relatifs à l'explosion de vapeur)

SETH : SESAR THERmalhydraulics (programme de recherche international sur le risque hydrogène)

SFD : Severe Fuel Damage (programme expérimental sur l'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve)

SFP: Spent Fuel Pool (piscine d'entreposage de combustible nucléaire)

SIGMA : Seismic Ground Motion Assessment (programme d'évaluation des mouvements sismiques du sol)

SILOE : nom donné à un réacteur de recherche du CEA

SIMIBE : nom donné à des essais relatifs aux fuites à travers une fissure d'une enceinte de confinement

SINAPS@ : Séisme et installations nucléaires, améliorer et pérenniser la sûreté (projet de recherches sur l'aléa sismique et la vulnérabilité des ouvrages et des composants nucléaires)

SIROCCO : nom donné à un four de la plateforme GALAXIE dédié à la caractérisation du dysfonctionnement d'équipements électriques soumis à une contrainte thermique

SMA : Seismic Margins Assessment (démarche d'évaluation des marges sismiques)

SMART : nom donné à une maquette instrumentée du CEA dédiée à l'étude de l'évaluation des mouvements sismiques transférés aux équipements

SMD : SUPER MOBY DICK (nom donné à des essais analytiques consacrés aux études de thermohydraulique diphasique)

SMHV : séisme maximal historiquement vraisemblable

SMR : Small Modular Reactors (petits réacteurs modulaires)

SMS : séisme majoré de sécurité

SNETP : Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (« plateforme technologique » européenne)

SOAR : State of the Art Report (rapport d'état de l'art, publié par l'OCDE/AEN)

SOFIA : Simulateur d'observation du fonctionnement incidentel et accidentel (simulateur du fonctionnement des réacteurs à eau sous pression)

SPARK : logiciel de simulation du fonctionnement des recombineurs autocatalytiques passifs

SPERT : Special Power Excursion Reactor Tests (réacteur de recherche américain pour l'étude des accidents de réactivité)

SPLASH : nom donné à des essais et à leur dispositif sur la fatigue thermique

SPOT : nom donné à une installation expérimentale russe - étude du risque hydrogène

SSG : Specific Safety Guide (guides de sûreté diffusés par l'AIEA)

SSWICS : Small Scale Water Ingression and Crust Strength (dispositif expérimental de l'ANL dédié aux recherches sur le percement de la cuve et l'érosion du radier par le corium fondu)

STARMANIA : nom donné à une installation expérimentale de l'IRSN dédiée aux recherches en matière de maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

STEM : Source Term Evaluation and Mitigation (programme de recherche consacré au comportement de produits radioactifs susceptibles d'être rejetés dans l'environnement en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur)

STL : sonde tournante longue

STORM : nom donné à une installation expérimentale du Centre commun de recherche d'Ispra utilisée pour des études sur le transport des produits radioactifs dans les circuits d'un réacteur en cas d'accident de fusion du cœur

STT : sonde tournante transversale

STYX : nom donné à un dispositif expérimental de la plateforme GALAXIE dédié aux recherches en matière de maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires

SUPERCANON : nom donné à des essais analytiques consacrés aux études de thermo-hydraulique diphasique

SUPERPHENIX : nom donné à un réacteur électronucléaire d'EDF, à neutrons rapides et utilisant du sodium liquide comme fluide caloporteur

SUW : Scale-Urania-Water (installation expérimentale de Winfrith - étude de l'explosion de vapeur dans un réacteur)

SYLVIA : Système de logiciels de simulation pour l'étude de la ventilation, de l'incendie et de l'aérocontamination

TAGCIR : Trempe en APRP de gaine de combustible irradiée (programme de recherche)

TAGCIS : Trempe en APRP de gaine de combustible à irradiation simulée (programme de recherche)

TAM : tampon d'accès des matériels

TAMARIS : Tables et moyens d'analyses des risques sismiques (plateforme expérimentale du CEA)

TANDEM : Tsunami in the Atlantic and the English Channel: Definition of the Effects through numerical Modeling (Tsunamis en Atlantique et en Manche : définition des effets par modélisation)

TDD : transition-déflagration-détonation

THAI : Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols and Iodine (thermohydraulique, hydrogène, aérosol et iode, installation expérimentale de Becker Technologies)

THE : très haute efficacité

THETIS : nom donné à un programme expérimental consacré à l'étude du comportement des crayons de combustible

THINS : Thermal-hydraulics of Innovative Nuclear Systems (projet européen de recherche sur la thermohydraulique des systèmes nucléaires innovants)

TMI : Three Mile Island, centrale nucléaire située aux États-Unis

TMI-2 : réacteur n° 2 de la centrale de Three Miles Island, États-Unis

TOFD : Time Of Flight Diffraction (diffraction par temps de vol)

TONUS : nom donné à un logiciel de simulation pour l'évaluation du risque hydrogène en condition d'accident de fusion du cœur

TORPEDO : nom donné à une installation expérimentale du KIT - étude du risque hydrogène

TOSQAN : nom donnée à une installation expérimentale de l'IRSN pour simuler des conditions thermohydrauliques régnant dans une enceinte de confinement d'un réacteur nucléaire en cas d'accident de fusion du cœur

TRANSAT : nom donné à un programme d'essai à caractère analytique consacré à l'étude du transport des produits radioactifs dans les circuits du réacteur en cas d'accident de fusion du cœur

TREPAM : nom donné à un programme expérimental consacré à l'étude de l'interaction corium-béton

TRIGA : Training, Research, Isotopes, General Atomics (réacteur de recherche de type piscine)

TROI : Test for Real cOrium Interaction with water (installation expérimentale de KAERI dédiée à l'étude des interactions entre combustible et fluide réfrigérant)

TSO : Technical Safety Organisation (organisme technique de sûreté)

TUBA : nom donné à un programme d'essais à caractère analytique pour l'étude du transport des produits radioactifs dans les circuits du réacteur en cas d'accident de fusion du cœur

ULPU : An IVR-related full-scale boiling heat transfer facility at University of California, Santa Barbara (installation expérimentale de l'UCSB dédiée aux recherches sur les possibilités d'un maintien du corium en cuve en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur)

UMR : unité mixte de recherche

UNGG : uranium naturel-graphite-gaz

VD : visite décennale

VEGA : Verification Experiments of radionuclides Gas/Aerosol release (essais consacrés à l'étude de l'émission des produits de fission par le combustible au cours de son échauffement)

VERCORS : installation du CEA de Grenoble ou essais dédiés à l'étude du relâchement des produits de fission à partir d'un combustible irradié soumis à une élévation de température

VERCORS : Vérification réaliste du confinement des réacteurs (maquette d'EDF et essais pour l'évaluation des fuites à travers une enceinte de confinement en situation accidentelle)

VERDON : nom donné à l'installation expérimentale du CEA ayant remplacé l'installation VERCORS de Grenoble

VI : Vertical Induction (essais consacrés à l'étude de l'émission des produits de fission par le combustible au cours de son échauffement)

VIKTORIA : nom donné à une boucle expérimentale dédiée aux recherches sur la recirculation d'eau de refroidissement en conditions accidentelles

VITRA : nom donné à une boucle expérimentale dédiée aux recherches sur la recirculation d'eau de refroidissement en conditions accidentelles

VULCANO : Versatile UO<sub>2</sub> Laboratory for COrium ANalysis and Observation (installation expérimentale du CEA dédiée aux recherches sur le percement de la cuve et l'érosion du radier par le corium fondu en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur)

VVER : Vodo-Vodianoï Energuetitcheski Reaktor (réacteur de puissance russe à eau comme caloporteur et modérateur)

WUMT : essais dédiés à l'étude de l'explosion de vapeur dans un réacteur

# Avant-propos

---

Cet ouvrage de synthèse sur l'état des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression a été rédigé par des auteurs de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire. Jean Couturier et Michel Schwarz (retraité de l'IRSN) en sont les principaux auteurs.

Jean Couturier a assuré la coordination du projet.

Ont contribué à la rédaction de l'ouvrage :

- pour le chapitre 5 : Sébastien Roubaud, Caroline Lavarenne, Jean-Marie Mattei,
- pour le chapitre 7 : Laurence Rigollet,
- pour le chapitre 8 : Oona Scotti, Christophe Clément, Maria Lancieri, Céline Gelis,
- pour le chapitre 9 : Didier Jacquemain, Ahmed Bentaib,
- pour le chapitre 10 : Georges Nahas, François Tarallo, Gilbert Guilhem, Gérard Cattiaux, Benoît Durville, Christian Mun, Christine Delaval, Thierry Sollier, Jean-Marc Stelmaszyk,
- pour le chapitre 11 : François Jeffroy, Nicolas Dechy, Olivier Chanton, Daniel Tasset, Isabelle Pichancourt.

Ont contribué à la relecture des parties de l'ouvrage dans leur domaine d'expertise : François Barré, Gianni Bruna, Jean-Michel Évrard, Richard Gonzalez, Olivier Loiseau, Daniel Quéniart, Didier Vola.

Georges Goué et Odile Lefèvre ont assuré les travaux préparatoires à l'édition de l'ouvrage.





# Sommaire

---

|                              |              |
|------------------------------|--------------|
| <b>Préface .....</b>         | <b>III</b>   |
| <b>Les auteurs.....</b>      | <b>V</b>     |
| <b>Liste des sigles.....</b> | <b>VII</b>   |
| <b>Avant-propos .....</b>    | <b>XXVII</b> |

## *Chapitre 1* **Introduction**

## *Chapitre 2* **Quelques-uns des instruments de recherche privilégiés de l'IRSN en matière de sûreté des réacteurs électronucléaires**

|                                                |    |
|------------------------------------------------|----|
| 2.1. Le réacteur CABRI.....                    | 9  |
| 2.2. Le réacteur PHEBUS .....                  | 11 |
| 2.3. La plateforme expérimentale GALAXIE ..... | 11 |
| 2.4. Autres installations .....                | 12 |

## *Chapitre 3* **Recherches sur les accidents de perte de réfrigérant primaire**

|                                                   |    |
|---------------------------------------------------|----|
| 3.1. Thermohydraulique diphasique.....            | 17 |
| 3.2. Comportement des crayons de combustible..... | 21 |

*Chapitre 4*

**Recherches sur les accidents de réactivité**

*Chapitre 5*

**Recherches sur la recirculation d'eau  
de refroidissement en conditions accidentelles**

|                                                                  |    |
|------------------------------------------------------------------|----|
| 5.1. Retour d'expérience et thèmes de recherche.....             | 39 |
| 5.2. Programmes de recherche passés et enseignements tirés ..... | 43 |
| 5.3. Programmes de recherche en cours.....                       | 45 |
| 5.4. Simulation .....                                            | 46 |

*Chapitre 6*

**Recherches sur les accidents de dénoyage  
des piscines d'entreposage de combustible irradié**

*Chapitre 7*

**Recherches sur les incendies**

|                                                                            |    |
|----------------------------------------------------------------------------|----|
| 7.1. Les risques liés aux incendies dans les installations nucléaires..... | 55 |
| 7.2. Acteurs impliqués dans la recherche sur les incendies .....           | 58 |
| 7.3. Installations de recherche, outils de simulation.....                 | 59 |
| 7.4. Les principaux programmes de recherche et leurs apports.....          | 63 |

*Chapitre 8*

**Recherches dans le domaine des agressions  
externes d'origine naturelle**

|                               |    |
|-------------------------------|----|
| 8.1. Séisme .....             | 72 |
| 8.2. Inondation externe ..... | 77 |

*Chapitre 9*

**Recherches sur les accidents de fusion du cœur**

|                                                                                                                   |     |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| 9.1. L'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve.....                                            | 84  |
| 9.2. Le percement de la cuve et l'érosion du radier par le corium fondu .....                                     | 95  |
| 9.3. Le chargement dynamique de l'enceinte de confinement<br>par accroissement brutal de la pression interne..... | 104 |
| 9.3.1. L'explosion de vapeur .....                                                                                | 105 |
| 9.3.2. Les risques liés à l'hydrogène .....                                                                       | 109 |
| 9.3.3. L'échauffement direct des gaz dans l'enceinte.....                                                         | 118 |

|                                                                                                                                         |     |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| 9.4. Le rejet de produits radioactifs.....                                                                                              | 119 |
| 9.4.1. L'émission des produits radioactifs par le combustible.....                                                                      | 120 |
| 9.4.2. Le transport des produits radioactifs dans les circuits du réacteur.....                                                         | 123 |
| 9.4.3. Le comportement des produits radioactifs dans l'enceinte de confinement.....                                                     | 124 |
| 9.4.4. Apport du programme international Phébus-PF sur les différents processus intervenant dans le rejet des produits radioactifs..... | 128 |
| 9.4.5. Aspects à explorer.....                                                                                                          | 129 |

### *Chapitre 10*

#### **Recherches sur le comportement de composants importants des centrales nucléaires, leur vieillissement en particulier**

|                                                                                                                                      |     |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| 10.1. Recherches et développements relatifs aux composants métalliques.....                                                          | 135 |
| 10.1.1. Recherches sur la fatigue thermique.....                                                                                     | 138 |
| 10.1.2. Recherches et développements en matière de contrôles non destructifs.....                                                    | 143 |
| 10.1.3. Études et recherches sur le comportement sismique des ponts roulants.....                                                    | 153 |
| 10.2. Recherches et développements relatifs aux ouvrages de génie civil.....                                                         | 155 |
| 10.2.1. Développement de lois de comportement des ouvrages de génie civil.....                                                       | 156 |
| 10.2.2. Recherches et développements sur le comportement d'ouvrages de génie civil sous sollicitations sismiques.....                | 158 |
| 10.2.3. Recherches et développements sur le comportement d'ouvrages de génie civil en cas de choc.....                               | 163 |
| 10.2.4. Recherches et développements sur le comportement des enceintes de confinement en situation d'accident de fusion du cœur..... | 164 |
| 10.2.5. Recherches et développements sur le vieillissement des enceintes.....                                                        | 172 |
| 10.2.6. Recherches sur les polymères.....                                                                                            | 177 |

### *Chapitre 11*

#### **Études et recherches dans le domaine des facteurs organisationnels et humains, et plus largement des sciences humaines et sociales**

|                                                                                                                            |     |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| 11.1. De la prise en compte des facteurs humains dans la sûreté aux études relevant des sciences humaines et sociales..... | 181 |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|

|                                                                                                                   |     |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| 11.2. Les études et recherches relatives à la conception des salles de commande des réacteurs.....                | 184 |
| 11.2.1. La période post-TMI .....                                                                                 | 184 |
| 11.2.2. Le palier N4 : la première salle de commande informatisée.....                                            | 187 |
| 11.2.3. Le projet EPR : vers une automatisation renforcée.....                                                    | 191 |
| 11.2.4. Apports et perspectives .....                                                                             | 194 |
| 11.3. Les études et recherches relatives à l'organisation et au management de la sûreté des centrales d'EDF ..... | 195 |
| 11.3.1. L'organisation des activités de maintenance .....                                                         | 196 |
| 11.3.2. La gestion du recours à des entreprises prestataires.....                                                 | 201 |
| 11.4. Études et recherches en matière de sciences humaines et sociales : le projet AGORAS.....                    | 204 |

*Chapitre 12*

**Autres recherches et pistes de recherche**

# Chapitre 1

## Introduction

---

La prévention des accidents susceptibles d'affecter une installation nucléaire et, dans une logique de défense en profondeur, la limitation de leurs conséquences reposent sur l'utilisation d'une approche robuste en accord avec l'état de l'art, le retour d'expérience et les réglementations, ainsi que sur la démonstration par l'exploitant de l'efficacité des dispositions et des mesures qu'il prend. Cette démonstration et son évaluation réalisée en France par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) – dans le cadre de ses missions d'expertise<sup>1</sup> – s'appuient sur un corpus de connaissances scientifiques qui s'est considérablement enrichi depuis près d'une quarantaine d'années de recherches et de développements associés (tout particulièrement en matière de logiciels de simulation).

**Le présent ouvrage vise à présenter un état de ces recherches et développements, menés par l'IRSN seul ou en collaboration, des enseignements qui en ont été tirés et qui ont bénéficié à la sûreté des réacteurs du parc électronucléaire français, ainsi que des travaux encore menés ou en projet pour améliorer ou acquérir de nouvelles connaissances.** Cet état n'a pas été établi avec un souci d'exhaustivité ; certains travaux de recherche et développement ne sont que cités ou évoqués succinctement à la fin du présent ouvrage. Par ailleurs, certains travaux de recherche qui y sont développés, tels que ceux relatifs aux risques sismiques, d'inondation et d'incendie, bénéficient à l'ensemble des installations nucléaires et pas seulement aux réacteurs électronucléaires.

Les réacteurs nucléaires sont des machines complexes et de grande taille. Le déroulement d'un accident se caractérise par l'interaction de nombreux phénomènes physiques complexes. Leur étude fait appel à des connaissances dans de nombreux domaines de la physique, tels que la neutronique, les transferts de chaleur, la mécanique

---

1. Définies dans le décret n° 2002-254 du 22 février 2002, puis n° 2016-283 du 10 mars 2016.

des fluides, la mécanique des structures, la métallurgie, la chimie sous rayonnement, etc. Dans ces conditions, il est évidemment impossible d'utiliser directement, à des fins de démonstration, les résultats des recherches expérimentales, effectuées le plus souvent à échelle réduite et de manière plus ou moins simplifiée. Aussi, est-il nécessaire de développer des modèles physiques sur la base de connaissances académiques ou d'expériences ciblées, aussi appelées expériences à effets séparés – voir le focus à la fin de cette introduction –, et d'intégrer ces modèles dans des logiciels de calcul permettant de simuler l'ensemble des phénomènes jugés essentiels à la bonne compréhension du déroulement de l'accident à l'échelle du réacteur.

Des expériences plus complexes, se rapprochant autant qu'il est possible des conditions réelles mais à échelle intermédiaire, aussi appelées expériences intégrales – voir également le focus – permettent d'évaluer la pertinence des calculs réalisés à l'aide de ces logiciels de simulation. Le cas échéant, ces expériences mettent en évidence des domaines où des recherches sont encore nécessaires pour compléter ou approfondir les connaissances. Des accidents tels que celui qui s'est produit aux États-Unis le 28 mars 1979 dans le réacteur n° 2 de la centrale de Three Mile Island (TMI), ainsi que celui survenu au Japon à la suite du séisme du 11 mars 2011 dans les réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi, ont aussi fourni des données uniques. Bien qu'incomplètes par manque d'instrumentation, elles contribuent pour autant à l'évaluation de la capacité des logiciels de simulation à prédire le déroulement d'accidents réels. Par ailleurs, l'accident du réacteur n° 4 de la centrale de Tchernobyl, survenu le 26 avril 1986, a conduit à s'interroger sur l'adéquation des modèles et donc l'aptitude des logiciels à prédire les rejets radioactifs des centrales occidentales dans le cas hypothétique d'une fusion de cœur et sur la validité des critères de sûreté adoptés jusqu'alors à l'égard des accidents de réactivité.

Si au cours des 40 dernières années des progrès considérables ont été réalisés dans la connaissance des phénomènes mis en jeu, l'évolution des conditions d'exploitation des réacteurs, l'utilisation de technologies innovantes et la recherche d'approches scientifiques plus précises, le tout développé dans un contexte de compétition industrielle toujours plus vive, font qu'il est toujours nécessaire d'approfondir certaines connaissances en matière de sûreté nucléaire. En effet, des hypothèses considérées comme prudentes ont souvent été prises lors de la conception et il est parfois nécessaire de vérifier et d'évaluer leur conservatisme et les marges réellement dégagées.

Par ailleurs, pour les réacteurs de nouvelle génération de type EPR (*European Pressurized Water Reactor*), la possibilité d'une fusion du cœur a été prise en compte dès le stade de leur conception, ce qui n'a pas été le cas pour les réacteurs mis en service au XX<sup>e</sup> siècle, même s'ils ont bénéficié par la suite d'améliorations pour prendre en compte ce risque. L'extension de la durée d'exploitation de ces derniers au-delà de 40 ans ne peut donc s'envisager sans une amélioration significative de leur niveau de sûreté en termes de prévention des accidents de fusion du cœur et de limitation de leurs conséquences, ce qui renforce le besoin de recherche dans ce domaine. Les évaluations complémentaires de sûreté (ECS) réalisées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi ont souligné la nécessité de poursuivre les recherches sur les agressions externes initiatrices potentielles d'accidents de fusion du cœur, sur le risque

et les conséquences d'explosions d'hydrogène ainsi que sur la filtration des rejets radioactifs.

En France, les principaux acteurs de la recherche en sûreté nucléaire sont l'IRSN, le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) et l'exploitant Électricité de France (EDF), ainsi que dans une certaine mesure, le concepteur AREVA (Framatome avant 2006). L'approfondissement de la compréhension des phénomènes élémentaires implique également le monde de la recherche académique (universités, écoles d'ingénieurs, CNRS<sup>2</sup>).

S'il incombe à l'exploitant de fournir à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) les bases techniques utilisées dans ses démonstrations de sûreté, y compris les résultats des recherches effectuées en support, il est primordial que l'IRSN conduise également ses propres recherches. En effet, elles permettent à l'Institut de développer et de maintenir ses compétences sur des thématiques scientifiques complexes dont la maîtrise est cruciale pour assurer la pertinence et l'indépendance de son expertise de ces démonstrations, et d'être force de propositions pour l'avancée de la sûreté. L'Institut réalise dans ses laboratoires ou fait réaliser dans ceux de ses partenaires (au CEA notamment) – ou encore bénéficie de la réalisation par des partenaires – des programmes de recherche expérimentale et développe dans la mesure du possible ses propres modèles et logiciels de simulation. Il assure ou s'assure de la validation des logiciels de simulation indispensables à ses activités de recherche et d'études en soutien à ses expertises.

Les connaissances ainsi acquises et les logiciels de simulation développés et validés permettent également à l'Institut d'apporter un appui scientifique et technique aux pouvoirs publics en cas de crise. C'est ainsi que l'Institut a été en mesure d'informer les pouvoirs publics, le public et les médias de manière pertinente sur les événements qui se déroulaient dans la centrale de Fukushima Daiichi.

Certaines recherches peuvent également permettre à l'Institut de préciser ou consolider son questionnement technique sur des sujets qui pourraient contribuer à améliorer notablement la sûreté, par exemple en matière de contrôle non destructif des circuits et composants des réacteurs.

Une spécificité de la recherche en sûreté nucléaire est le délai, en général relativement long, nécessaire à l'obtention de résultats utilisables pour l'expertise (par exemple environ dix ans pour les recherches impliquant l'utilisation d'un réacteur nucléaire de recherche ou nécessitant la conception d'un dispositif expérimental innovant au plan technologique). Cela est lié à la complexité des dispositifs d'expérimentation à concevoir et à mettre en œuvre – notamment ceux qui doivent être installés dans des réacteurs nucléaires de recherche – et aux délais des examens post-mortem (ou post essais) en laboratoires spécialisés, tout particulièrement lorsque de la matière radioactive a été mise en œuvre au cours des essais. Il importe donc d'anticiper suffisamment tôt les besoins en connaissance et en logiciels de simulation. Pour les exploitants et les experts de l'IRSN, cette anticipation est primordiale pour être prêts aux grands rendez-vous de la sûreté des installations tels que les réexamens périodiques de sûreté des réacteurs ou

---

2. Centre national de la recherche scientifique.



l'examen des conditions de sûreté d'une augmentation de la durée d'exploitation des réacteurs au-delà de 40 ans (projet « durée de fonctionnement » ou DDF d'EDF), etc.

Du fait de leurs coûts, nombre de ces recherches, notamment expérimentales, sont conduites dans un cadre coopératif réunissant des industriels, des organismes équivalents à l'IRSN à l'étranger et l'IRSN, chaque partenaire exploitant librement les résultats de ces recherches.

L'IRSN prend part, en partenariats, à plus d'une dizaine de projets retenus par l'Agence nationale de la recherche (ANR), notamment dans le cadre de l'appel à projets « Recherches en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection » lancé à la suite de l'accident de Fukushima. Mais la coopération en matière de recherche ne se limite pas à la France. Comme nous le verrons par la suite, les principaux pays qui ont conçu et construit des réacteurs nucléaires électrogènes (États-Unis, Canada, Japon, Allemagne, Royaume-Uni, Suisse, Russie, etc.) ont conduit et conduisent encore des programmes de recherche en sûreté nucléaire. Grâce à des accords bilatéraux ou multilatéraux, l'IRSN bénéficie du financement de partenaires internationaux pour la plupart de ses programmes de recherche et, de manière symétrique, a accès aux résultats des programmes réalisés à l'étranger auxquels il contribue financièrement.

L'Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économiques<sup>3</sup> (OCDE/AEN) joue un rôle très important en « *aidant ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation sûre, respectueuse de l'environnement et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques* ». Elle fait émerger des consensus d'experts sur l'état des connaissances (rapports du type *State-Of-the-Art Report* ou SOAR), les lacunes à combler et les priorités concernant les recherches à mener. Elle organise au plan international des exercices d'intercomparaison (benchmarks), permettant de confronter les différents logiciels de simulation avec des résultats d'expérience (*International Standard Problems* ou ISP), exercices toujours très riches d'enseignements. Elle facilite également le montage de projets de recherche internationaux (*Joint Projects*) proposés par l'un de ses membres – en agrégeant d'autres membres partenaires – permettant de réunir les financements nécessaires et ainsi de faire progresser les connaissances dans des domaines où elles sont jugées insuffisantes. Dans le cadre des activités de l'OCDE/AEN, l'IRSN s'implique tout particulièrement dans le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) (*Committee on the Safety of Nuclear Installations* ou CSNI) – dont la mission est d'aider les pays membres à maintenir et à développer les connaissances scientifiques et techniques nécessaires pour évaluer la sûreté des réacteurs nucléaires et des installations du cycle du combustible – et plus directement dans ses différents groupes de travail sur :

- l'évaluation des risques (*Working Group on Risk Assessment* ou WGRISK),
- la sûreté du combustible (*Working Group on Fuel Safety* ou WGFS),
- l'analyse et la gestion des accidents (*Working Group on Analysis and Management of Accidents* ou WGAMA),

3. Au 1<sup>er</sup> janvier 2015, l'AEN comptait 31 pays membres d'Europe, d'Amérique du Nord et de la région Asie-Pacifique.

- l'intégrité et le vieillissement des composants et des structures (*Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures* ou WGIAGE),
- les facteurs humains et organisationnels (*Working Group on Human and Organisational Factors* ou WGHOF),
- la sûreté du cycle du combustible (*Working Group on Fuel Cycle Safety* ou WGFC),
- les événements externes (*Working Group on External Events* ou WGEV),
- les systèmes électriques de puissance (*Working Group on Electrical Power Systems* [WGELE]).

La Commission européenne contribue également, pour une part non négligeable, au financement de projets de recherches et de développements internationaux en sûreté nucléaire. Des appels à projets autour de thématiques jugées prioritaires par la Commission sont lancés dans le cadre du volet Euratom des Programmes cadres pour la recherche et le développement (PCRD) pluriannuels, en place depuis 1984. Ils sont conduits dans un cadre coopératif rassemblant le plus souvent industriels, exploitants de centrales nucléaires, organismes d'expertise et laboratoires de recherche.

Il est aussi à noter que l'IRSN est impliqué dans des instances de niveau européen ayant pour mission d'orienter la recherche prénormative dans différents domaines (mécanique des structures métalliques et de génie civil, logiciels de contrôle-commande).

Créée en 2007, la « plateforme technologique » européenne SNETP (*Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*) – qui regroupe des représentants de l'industrie nucléaire, de la recherche, des organismes de sûreté, des associations et des ONG<sup>4</sup> – a pour objectif d'élaborer une vision commune européenne de la contribution que peut avoir la fission nucléaire dans une transition vers une énergie à bas carbone d'ici à 2050. Dans ce cadre, la SNETP a publié divers documents dont un *Strategic Research Agenda* (janvier 2009) et un *Strategic Research and Innovation Agenda* (février 2013), qui prend en compte, entre autres, un certain nombre de problématiques de sûreté en rapport avec les réacteurs électronucléaires à eau de générations II et III, ainsi qu'un document spécifique *Identification of Research Areas in Response to the Fukushima Accident* (janvier 2013). Ces documents constituent des supports à la Commission européenne pour l'établissement de ses Programmes cadres de recherche et de développement. Il est à noter que depuis 2012, les acteurs (hormis les ONG) de la « plateforme technologique » SNETP pour les réacteurs de générations II et III se sont associés à des organes (réseaux) déjà existants (SARNET [*Severe Accident Research NETwork of excellence*] pour les accidents de fusion du cœur, NULIFE, ETSO, etc.), constituant l'association de droit belge NUGENIA (*NUclear GENeration II & III Association*) ; deux publications de cette association sont à citer : en octobre 2013, *NUGENIA Roadmap – Challenges & Priorities*, puis en avril 2015 *NUGENIA Global Vision*. L'IRSN s'implique fortement dans SNETP et NUGENIA.

---

4. Organisation non gouvernementale.

Nous allons maintenant passer en revue les principaux programmes de recherche en sûreté, notamment ceux réalisés en France par l'IPSN puis l'IRSN, et les grandes lignes des enseignements qui en ont été tirés. Nous évoquerons également les principaux programmes de recherche menés dans les mêmes domaines à l'étranger, sans toutefois prétendre être exhaustif.

Il a été retenu de présenter en premier les recherches relatives à l'accident retenu pour le dimensionnement des équipements de sauvegarde d'un réacteur à eau sous pression (REP), à savoir la rupture d'une tuyauterie principale du circuit primaire (accident de perte de réfrigérant primaire ou APRP). Elles constituaient en effet la majeure partie des premières recherches en sûreté nucléaire, effectuées dès les années 1970, et avaient pour objectif de développer les connaissances et les outils de calcul permettant d'étudier cet accident.

Pour chacun des thèmes de recherches et de développements traités dans cet ouvrage – positionnés schématiquement dans la démonstration de sûreté « déterministe » sur la figure 1.1 en page suivante –, nous rappellerons les objectifs de sûreté visés pour la démonstration de sûreté et les questions ou difficultés que cette démonstration a pu soulever ou soulève encore en l'état actuel des connaissances.

En préalable, nous donnerons des éléments descriptifs de quelques-uns des instruments de recherche privilégiés de l'IRSN en matière de sûreté des réacteurs électrogènes, dont il sera fait état dans la suite de l'ouvrage.

Le choix a été fait de ne faire référence – en règle générale – qu'à quelques documents jugés les plus significatifs ou ayant l'avantage de constituer en eux-mêmes des synthèses de connaissances acquises sur certains des sujets traités (par exemple certains rapports de l'OCDE du type SOAR), eux-mêmes faisant généralement référence à de nombreux documents scientifiques.

## ► Des recherches inscrites dans le cadre d'orientations et de programmes à caractère stratégique

Les thèmes et sujets de recherche dont il est fait état dans cet ouvrage se sont inscrits dans le cadre d'orientations et de programmes scientifiques, de nature stratégique, visant à ce que l'IPSN, puis l'IRSN, soient en mesure d'asseoir leurs expertises et leurs interventions, y compris en situation de crise, sur les meilleures connaissances scientifiques. Ces orientations et programmes scientifiques ont été naturellement déterminés par les questions soulevées dans le cadre des analyses de sûreté, par l'évolution de la conception des réacteurs, par les enseignements tirés du retour d'expérience de leur exploitation (notamment des incidents), par les accidents survenus (TMI, Tchernobyl et plus récemment, Fukushima Daiichi), et aussi par les résultats des travaux de recherche. L'IRSN rend dorénavant publique sa stratégie scientifique. Concernant plus directement la sûreté des réacteurs à eau sous pression, le document cité en référence [1], d'octobre 2015, l'évoque dans sept « questions scientifiques prioritaires » – dont l'une à caractère transverse concernant les aspects organisationnels et humains – correspondant à des thèmes et sujets abordés dans le présent ouvrage.

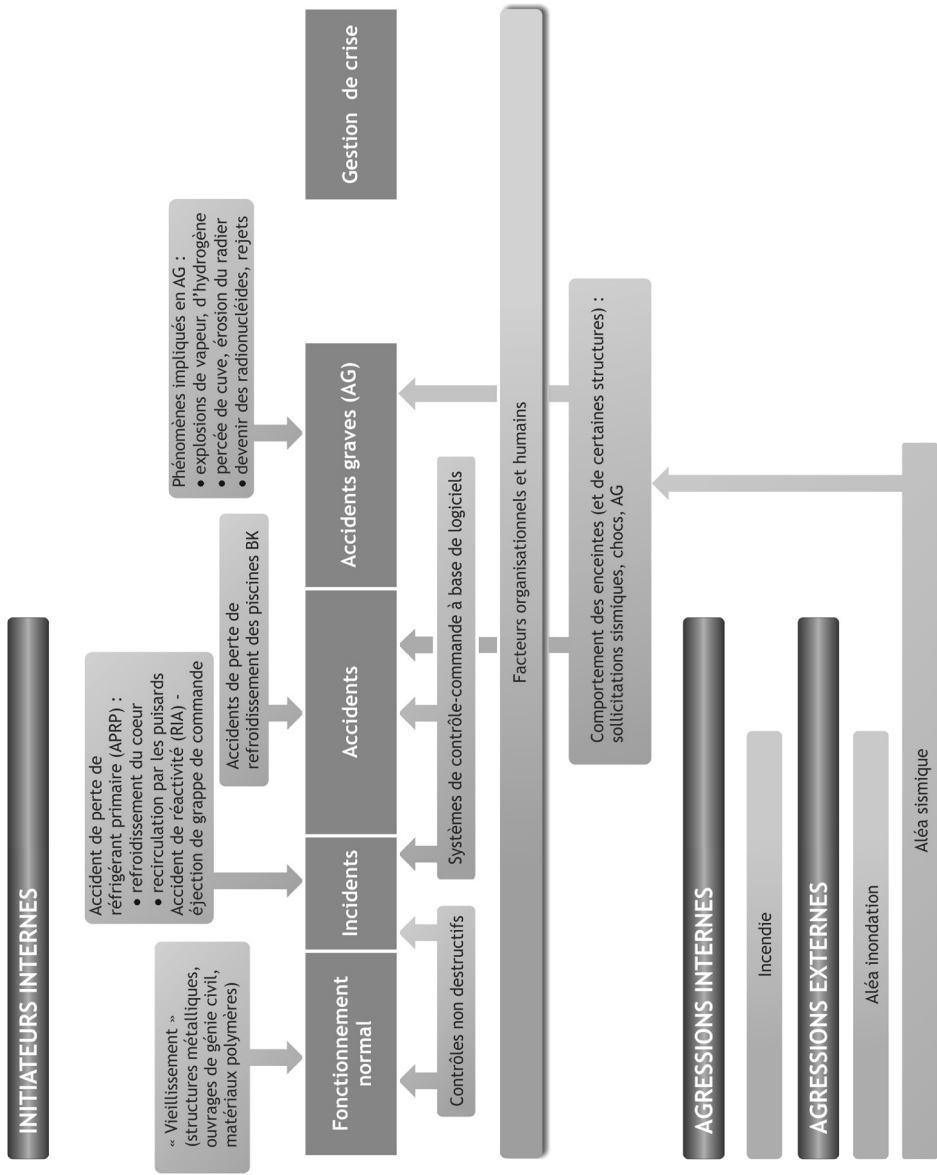


Figure 1.1. Thèmes de recherches et développements abordés (ou simplement évoqués) dans le présent ouvrage. © Georges Goué/IRSN.

## #FOCUS.....

### **Expériences à effets séparés ou analytiques *versus* expériences intégrales**

Les expériences à effets séparés sont des expériences très bien instrumentées permettant d'étudier en détail un phénomène physique particulier dont on cherche à déterminer avec précision les lois de la physique qui le gouvernent. Des « plans d'expérience » permettent de faire varier systématiquement les paramètres physiques influents. Par exemple, la cinétique d'oxydation des gaines des crayons de combustible est déterminée en plaçant un échantillon de gaine dans une veine parcourue par un débit de vapeur d'eau à l'intérieur d'un four à température régulée. L'échantillon est suspendu à une balance et la mesure de l'augmentation de sa masse en fonction du temps, pour différentes températures, fournit l'information recherchée.

Les expériences intégrales au contraire privilégient la reproduction de la complexité des phénomènes étudiés, souvent au prix d'une mesure plus globale et moins précise des grandeurs physiques. Par exemple, l'étude de l'endommagement d'un assemblage de crayons de combustible consécutif à une perte de refroidissement a été réalisée en irradiant dans le réacteur PHEBUS une grappe de 20 crayons de combustible situés dans un canal alimenté par un débit de vapeur et isolé thermiquement. Les phénomènes physiques en jeu sont les réactions de fission nucléaire qui produisent un échauffement du combustible, l'oxydation des gaines au-delà d'une certaine température qui consomme de la vapeur d'eau, libère de l'hydrogène et produit de la chaleur, et les transferts de chaleur dans la grappe par conduction, convection et rayonnement. Pour étudier les phénomènes, on ne dispose que de la mesure de la puissance du réacteur, du débit de vapeur alimentant le canal, de quelques mesures locales de température dans le combustible et le canal, ainsi que de la mesure de l'ensemble de l'hydrogène produit.

## **Référence**

- [1] La stratégie scientifique de l'IRSN, octobre 2015 : [http://www.irsn.fr/FR/IRSN/presentation/Documents/IRSN\\_Strategie-scientifique\\_2015.pdf](http://www.irsn.fr/FR/IRSN/presentation/Documents/IRSN_Strategie-scientifique_2015.pdf)

# Chapitre 2

## Quelques-uns des instruments de recherche privilégiés de l'IRSN en matière de sûreté des réacteurs électronucléaires

---

### 2.1. *Le réacteur CABRI*

Le réacteur d'essais de sûreté CABRI fait partie, avec le réacteur « jumeau » SCARABÉE maintenant désaffecté, de l'installation nucléaire de base SURA (INB n° 24) située au centre d'études de Cadarache ; il est exploité par le CEA pour le compte de l'IRSN.

CABRI a été mis en service en 1964. Il s'agit d'un réacteur de type piscine, constitué d'un cœur « nourricier »<sup>5</sup> dont le combustible est, depuis les années 1970, de l'oxyde d'uranium ( $\text{UO}_2$ ) faiblement enrichi et gainé en acier inoxydable, d'une puissance de 25 MW, refroidi par de l'eau.

CABRI permet d'étudier les conséquences sur le combustible d'accidents de réactivité pouvant survenir dans différents types de réacteurs. Il s'agit d'augmentations très rapides de la puissance du réacteur au-dessus du niveau normal de fonctionnement. Les pics de puissance, de très courte durée (quelques millisecondes) et pouvant atteindre 20 GW,

---

5. Le cœur « nourricier » produit les neutrons permettant de mener les expériences sur le combustible d'essai positionné dans une boucle disposant de son propre fluide de refroidissement et traversant le cœur suivant son axe central.

sont réalisés par la vidange plus ou moins rapide et séquencée de barres absorbantes remplies d'un gaz neutrophage, l'hélium 3, isotope de l'hélium. Le cœur du réacteur, mesurant 65 cm de côté sur 80 cm de haut, est composé de 40 assemblages de crayons de combustible conçus pour résister aux conséquences de ces pics de puissance.

De 1978 à 2001, CABRI a été utilisé pour l'étude des accidents de réactivité dans les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, sur des aiguilles (crayons) de combustible uniques positionnées dans une boucle d'essai en sodium. De 1993 à 2000, CABRI a été aussi utilisé pour la filière des réacteurs à eau sous pression, par la réalisation d'essais simulant la première phase d'un accident de réactivité, en utilisant également la boucle en sodium (essais dits REP-Na). CABRI est maintenant équipé d'une boucle à eau sous pression afin d'y mener un nouveau programme de recherches – d'une dizaine d'essais – pour les réacteurs à eau sous pression et dans des conditions plus représentatives d'un REP<sup>6</sup> : le *CABRI International Program* (CIP), lancé en 2000 (figure 2.1).

Le réacteur CABRI est notamment équipé d'un dispositif, appelé hodoscope, constitué de plusieurs dizaines de chambres à fission et à proton de recul situées à l'extrémité d'un collimateur traversant le cœur. Il permet de détecter et de mesurer avec précision les déplacements de combustible (solide ou à l'état fondu) dans les crayons d'essai au cours de l'expérience.

SCARABÉE, qui n'est plus utilisé, avait en commun avec CABRI les circuits de refroidissement. Contrairement à CABRI, SCARABÉE n'était pas destiné à la réalisation

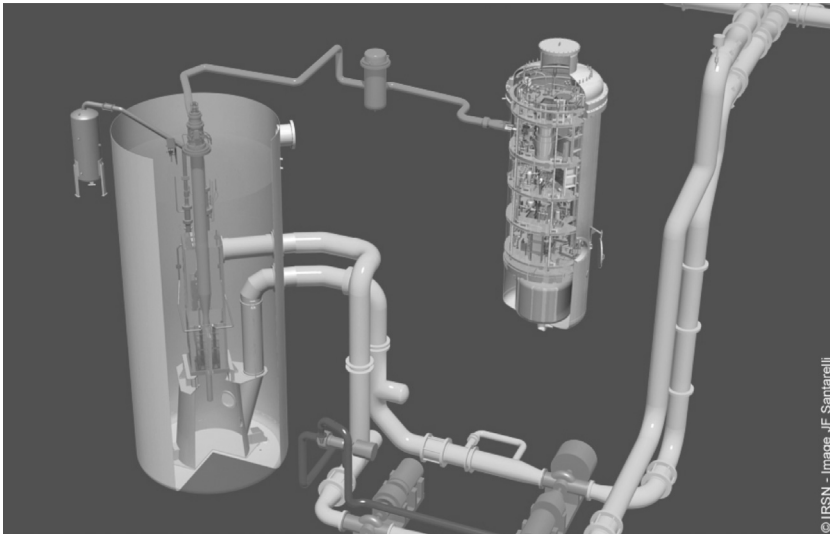


Figure 2.1. Schéma du réacteur d'essais de sûreté CABRI avec la boucle à eau sous pression.

6. Les pression et température dans la boucle en eau sont respectivement de 155 bars et 350°C.

de transitoires rapides de puissance. SCARABÉE a été essentiellement utilisé pour l'étude, grâce à une boucle en sodium de plus grand diamètre que celle utilisée dans CABRI, des accidents hypothétiques de bouchage et fusion d'assemblages dans les réacteurs à neutrons rapides de forte puissance (SUPERPHENIX, projet RNR<sup>7</sup> 1 500), de 1983 à 1989 ; les essais ont été menés sur des petits assemblages comportant jusqu'à 37 aiguilles de combustible.

## 2.2. *Le réacteur PHEBUS*

PHEBUS est un réacteur nucléaire d'expérimentation (INB n° 92) également situé au centre d'études de Cadarache et exploité par le CEA. Mis en service en 1978, ce réacteur était destiné à l'étude des accidents pouvant affecter les réacteurs à eau sous pression. Il est arrêté depuis 2010.

Il s'agit d'un réacteur de type piscine, constitué d'un cœur « nourricier » d'une puissance de 40 MW, équipé d'une tour de refroidissement lui permettant de fonctionner à puissance élevée pendant plusieurs jours, contrairement au réacteur CABRI dont l'autonomie de fonctionnement n'excède pas quelques dizaines de minutes. Il était utilisé pour fournir le flux de neutrons servant à chauffer le combustible d'essai introduit dans la boucle à eau sous pression au centre du cœur et produire les produits radioactifs dont on étudiait le comportement dans une phase ultérieure de l'expérience.

Il a été principalement l'outil expérimental du programme Phébus-PF (pour produits de fission) consacré à l'étude du devenir des produits de fission issus d'un cœur de réacteur à eau sous pression dans une situation de fusion du cœur. Ce programme a été lancé en 1988 par l'IPSN, dans le cadre d'un partenariat avec EDF et la Commission européenne, ainsi que d'autres pays (États-Unis, Canada, Japon, Corée du Sud et Suisse) ; il a duré de 1988 à 2010. Auparavant, le réacteur PHEBUS avait été utilisé dans le cadre des programmes Phébus-LOCA (pour *Loss of Coolant Accident*) et Phébus-CSD (pour combustible sévèrement dégradé).

Le CEA a prévu de transmettre en 2017, à l'Autorité de sûreté nucléaire, la demande de mise à l'arrêt définitif du réacteur PHEBUS.

## 2.3. *La plateforme expérimentale GALAXIE*

La plateforme GALAXIE, située elle aussi au centre d'études de Cadarache, est exploitée par l'IRSN. Elle regroupe des installations expérimentales de diverses capacités qui permettent de mener des recherches expérimentales relatives à la maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires (voir le détail dans le chapitre 7). Les deux principaux dispositifs d'essais de GALAXIE sont succinctement décrits ci-après.

---

7. Réacteur à neutrons rapides.





Figure 2.2. Le dispositif DIVA. © Jean-Marie Huron/Signatures/IRSN.

### ► DIVA (Dispositif incendie ventilation et aérocontamination)

Le dispositif DIVA (figure 2.2) est dédié à la réalisation d'essais sur les feux dans des configurations mettant en jeu plusieurs locaux ventilés pouvant affecter aussi bien des laboratoires et usines que des réacteurs à eau sous pression. Il est constitué de trois locaux de  $120 \text{ m}^3$ , un couloir de  $150 \text{ m}^3$ , un local de  $170 \text{ m}^3$  à l'étage et d'un réseau de ventilation. Il est doté d'une instrumentation conséquente (jusqu'à 800 voies de mesures). Son génie civil en béton armé et ses équipements ont été dimensionnés pour tenir dans une gamme de pressions des gaz pouvant aller de  $-100 \text{ hPa}$  à  $+520 \text{ hPa}$ . Les fuites entre locaux sont ajustables ainsi que les configurations de ventilation pour étudier des feux dans des situations mettant en jeu plusieurs locaux confinés et ventilés.

### ► SATURNE

Le cône calorimètre de SATURNE (figure 2.3) est un dispositif destiné à la détermination, à grande échelle et en atmosphère libre, de grandeurs caractéristiques d'un foyer comme sa puissance et le débit massique de combustion. Les capacités de la hotte et du réseau de ventilation associé (débit maximal de  $30\,000 \text{ m}^3/\text{h}$ ) permettent d'étudier des foyers dont la puissance peut atteindre au maximum 3 MW.

## 2.4. *Autres installations*

L'IRSN exploite également cinq autres installations d'expérimentation dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression.



Figure 2.3. Le dispositif SATURNE. © Olivier Seignette/Mikaël Lafontan/IRSN.

### ► Le banc expérimental CALIST (Saclay)

Le banc CALIST (*Characterization and Application of Large and Industrial Spray Transfer*) a été élaboré pour caractériser les tailles et les vitesses des gouttes issues d'une ou plusieurs buses d'aspersion ainsi que pour étudier l'entraînement de l'air par les sprays.

### ► L'installation TOSQAN (Saclay)

L'installation TOSQAN sert à simuler des conditions thermohydrauliques régnant dans l'enceinte de confinement d'un réacteur nucléaire lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur. Cette installation est dimensionnée pour permettre l'étude analytique de phénomènes physiques influençant la distribution de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement d'un réacteur : condensation en paroi, échanges induits par le puisard ou par le dispositif d'aspersion de l'enceinte.

### ► L'installation CHIP (Cadarache)

L'installation CHIP (Chimie de l'iode dans le circuit primaire) est un dispositif d'étude physico-chimique constituée de fours, dans lesquels sont introduits les réactifs chimiques, et de tubes à profil axial de température contrôlé, à travers lesquels sont injectés ces réactifs et un gaz porteur. Cette installation est utilisée pour réaliser le programme CHIP dédié à l'étude de la chimie de l'iode hors équilibre thermodynamique (influence de

la cinétique chimique) dans le circuit primaire d'un réacteur à eau lors d'un accident de fusion du cœur.

### ► L'installation EPICUR (Cadarache)

L'installation EPICUR (Études physico-chimiques de l'iode confiné sous rayonnement) est un irradiateur panoramique constitué de sources de cobalt ( $^{60}\text{Co}$ ) délivrant un rayonnement  $\gamma$  caractérisé par un débit de dose moyen de 10 kGy/h. Il permet de représenter dans une cellule expérimentale l'effet du rayonnement associé à la présence de produits radioactifs dans l'enceinte de confinement d'un réacteur à eau sous pression lors d'un accident de fusion du cœur. Il est utilisé pour le programme du même nom qui a pour objectif l'étude de la chimie de l'iode dans l'enceinte d'un réacteur en situation accidentelle.

### ► L'irradiateur IRMA (Saclay)

L'installation IRMA (Irradiation matériaux) est composée d'un irradiateur panoramique constitué de sources de cobalt ( $^{60}\text{Co}$ ) délivrant un rayonnement  $\gamma$  caractérisé par un débit de dose moyen de 20 kGy/h. Les activités scientifiques et techniques qui y sont menées sont diverses. Elles concernent par nature l'étude des mécanismes d'interaction rayonnement/matière et plus particulièrement la réponse et la dégradation des matériaux et composants sous rayonnement gamma. IRMA permet également l'étude et la conception de blindages et de protections biologiques pour différents types d'installations nucléaires. Le potentiel de recherche d'IRMA (fort flux  $\gamma$ ) permet également de réaliser des études en situation accidentelle.

# Chapitre 3

## Recherches sur les accidents de perte de réfrigérant primaire

---

Les accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP, ou LOCA en anglais<sup>8</sup>) font partie des conditions de fonctionnement à prendre en compte pour la conception et le dimensionnement des réacteurs à eau sous pression, dans le cadre de l'approche déterministe de sûreté. Ce sont des accidents postulés à caractère hypothétique (4<sup>e</sup> catégorie des conditions de fonctionnement<sup>9</sup>), dont l'événement initiateur est une brèche dans l'enveloppe du circuit primaire. Une telle brèche entraîne une chute plus ou moins brutale de la pression dans ce circuit et une perte d'eau. Cela conduit inexorablement à l'échauffement des crayons de combustible, malgré l'arrêt des réactions nucléaires à la suite de la chute automatique des barres de commande, à cause de la chaleur résiduelle qui se dégage dans le combustible. Cet échauffement doit rester limité pour que l'endommagement du combustible ne mette pas en cause le refroidissement du cœur du réacteur et ne conduise pas à sa fusion. Les accidents de perte de réfrigérant primaire « dimensionnent » notamment le système d'injection (d'eau) de sécurité RIS (débit, etc.), certains composants mécaniques du circuit primaire et l'enceinte de confinement du réacteur.

Dans les années 1970, des critères de sûreté pour les gaines des crayons de combustible (première barrière de confinement) ont été définis sur la base de l'état

---

8. *Loss of Coolant Accident.*

9. Voir l'ouvrage « Éléments de sûreté nucléaire », J. Libmann, EDP Sciences, 1996, chapitre 3.

des connaissances de l'époque. Ils sont présents dans la réglementation américaine, et en particulier dans le 10 CFR (*Code of Federal Regulations*) 50.46 et son appendice K, diffusé en 1974, et ont été retenus en France pour la construction des premiers réacteurs électronucléaires sous licence Westinghouse. La publication de ces textes constituait l'aboutissement d'années de discussions entre l'AEC (Atomic Energy Commission, ancêtre de l'U.S.NRC – United States Nuclear Regulatory Commission) et les exploitants nucléaires américains. Cependant, depuis 1974, les conditions d'exploitation des réacteurs et les combustibles ont évolué (augmentation des taux de combustion, nouveaux matériaux pour les gaines des crayons de combustible, etc.), ce qui a mené à différents programmes de recherches et de développements précisés ci-après.

Les accidents de perte de réfrigérant primaire mettent en jeu des phénomènes complexes dans le réacteur, sur trois aspects :

- la thermohydraulique dans le circuit primaire,
- la tenue mécanique des structures internes à la cuve du réacteur,
- la thermomécanique des crayons de combustible.

La tenue mécanique des structures internes est l'un des aspects particulièrement complexes de l'APRP de par la nature dynamique et dissymétrique de la décompression de l'eau du circuit primaire. La chute de pression, de 50 à 80 bars d'amplitude, se propage à travers le circuit primaire à la vitesse du son dans l'eau (de l'ordre de 1 000 m/s) sous la forme d'une onde de décompression, arrivant dans la cuve par un seul piquage. Cela engendre des chargements mécaniques importants sur les structures internes à la cuve et sur les assemblages de combustible, qui doivent conserver leur géométrie pour garantir l'arrêt du réacteur par la chute des grappes de commande et le maintien de la capacité de refroidissement du cœur. En France, depuis la conception des réacteurs à eau sous pression, la brèche correspondant à la rupture guillotine doublement débattue<sup>10</sup> d'une tuyauterie du circuit primaire – dite 2A – a été postulée systématiquement pour étudier certaines conséquences de l'APRP (capacité de refroidissement du cœur, tenue de l'enceinte, conséquences radiologiques) mais pas pour d'autres (tenue mécanique des structures internes à la cuve et des assemblages de combustible) pour lesquelles des brèches guillottes à débattement limité sont considérées. En effet, sur tous les réacteurs à eau sous pression du parc français actuellement en service, des dispositifs anti-débattement visant à limiter les débattements de tuyauterie en cas de brèches sont installés. En outre, pour la rupture postulée en sortie de pompe primaire où il n'y a pas de dispositif anti-débattement, la rigidité de la branche froide limite la section de brèche.

La recherche sur les accidents de perte de réfrigérant primaire s'est structurée selon deux axes majeurs :

- l'étude des phénomènes thermohydrauliques diphasiques intervenant lors des phases de vidange du circuit primaire, de renoyage du cœur et de remouillage des crayons de combustible ;

---

10. Il s'agit d'une rupture complète (sur 360°) de tuyauterie, dont les deux tronçons séparés sont écartés l'un de l'autre, ce qui maximise le débit de fuite.

- l'étude du comportement des gaines et des combustibles dans de telles conditions accidentelles.

Des progrès considérables dans la connaissance de ces phénomènes ont été réalisés au cours des 30 dernières années. Ils se sont traduits par le développement de logiciels de simulation sophistiqués permettant d'étudier le déroulement de ces accidents à l'échelle du réacteur et de vérifier si les critères de sûreté sont satisfaits avec des marges suffisantes en regard des incertitudes qui subsistent – voire de les faire évoluer.

### **3.1. Thermohydraulique diphasique**

En France, les travaux de recherche menés essentiellement dans un cadre coopératif entre EDF, le CEA, Framatome et l'IPSN ont abouti au développement du logiciel de simulation CATHARE<sup>11</sup> [1]. Ce logiciel modélise de manière détaillée le comportement de l'eau circulant dans les circuits primaire et secondaire d'un réacteur à eau sous pression, depuis les conditions normales de fonctionnement jusqu'aux limites des conditions de dimensionnement classiques, c'est-à-dire jusqu'à l'endommagement du combustible. Afin de couvrir un domaine de conditions thermohydrauliques le plus large possible, les phases liquide et vapeur sont traitées distinctement à l'aide d'un ensemble de six équations (conservation des masse, quantités de mouvement et d'énergie). À l'origine, la modélisation était essentiellement monodimensionnelle, alors que dans certaines zones de la chaudière, comme le cœur du réacteur, les écoulements peuvent ne pas être unidirectionnels du fait de la distribution de puissance non uniforme ou de modifications de géométrie au cours de l'accident. Dans les années 2000, le logiciel a évolué avec la possibilité de modéliser des écoulements multidimensionnels et de décrire pendant le renoyage du cœur le comportement des gouttelettes séparément de celui des phases continues de liquide et de vapeur [2]. En effet, la vapeur circulant à grande vitesse le long des gaines produit, par un phénomène de cisaillement, des gouttelettes qui circulent dans le film de vapeur et interviennent dans les transferts de chaleur.

Un tel logiciel visant une description fine des phénomènes thermohydrauliques nécessite de connaître avec précision les lois de la physique régissant les transferts de masse, de quantité de mouvement et d'énergie aux interfaces entre chacune des phases ainsi qu'entre ces phases et les parois. Aussi, le développement du logiciel s'est-il accompagné de la réalisation de nombreux essais à caractère analytique. La majorité d'entre eux s'est déroulée dans les années 1980 et 1990 dans des installations spécifiques très instrumentées construites par le CEA sur le site de Grenoble. Sans être exhaustif, nous citerons plus particulièrement :

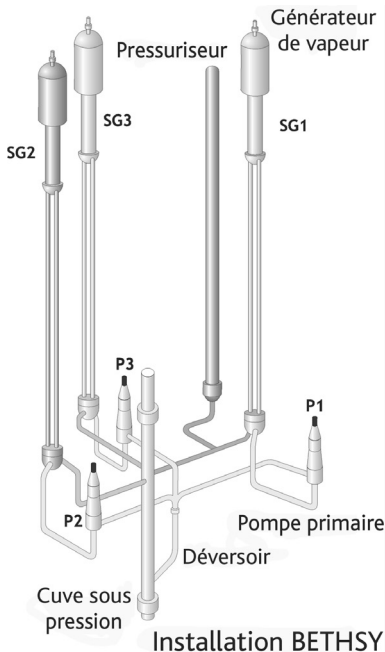
- CANON et SUPERCANON, pour l'étude de la dépressurisation et de la vaporisation de l'eau, d'abord en géométrie circulaire puis en géométrie représentative d'un assemblage de crayons ;

---

11. Code avancé de thermohydraulique pour les accidents de réacteurs à eau.

- MOBY DICK et SUPER MOBY DICK (SMD), pour l'étude des débits diphasiques passant par des orifices représentatifs des brèches étudiées sur le circuit primaire ;
- OMEGA et APHRODITE (EDF/Chatou), pour l'étude des phénomènes de caléfaction autour des crayons ;
- DEBORA, pour l'étude d'écoulements en ébullition ;
- SMD, pour l'étude des frottements à l'interface entre le liquide et la vapeur ;
- PERICLES-2D, pour l'étude du découvrément et du renoyage d'un cœur, avec notamment la mise en œuvre d'une maquette de trois assemblages dégageant des niveaux de puissance différents ;
- ROSCO, pour l'étude des premiers instants de renoyage d'un cœur, caractérisés par un débit oscillant, comme observé expérimentalement au cours d'expériences réalisées à grande échelle sur des maquettes de réacteur (voir plus loin).

Afin de vérifier les capacités du logiciel CATHARE à prédire de manière satisfaisante le comportement d'une chaudière en situation accidentelle, le CEA, avec le support d'EDF, de Framatome et de l'IPSN, a conçu dans les années 1980 l'installation BETHSY, réalisée sur le site de Grenoble. Il s'agit d'une maquette du circuit primaire d'un réacteur de 900 MWe, à l'échelle 1 pour ce qui concerne les hauteurs des différents composants, les volumes étant eux représentés à l'échelle 1/100 (figure 3.1). Elle est constituée de trois



**Figure 3.1.** La boucle BETHSY (REP 900 MWe, trois boucles). © Georges Goué/IRSN — Source CEA (à gauche), CEA (à droite).

boucles munies chacune d'une pompe et d'un générateur de vapeur, ainsi que des éléments du circuit secondaire jugés essentiels pour les études de thermohydraulique. L'installation a été dimensionnée pour des pressions de 17,2 MPa dans le circuit primaire et de 8 MPa dans le circuit secondaire. Le cœur du réacteur est représenté à l'échelle 1/100 par un assemblage de 428 crayons, gainés en acier inoxydable et chauffés électriquement. Ils peuvent dégager une puissance de 3 MW, ce qui représente environ 10 % de la puissance nominale d'un réacteur à l'échelle considérée, permettant ainsi de simuler la puissance résiduelle du cœur juste après la chute des barres de commande. Tous les systèmes de sauvegarde ont été reproduits, comme les systèmes d'injection à haute et basse pressions, les accumulateurs, ainsi que les soupapes du circuit secondaire, etc. Des brèches pouvaient être simulées en différents points du circuit primaire : en branche froide, en branche chaude, au sommet du pressuriseur et dans le générateur de vapeur. Plus de 1 000 voies de mesure permettaient de suivre au cours des essais l'évolution des paramètres clés (températures, pressions, débits et directions des écoulements, taux de vide, etc.).

Au total, plus de 80 essais ont été réalisés entre 1987 et 1998. Ils ne se sont pas limités à l'étude de l'APRP « grosse brèche » (rupture complète de la tuyauterie). D'autres scénarios accidentels ont été étudiés, tels ceux résultant de petites brèches ou de brèches intermédiaires, ou de l'injection d'azote dans le circuit primaire après la vidange totale des accumulateurs ou encore de la perte de refroidissement à l'arrêt lorsque le circuit primaire est partiellement vidangé. L'installation a permis également de mettre au point les procédures de conduite (dans le cadre de la nouvelle approche, dite approche par états) à utiliser par les exploitants au cours de séquences accidentelles pour retrouver un état sûr.

L'essai 6.9c a été choisi en 1995 par la communauté internationale pour servir de base à l'exercice d'intercomparaison de logiciels de simulation organisé par l'OCDE/AEN, sous le nom de *International Standard Problem (ISP) 38*. Il s'agissait de l'étude du scénario d'une perte du refroidissement à l'arrêt alors que les trous d'homme du pressuriseur et de la boîte de sortie du générateur de vapeur sont ouverts pour raison de maintenance. L'ISP 38 a réuni des organismes de recherche et des exploitants de 18 pays et a comparé les résultats de cinq logiciels différents aux résultats expérimentaux. Il a permis de conclure à une bonne reproduction des principaux phénomènes physiques par les logiciels avec toutefois des variations attribuables à des défauts de modélisation des effets multidimensionnels, notamment dans le domaine des basses pressions.

À l'étranger, des installations similaires ont été construites dans les années 1970 et au début des années 1980 pour étudier le comportement thermohydraulique de différentes chaudières nucléaires en situation accidentelle. Nous citerons les plus importantes :

- LOFT (*Loss-of-Fluid Test*, États-Unis), modélisant au 1/50<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur de 1 000 MWe, échelle 1/2 dans le sens de la hauteur, deux boucles, seule installation de ce genre disposant d'un cœur nucléaire pour chauffer l'eau ;
- PKL (*Primärkreislauf*, Allemagne), modélisant au 1/145<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur KWU (*Kraftwerk Union*) de 1 300 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, quatre boucles et 314 crayons chauffés électriquement ;



- LSTF (*Large Scale Test Facility*, Japon), modélisant au 1/48<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur de 1 100 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, deux boucles ;
- LOBI (Centre commun de recherche d'Ispra de la Commission européenne, Italie), modélisant au 1/700<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur KWU-SIEMENS de 1 300 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, deux boucles et 64 crayons chauffés électriquement ;
- PSB-VVER (Russie), modélisant au 1/300<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur VVER<sup>12</sup> de 1 000 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, quatre boucles ;
- PACTEL (*Parallel Channel Test Loop*, Finlande), modélisant au 1/305<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur VVER de 400 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, trois boucles et 144 crayons chauffés électriquement.

Des accords internationaux, le plus souvent conclus dans le cadre des activités de recherche soutenues par l'OCDE/AEN, ont permis aux développeurs du logiciel de simulation CATHARE d'avoir accès à de nombreux résultats expérimentaux obtenus au cours des différents programmes de recherche réalisés dans ces installations. Au total, près de 300 essais ont été analysés et utilisés pour valider le logiciel de simulation sur un large spectre d'accidents de refroidissement.

La plupart de ces installations ont été arrêtées et démantelées. Néanmoins, des incertitudes subsistaient. C'est ainsi que, dans certaines configurations, des bouchons d'eau dépourvue d'acide borique peuvent se former, par exemple par condensation de la vapeur d'eau dans les tubes de générateur de vapeur lors d'un accident de perte de refroidissement primaire, et être entraînés dans le cœur, pouvant alors déclencher un accident de criticité. Par ailleurs, les performances des systèmes de refroidissement passifs par convection naturelle envisagés dans certains réacteurs de génération III devaient être vérifiées. Les études menées pour lever ces incertitudes ont nécessité l'utilisation de logiciels multidimensionnels décrivant très finement les écoulements, les codes de CFD (ou *Computational Fluid Dynamics*). Bien entendu, il était important de vérifier les capacités prédictives de ces outils avancés sur des essais à grande échelle mettant en œuvre des systèmes aussi proches que possible de la réalité. Aussi, l'OCDE/AEN a-t-elle soutenu de nouveaux projets de recherche dans les installations PKL et LSTF, à la plupart desquels la France a participé :

- les projets PKL (2004–2007), PKL-2 (2007–2011) et PKL-3 (2012–2015) pour étudier entre autres les phénomènes de dilution de l'acide borique dans diverses situations et de convection naturelle en cas de perte de refroidissement à l'arrêt ou reproduire des situations « hors dimensionnement » correspondant à des injections d'eau de sécurité différées dans le but d'évaluer les marges de sûreté ;
- les projets ROSA<sup>13</sup> (2005–2009) et ROSA-2 (2009–2012) pour étudier les phénomènes de stratification thermique et de convection naturelle, ainsi que tester de nouvelles procédures de refroidissement en situation accidentelle.

12. Vodo-Vodianoï Energetitcheski Reaktor.

13. *Rig Of Safety Assessment*.

Pour former les équipes qui pourraient être impliquées en cas de crise nucléaire, il était nécessaire de se doter d'outils simulant le comportement de la chaudière nucléaire. Le simulateur SIPA a été développé par l'IPSN dans les années 1990 à partir de modules du logiciel CATHARE. Il a été depuis remplacé par le simulateur SOFIA<sup>14</sup>, co-développé par AREVA et l'IRSN. Il est utilisé par l'IRSN, notamment pour élaborer les scénarios accidentels joués lors des exercices nationaux de crise.

### 3.2. *Comportement des crayons de combustible*

Les recherches concernant le comportement des crayons de combustible au cours d'un accident de perte de réfrigérant primaire ont principalement porté sur les phénomènes suivants [3, 4, 5] :

- l'oxydation par la vapeur d'eau des gaines en Zircaloy, alliage de zirconium, qui modifie leurs propriétés mécaniques et produit de l'hydrogène ainsi que de la chaleur ;
- le gonflement et la rupture des gaines ;
- la tenue mécanique des gaines oxydées au choc thermique induit par leur renoyage et aux autres sollicitations pouvant se présenter lors du refroidissement du cœur à plus long terme ;
- le comportement des pastilles de combustible à l'intérieur des gaines ballonnées, la céramique se fragmentant sous l'effet des contraintes engendrées lors du fonctionnement du réacteur.

Les premiers travaux de recherche sur l'oxydation du zirconium par la vapeur d'eau à haute température ont été réalisés aux États-Unis dans les années 1950 par Bostrom et Lemmon. Le processus physique est assez complexe : il met en œuvre l'adsorption et la dissociation de molécules d'eau à la surface de la gaine, la formation d'ions  $O_2^-$  dans la couche de zircone (oxyde de zirconium) formée à la périphérie de la gaine et leur diffusion jusqu'à l'interface entre oxyde et métal où ils vont alimenter la formation de zircone ou continuer leur diffusion dans le métal. À température constante, la croissance de la couche de zircone suit une loi parabolique avec le temps ( $m^2 = Kt$ , où  $m$  est la masse de zirconium oxydée par unité de surface et  $t$  le temps), indiquant que le phénomène dominant est la diffusion des ions dans la zircone. Le processus est d'autant plus actif que la température est élevée, le taux de réaction  $K$  dépend de la température selon une loi d'Arrhenius ( $K = e^{-c/RT}$ , où  $c$  est une constante,  $R$  la constante des gaz parfaits et  $T$  la température en Kelvin).

Baker et Just ont ré-analysé, à l'Argonne National Laboratory (ANL, États-Unis), les résultats expérimentaux et les ont complétés en réalisant d'autres expériences à des températures plus élevées avec des filaments chauffants. Ils ont établi une corrélation qui depuis fait référence, donnant le taux de réaction en fonction de la température.

---

14. Simulateur d'observation du fonctionnement incidentel et accidentel.

Leurs travaux ont été complétés par de nombreuses autres recherches effectuées dans les années 1970, utilisant différents modes opératoires et natures d'alliage de zirconium : Cathcart et Powell à l'Oak Ridge National Laboratory (ORNL, États-Unis), Brown et Healey du Central Electric Generating Board (CEGB, Royaume-Uni), Urbanic et Heidrick de l'Atomic Energy of Canada Limited (AECL, Canada), Lestikow et Schanz du Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK<sup>15</sup>, Allemagne), Prater et Courtright du Pacific Northwest National Laboratory (PNNL, États-Unis). Des corrélations plus précises du taux de réaction d'oxydation ont été obtenues, distinguant les différentes formes cristallines de la zircone en fonction de la température (formes monoclinique, tétragonale et cubique).

La dépressurisation du circuit primaire et la vidange du cœur entraînent un échauffement des gaines associé à un accroissement de l'écart de pression entre l'intérieur et l'extérieur des crayons. Vers 700 °C, la résistance mécanique du Zircaloy décroît fortement alors que sa ductilité reste importante, entraînant des déformations avant rupture pouvant atteindre près de 50 %. La surface de gaine exposée à l'oxydation par la vapeur d'eau peut donc s'accroître considérablement alors que la gaine s'amincit. Par ailleurs, après sa rupture, la face interne de la gaine est exposée à la vapeur d'eau et peut également s'oxyder.

Le phénomène mécanique a été étudié au cours des années 1980 dans l'installation EDGAR du CEA au centre de Saclay. Environ 500 essais ont été effectués sur des tubes de différents alliages de zirconium, chauffés directement par « effet Joule ». Ce mode de chauffage assurait une répartition de température uniforme dans le tube. Ces essais ont permis d'établir des lois de fluage et d'allongement à rupture en fonction de la température du tube et des rampes de montée en température et en pression. Les résultats ont en particulier mis en évidence l'effet de la cinétique d'échauffement sur le changement de phase métallurgique (de phase  $\alpha$  à phase  $\beta$ ) du zirconium qui intervient entre 800 °C et 1 000 °C et modifie de manière significative les allongements à rupture. Ces lois sont utilisées dans le module du logiciel de simulation CATHARE qui calcule le comportement mécanique des crayons de combustible pendant un accident de perte de réfrigérant primaire.

D'autres travaux de recherche sur ce phénomène ont également été menés dans les années 1970 dans les installations REBEKA de KfK (Allemagne) et MRBT<sup>16</sup> de l'ORNL (États-Unis). Ces essais se distinguaient de ceux réalisés dans l'installation EDGAR essentiellement par le mode de chauffage. En effet, les tubes d'alliage de zirconium étaient munis de dispositifs électriques internes chauffant, placés à l'intérieur de boîtiers non chauffés. Ainsi, du fait de l'excentricité de l'élément chauffant à l'intérieur du tube, la température des tubes n'était pas totalement uniforme, reproduisant ainsi plus fidèlement la réalité, du moins pour des crayons de combustible à faible taux de combustion pour lesquels il existe encore un espace libre entre les pastilles de combustible et la surface interne de la gaine. Ces essais ont montré qu'un faible gradient de température azimuthal (de l'ordre d'une dizaine de degrés) pouvait modifier de manière substantielle la

---

15. Devenu ensuite FzK (Forschungszentrum Karlsruhe) puis KIT (Karlsruher Institut für Technologie).

16. *Multi-Rod Burst Test*.

déformation des gaines, le fluage se développant principalement au point le plus chaud. Il en résulte un ballonnement local et un allongement total à rupture plus faible.

Des essais ont également été réalisés dans ces installations avec une géométrie faisant intervenir plusieurs crayons avec un « pas carré » (assemblages  $5 \times 5$  et  $7 \times 7$  dans REBEKA,  $4 \times 4$  et  $8 \times 8$  dans MRBT), avec présence de tubes non chauffés. Certains assemblages en réacteur sont en effet équipés de tubes-guides permettant aux crayons absorbants des barres de commande de coulisser dans le cœur. Des essais similaires ont également été réalisés au Japon à la même époque. Ils ont montré qu'une fois le contact établi entre les crayons, les gonflements des gaines s'étendent axialement. Ils ont permis également d'obtenir des valeurs maximales du taux de bouchage de l'assemblage (jusqu'à 90 % dans un essai MRBT).

La géométrie des zones bouchées au sein des assemblages dépend du degré de coplanarité des déformations circonférentielles des gaines et de l'étendue axiale de ces déformations. Il est à redouter qu'elle puisse être telle que le refroidissement de ces zones ne soit plus convenablement assuré après le renoyage du cœur. Ce phénomène a été étudié expérimentalement à la fin des années 1970 et au début des années 1980 dans plusieurs installations : programme FLECHT-SEASET<sup>17</sup> réalisé par le Westinghouse Electric Corporation Nuclear Energy Systems (États-Unis), programmes FEBA<sup>18</sup> et SEFLEX<sup>19</sup> réalisés par le Forschungszentrum Karlsruhe (FzK, Allemagne) et programmes THETIS et ACHILLES de l'United Kingdom Atomic Energy Authority à Winfrith (Royaume-Uni). Les dispositifs expérimentaux consistaient en des assemblages de plusieurs crayons chauffés électriquement (jusqu'à 163 crayons de longueur normale dans le programme FLECHT-SEASET). Un groupe de ces crayons présentait localement une section de plus grand diamètre modélisant les gonflements de gaine attendus dans un accident de perte de refroidissement. Les paramètres étudiés étaient principalement la fraction de section droite localement bouchée, le débit de renoyage et la nature de ce renoyage (forcé, passif par gravité).

L'analyse de ces différents essais a nécessité l'utilisation d'outils de calcul thermo-hydraulique multidimensionnels, capables de prendre en compte des modifications locales de géométrie. Cette analyse a permis de conclure que, même dans les zones de bouchage important (90 % de section droite bouchée), les gaines pouvaient être refroidies lors du renoyage à condition que la hauteur du bouchage soit limitée (moins de 10 cm). Il est important de noter que toutes ces expériences ont été réalisées avec un élément chauffant fixe à l'intérieur des crayons. Les conclusions de ces études pourraient être remises en cause car, dans la réalité, le combustible nucléaire, après quelques mois de fonctionnement, se fragmente et, comme en attestent certains essais cités plus loin, les fragments peuvent occuper en partie l'espace laissé libre à l'intérieur des gaines ballonnées. En France, le logiciel de calcul multidimensionnel DRACCAR<sup>20</sup> est en cours de

---

17. *Full-Length Emergency Core Cooling Heat Transfer-Separate Effects Tests And System-Effects Tests.*

18. *Flooding Experiments with Blocked Arrays.*

19. *(Fuel Rod) Simulator Effects in Flooding Experiments.*

20. Déformation et renoyage d'un assemblage de crayons combustibles pendant un accident de refroidissement.

développement à l'IRSN depuis 2007, afin de calculer les taux de bouchage locaux et d'étudier l'ensemble de ces phénomènes. Le logiciel a déjà été utilisé pour analyser les dossiers de sûreté présentés par EDF concernant l'évolution prévue du référentiel d'étude<sup>21</sup> de l'APRP.

De nombreuses études expérimentales ont été menées au début des années 1970 sur la tenue mécanique d'une gaine oxydée au choc thermique produit lors du renoyage des crayons, notamment à l'Argonne National Laboratory et à l'Oak Ridge National Laboratory. Elles ont fourni les bases de données expérimentales sur laquelle ont été établis les critères de température maximale de 1 204 °C et de fraction équivalente de gaine oxydée maximale de 17 % de la réglementation américaine (10 CFR 50.46 et son appendice K). Ces critères avaient pour objectif de garantir un minimum de ductilité des gaines à des températures supérieures à 135 °C, température de saturation de l'eau lors du renoyage du cœur.

Les études expérimentales ayant porté sur des gaines neuves, il était normal de s'interroger sur les effets éventuels de la corrosion en service sur les valeurs de ces critères. En effet, au cours de leur séjour dans le cœur des réacteurs, les gaines s'oxydent et de l'hydrogène, résultant de la dissociation des molécules d'eau, migre dans leur épaisseur. Au-delà de certaines concentrations, l'hydrogène en solution réagit avec le zirconium formant des précipités d'hydrures qui fragilisent le matériau de gainage.

En France, ces phénomènes ont été étudiés expérimentalement au cours de programmes de recherche menés de 1991 à 2000 au centre CEA de Grenoble, en coopération avec EDF et l'IPSN. L'effet de la présence d'une couche de zircone à la périphérie des gaines a été étudié avec le programme TAGCIS<sup>22</sup>. Après un séjour dans une boucle à eau sous pression le temps nécessaire à la formation d'une couche externe de zircone représentative, environ 400 échantillons de gaines neuves subirent un échauffement sous vapeur d'eau jusqu'à des températures élevées avant d'être plongées dans un réservoir d'eau. Différents paramètres furent étudiés comme la vitesse de montée en température, la température maximale atteinte, l'épaisseur initiale de zircone, l'oxydation simultanée à haute température des faces externe et interne. Quelques essais furent reproduits avec des échantillons issus de gaines ayant servi dans un réacteur lors du programme TAGCIR<sup>23</sup>, certaines gaines provenant de crayons ayant atteint un taux de combustion de 60 GWj/tU.

Afin d'étudier séparément l'effet de la formation d'hydrures, des échantillons de gaine neuve subirent un traitement visant à les charger en hydrogène. Après quoi, ils furent oxydés sous vapeur d'eau à haute température (programme CODAZIR) et certains subirent ensuite une trempe (programme HYDRAZIR).

L'analyse de l'ensemble de ces résultats a montré que les effets de la corrosion en service des gaines étaient faibles pour ce qui concerne aussi bien la cinétique d'oxydation que la tenue mécanique lors du renoyage des crayons.

---

21. Méthode d'étude incluant notamment les critères à respecter.

22. Trempe en APRP de gaine de combustible à irradiation simulée.

23. Trempe en APRP de gaine de combustible irradiée.

Néanmoins, d'autres recherches effectuées depuis par le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI<sup>24</sup>, Japon) ont permis de conclure que des phénomènes d'hydruration secondaire se produisant à haute température sur la face interne des gaines après leur rupture réduisaient considérablement leur ductilité lors du renoyage. Par ailleurs, ces recherches ont montré l'importance de reproduire les contraintes axiales s'exerçant sur les crayons, dues aux arcures et blocages des crayons dans les grilles lors du renoyage du cœur. Ces phénomènes font toujours l'objet d'études et recherches à l'IRSN et au Japan Atomic Energy Agency (JAEA) au Japon, en particulier sur la nature des contraintes à prendre en compte. Les résultats de ces études et recherches permettront d'ajuster la valeur des critères, notamment pour les gaines ayant subi une corrosion importante en service.

Pour sa part, la recherche industrielle s'est attachée à développer de nouveaux alliages de zirconium présentant une meilleure résistance à la corrosion en service, pour permettre des durées de fonctionnement en réacteur plus importantes. Il s'agit d'alliages de zirconium et de niobium avec d'autres éléments additifs qui à terme devraient remplacer l'alliage « traditionnel » Zy-4 : le Zirlo<sup>TM</sup>, l'E110 et le M5<sup>TM</sup>, développés respectivement par Westinghouse aux États-Unis, par les Russes et par AREVA en France. Certains des essais de sûreté précités ont bien sûr été répétés avec ces nouveaux matériaux afin d'évaluer précisément les marges ainsi obtenues à l'égard des événements redoutés.

Compte tenu de la complexité des phénomènes étudiés, il était important de disposer d'expériences reproduisant à grande échelle et dans des conditions aussi réalistes que possible un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) résultant d'une grosse brèche. En France, fut construit dans les années 1970 le réacteur expérimental PHEBUS cité plus haut. Le programme Phébus-LOCA a été conçu pour étudier l'accident de perte de réfrigérant par rupture instantanée doublement débattue de la plus grosse tuyauterie du circuit primaire, ainsi que l'efficacité du refroidissement de secours. Les essais réalisés de 1979 à 1984 (trois avec un seul crayon, 22 avec 25 crayons disposés suivant un « pas carré », ces crayons n'ayant jamais fonctionné en réacteur, et la hauteur fissile étant réduite à 80 cm) ont permis d'observer le comportement du combustible dans les cas limites d'intervention des systèmes de sauvegarde. On a ainsi pu vérifier, y compris dans des conditions jugées pessimistes, que les dommages étaient limités et que le gonflement des gaines n'empêchait pas, pour des combustibles neufs, le refroidissement du cœur (figure 3.2). En effet, comme les températures des gaines ne sont pas uniformes dans un plan horizontal, la taille des ballons est inférieure à celle observée lors des travaux expérimentaux réalisés dans l'installation EDGAR citée plus haut.

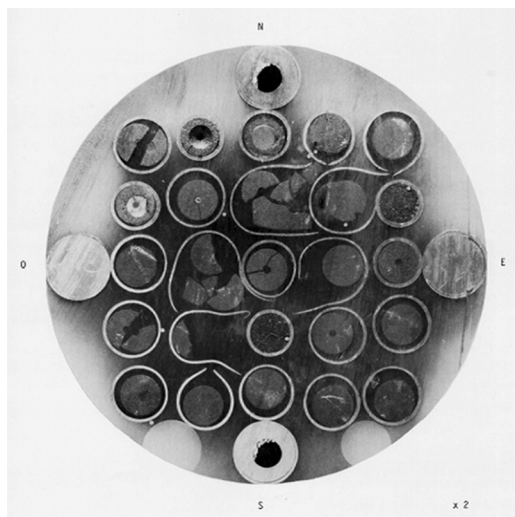
L'essai Phébus-LOCA 218 a servi de base à un exercice d'intercomparaison de logiciels de simulation, organisé par l'OCDE/AEN (ISP 19).

D'autres expériences intégrales furent réalisées en réacteur à l'étranger, certaines impliquant des portions de crayons déchargés d'un réacteur de puissance :

- essais PBF-LOC réalisés dans le réacteur *Power Burst Facility* de l'Idaho National Laboratory (INL) (États-Unis) sur un crayon unique irradié jusqu'à 16 GWj/tU ;

---

24. JAERI a fusionné avec le Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) en 2005 pour former le JAEA.



Les conditions accidentelles ont été reproduites sur la base d'hypothèses pessimistes conformément à la démarche conservative pour l'accident de référence (perte de réfrigérant par grosse brèche du circuit primaire avec intervention des systèmes de secours). On constate que les gaines (en Zircaloy) ayant subi un transitoire de température culminant à 1 200 °C environ ont gonflé par fluage et se sont rompues (les crayons combustibles sont pressurisés en fonctionnement normal) ; la grappe garde une configuration permettant son refroidissement.

**Figure 3.2.** Phébus-LOCA – vue en coupe (post-mortem) d'une grappe de combustible d'essai après un transitoire de température typique de l'APRP. © IRSN.

- essais réalisés dans le réacteur FR2 du centre de KfK (Allemagne), sur un crayon unique irradié jusqu'à 35 GWj/tU ;
- essais réalisés dans le réacteur ESSOR<sup>25</sup> du Centre commun de recherche d'Ispra (Italie) avec un crayon unique non irradié ;
- essais FLASH réalisés dans le réacteur SILOE de Grenoble avec un crayon unique, l'un ayant été irradié jusqu'à 50 GWj/tU ;
- essais MT réalisés dans le réacteur NRU (*National Research Universal*) du centre de Chalk River de l'AECL (Canada) réalisés avec des assemblages de 32 crayons non irradiés ayant conservé leur longueur originale.

L'analyse des résultats de ces expériences a montré que le combustible des crayons déchargés de réacteurs de puissance se fragmente et tend à se déplacer pour occuper l'espace libéré par le gonflement des gaines. Des essais réalisés récemment dans le réacteur du centre d'Halden en Norvège confirment ces observations. Il s'agit des essais réalisés dans le cadre du programme HRP<sup>26</sup> LOCA, conduit sous l'égide de l'OCDE/AEN entre 2003 et 2012 et qui comportait 13 essais avec un crayon unique, dans des conditions représentatives d'un accident de perte de réfrigérant primaire à la suite d'une grosse brèche. Les échantillons de crayons étudiés provenaient de réacteurs à eau sous pression de types occidental et russe ainsi que de réacteurs à eau bouillante. Les taux de combustion étudiés variaient de 50 à 90 GWj/tU. Les analyses des résultats ont confirmé qu'au moment de la rupture de la gaine, des fragments de combustible se déplaçaient,

25. ESSai ORgel.

26. HALDEN Reactor Project.

entraînés par la dépressurisation du crayon. Une grande partie du combustible le plus irradié (90 GWj/tU) s'est même dispersée à travers la brèche à l'extérieur du crayon. Des recherches sur ce phénomène se déroulent au laboratoire de Studsvik en Suède, où des essais à effets séparés sur du combustible irradié permettent d'étudier la dispersion du combustible après rupture. À Halden, les programmes de recherche se poursuivent, en particulier sur des crayons issus du parc électronucléaire d'EDF ayant subis 5 ou 6 cycles d'irradiation.

Jusqu'à présent, aucune expérience intégrale en réacteur n'a été réalisée avec un assemblage de crayons irradiés. Le remplissage des ballons par une partie du combustible contenu dans les crayons pourrait remettre en cause les conclusions tirées des essais de refroidissement des zones bouchées évoqués plus haut.

Afin de progresser dans la connaissance de ces phénomènes, l'IRSN, avec l'appui d'EDF et la participation du CNRS (laboratoires de recherche LEMTA<sup>27</sup> de Nancy et INSA-LaMCoS<sup>28</sup> de Lyon), a engagé en 2013 le programme de recherche PERFROI<sup>29</sup>. Ce programme d'une durée de six ans est cofinancé par l'Agence nationale de la recherche (ANR), dans le cadre des investissements d'avenir et plus particulièrement de l'appel à projets de recherche en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection (RSNR), lancé en 2012 à la suite de l'accident de Fukushima.

Les recherches portent sur l'étude des bouchages redoutés et de leur refroidissabilité dans les conditions de renoyage d'un cœur de réacteur. Elles comportent des travaux d'expérimentation et de modélisation qui permettront de valider le logiciel de simulation DRACCAR à l'horizon 2020. Le programme se déroule autour de deux axes principaux, l'étude des propriétés mécaniques des gaines et celle des écoulements diphasiques.

La première partie du programme est constituée d'essais de fluage et de rupture réalisés entre 600 °C et 1 100 °C avec des éprouvettes de différents alliages de zirconium, certaines étant pré-oxydées et pré-hydrurées pour simuler les différents états de corrosion subis en service. Ces essais seront complétés par des expériences de gonflement et de rupture de tronçons de gaine, agencés dans une configuration plus réaliste mais finement instrumentée, comportant plusieurs crayons permettant ainsi d'étudier l'effet des contacts entre crayons voisins sur les ruptures, ainsi que sur l'étendue, notamment axiale, des ballons.

La seconde partie comporte des essais de thermohydraulique mettant en œuvre des assemblages instrumentés de 49 crayons, avec simulation aussi réaliste que possible des bouchages et des relocalisations de combustible anticipés. Le défi technologique consiste à développer des éléments de chauffage électrique permettant de représenter de manière réaliste les distributions de puissance nucléaire dans les crayons déformés et partiellement remplis de fragments de combustible. Les principaux paramètres étudiés sont la géométrie des ballons, la surpuissance dans ceux-ci, la température et le débit d'eau injectée, ainsi que la pression. Certaines des géométries étudiées seront semblables à

---

27. Laboratoire d'énergétique et de mécanique théorique et appliquée.

28. Institut national des sciences appliquées-Laboratoire de mécanique des contacts et des structures.

29. Étude de la perte de refroidissement.



celles déjà expérimentées au cours de programmes de recherche exécutés par le passé (notamment le programme THETIS déjà cité) afin de disposer de données de comparaison.

## Références

- [1] F. Barré and M. Bernard, The CATHARE code strategy and assessment, *Nuclear Engineering and Design*, 124, 257–284, 1990.
- [2] P. Emonot, A. Souyri, J. L. Gandrille, F. Barré, CATHARE-3: a new system code for thermal-hydraulics in the context of the NEPTUNE project. *Nuclear Engineering and Design*, 241, 4476–4481, 2011.
- [3] C. Grandjean, A state-of-the-art review of past programs devoted to fuel behaviour under LOCA conditions. Part One. Clad swelling and rupture. Assembly Flow Blockage, 2005. [http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DPAM/SEMCA/Documents/IRSN\\_review-LOCA-Part1.pdf](http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DPAM/SEMCA/Documents/IRSN_review-LOCA-Part1.pdf).
- [4] C. Grandjean, A state-of-the-art review of past programs devoted to fuel behaviour under LOCA conditions. Part Two. Impact of clad swelling upon assembly cooling, 2006. [http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DPAM/SEMCA/Documents/IRSN\\_review-LOCA-Part2.pdf](http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DPAM/SEMCA/Documents/IRSN_review-LOCA-Part2.pdf).
- [5] Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-Coolant Accident (LOCA) conditions. State-Of-the-Art Report, OECD 2009, NEA No. 6846, 2009.

# Chapitre 4

## Recherches sur les accidents de réactivité

---

Dans un réacteur à eau sous pression, l'accident de réactivité (en anglais *Reactivity Injection Accident* ou RIA) le plus sévère retenu pour la conception et le dimensionnement du réacteur en termes d'évolution incontrôlée de la réaction nucléaire est l'éjection d'une grappe de commande ; il s'agit de l'un des accidents classés dans la 4<sup>e</sup> catégorie des conditions de fonctionnement. L'objectif de sûreté est d'assurer la refroidissabilité du cœur pour éviter sa fusion, en vérifiant aussi que cet accident serait sans effet sur l'intégrité de la cuve et du circuit primaire.

En cas de rupture du mécanisme de grappe, l'éjection de la grappe résulte de la différence de pression qui existe entre le circuit primaire (à 155 bars) et l'enceinte de confinement (à la pression atmosphérique). Cette éjection violente entraîne un emballement local de la réaction nucléaire pendant quelques dizaines de millisecondes (« pulse » de puissance), provoquant une augmentation rapide de la température du combustible. Les contre-réactions neutroniques limitent le transitoire de puissance avant l'arrêt automatique du réacteur (chute des grappes de commande intactes) qui intervient dans un second temps.

Un critère de sûreté spécifique relatif à l'éjection de grappe a été défini dans les années 1970 sur la base d'essais américains, limitant le « dépôt » d'énergie (enthalpie) dans le combustible (généralement exprimé en cal/g) lors du transitoire de réactivité. Mais au début des années 1990, l'accident de Tchernobyl, survenu à la suite d'un emballement de la réaction neutronique, et surtout l'accroissement progressif des taux de combustion des assemblages de combustible envisagé par les exploitants, ont conduit

la communauté scientifique internationale à s'interroger sur la validité du critère établi pour des taux de combustion modérés.

Dans ce contexte, des programmes de recherche ont été développés au Japon et en France, comprenant en particulier la réalisation par l'IPSN d'essais dans le réacteur CABRI. Ces programmes ont eu notamment pour objectif l'amélioration de la compréhension des phénomènes physiques pouvant conduire à une défaillance de l'étanchéité des gaines des crayons et à l'éjection de fragments de combustible dans le circuit primaire, une telle éjection étant susceptible de mettre en cause l'objectif de refroidissabilité du cœur.

Le rapport de l'OCDE cité en référence [1] présente un état des connaissances acquises en 2010 sur les RIA.

Deux modes de défaillance des gaines des crayons peuvent intervenir lors d'un RIA :

- la défaillance par interaction mécanique entre le combustible et les gaines, qui peut survenir dans les tout premiers instants de l'excursion de puissance (IPG<sup>30</sup> ou ImPG<sup>31</sup>, PCMI<sup>32</sup> en anglais), le combustible chauffé brusquement se dilatant plus vite que la gaine encore froide ;
- à plus long terme (quelques centaines de millisecondes), la défaillance post-DNB<sup>33</sup> par un éclatement des gaines résultant de la dégradation du coefficient d'échange thermique gaine-fluide de refroidissement suivie d'une élévation rapide de la température des gaines, ainsi que de l'augmentation de la pression interne aux crayons à la suite du dégazage des gaz de fission initialement occlus dans le combustible.

Eu égard aux risques qui seraient induits par l'éclatement de gaines et la dispersion de combustible fragmenté [2] – pouvant entraîner une vaporisation de l'eau et un blocage du refroidissement des crayons –, l'U.S.NRC adopta en 1974, dans le *Regulatory guide* RG 1.77, la « valeur maximale conservative » de 280 cal/g d'UO<sub>2</sub> pour le dépôt d'énergie<sup>34</sup> (enthalpie) au cours d'un transitoire de puissance de type RIA. Cela visait à garantir un « endommagement minimal du cœur et la refroidissabilité du cœur à moyen et long termes ». La valeur retenue était déduite d'expériences réalisées avec du combustible non irradié et modérément irradié (jusqu'à 32 GWj/tU) dans le réacteur d'essai SPERT (*Special Power Excursion Reactor Tests* [1969–1970], en eau stagnante et à température ambiante). Toutefois, avec la poursuite d'expériences dans des conditions plus réalistes dans le réacteur PBF à l'INL (*Power Burst Facility* [1978–1980], eau circulante, conditions de température et de pression représentatives, mais seulement jusqu'à 6 GWj/tU), il apparut au début des années 1980 que la valeur de 280 cal/g n'offrait pas un conservatisme suffisant. Les critères furent donc revus à la baisse : en Europe, des valeurs de 220 cal/g pour du combustible vierge et 200 cal/g pour du combustible irradié furent adoptées.

---

30. Interaction pastille-gaine.

31. Interaction mécanique entre la pastille et la gaine.

32. *Pellet Cladding Mechanical Interaction*.

33. *Departure from Nucleate Boiling* ou crise d'ébullition

34. Valeur moyenne radiale.

Or l'augmentation des taux de combustion jusqu'à 52 GWj/tU, voire davantage, valeur envisagée<sup>35</sup> par quasiment tous les exploitants de centrales nucléaires au monde, dont EDF, peut conduire à dégrader les propriétés mécaniques des gaines en Zircaloy (voir le paragraphe 3.2) alors que le combustible, contenu à l'intérieur, a subi des modifications importantes du fait du fonctionnement du réacteur (fragmentation, augmentation de la quantité des gaz de fission occlus).

Pour examiner la validité du critère, l'IPSN a conduit dans le réacteur CABRI un programme de 14 essais (Cabri REP-Na, 1993–2002), réalisés avec du combustible provenant de centrales nucléaires et dont le taux de combustion était compris entre 33 et 76 GWj/tU. Le combustible pour quatre de ces essais était constitué de MOX<sup>36</sup> (mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium).

Comme cela a été indiqué au chapitre 2, le réacteur CABRI permet, grâce à la dépressurisation de barres préalablement remplies d'un gaz neutrophage (<sup>3</sup>He), de réaliser des pics de puissance représentatifs de ceux qui pourraient survenir lors d'un accident de réactivité dans un REP. Le crayon de combustible testé est placé dans un dispositif d'essai, introduit dans une cellule située au centre du réacteur. D'une longueur d'un mètre, la quasi-totalité des crayons étudiés lors du programme Cabri REP-Na ont été reconstitués à partir de crayons déchargés de réacteurs exploités par EDF. Un dispositif de visualisation en ligne du combustible (hodoscope), ainsi qu'un ensemble d'instruments plus conventionnels (mesures de débit, de température, de pression, mesures acoustiques) permettent de déterminer avec précision l'instant de rupture de la gaine, d'estimer la quantité de combustible dispersé et de mesurer l'onde de pression engendrée. L'installation CABRI ayant été utilisée jusqu'en 1992 pour réaliser des essais de sûreté concernant le combustible employé dans les réacteurs à neutrons rapides, elle était équipée d'une boucle en sodium. Ces essais furent donc réalisés avec du sodium circulant autour des crayons testés, ce qui a été jugé acceptable pour étudier les phénomènes essentiellement mécaniques se déroulant au cours des premières dizaines de milli-secondes de l'excursion de puissance, pendant lesquelles la température de la gaine est peu affectée.

Pour étudier les phénomènes survenant après les premières centaines de milli-secondes (assèchement et éclatement des gaines), ainsi que les conséquences sur les structures du réacteur en termes d'onde de pression d'une éventuelle dispersion de combustible dans le réfrigérant, l'IPSN a lancé un nouveau programme expérimental nécessitant une refonte de l'installation. Il s'agit du projet de l'OCDE/AEN intitulé *CABRI International Program* (CIP : 2000–2025), mené en partenariat avec EDF et de nombreux organismes de sûreté et industriels étrangers. Le programme prévoit 12 essais, dont deux ont été réalisés en 2002 dans l'ancienne installation avec des combustibles à très forts taux de combustion (75 GWj/tU). L'installation a ensuite subi de profondes modifications : renforcement de la tenue sismique de l'ensemble du réacteur, mise en place d'une nouvelle

---

35. Adoptée et autorisée dans des pays.

36. *Mixed oxide fuel*.

cellule reliée à un circuit d'eau sous pression permettant de reproduire des conditions thermohydrauliques représentatives, remplacement de nombreux composants.

Il est à noter que deux essais du programme CIP sont prévus pour étudier tout particulièrement les phénomènes « post-rupture » (CIP3-1 et CIP3-2). Des essais sont aussi envisagés à faibles dépôts d'énergie sur des crayons avec gaine préalablement fragilisée pour un programme post-CIP. De tels essais permettraient en effet de conforter les critères d'énergie déposée en examinant si, même avec une fragilisation ou un défaut préexistant dans une gaine, la dispersion de combustible dans l'eau ne conduirait pas à entraver la refroidissabilité du cœur<sup>37</sup>.

Le CEA a réalisé pour le compte de l'IPSN (puis de l'IRSN) et d'EDF des essais à caractère analytique concernant le comportement mécanique de gaines prélevées sur des crayons déchargés de centrales (programme PROMETRA<sup>38</sup> mis en œuvre au centre d'études de Saclay) et les phénomènes de caléfaction lors de l'échauffement rapide d'une paroi (détermination du flux de chaleur critique en régime transitoire – programme PATRICIA mis en œuvre au centre d'études de Grenoble).

D'autres programmes réalisés à l'étranger avec des combustibles à taux de combustion élevés sont à mentionner ici :

- les essais réalisés dans les réacteurs russes IGR (*Impulse Graphite reactor*) (47 à 49 GWj/tU, de 1990 à 1992) et BGR (47 à 60 GWj/tU, de 1997 à 2000) ;
- les essais (une soixantaine) réalisés dans le réacteur japonais NSRR (*Nuclear Safety Research Reactor*<sup>39</sup>) de JAEA (combustibles REP, BWR (*Boiling Water Reactor*) et MOX, couvrant un spectre de taux de combustion de 20 à 77 GWj/tU, de 1975 à 2011).

En tout, près de 140 essais en réacteur ont été réalisés sur des combustibles ayant un taux de combustion élevés. L'analyse des résultats montre que le combustible peut se disperser dans le réfrigérant à des niveaux d'énergie déposée bien inférieurs à la valeur du critère (200 cal/g d'UO<sub>2</sub>), soit vers 120 cal/g, dès lors que le taux de combustion excède 40 GWj/tU. Cette dispersion se produit à la suite d'une rupture brutale de la gaine qui s'explique par :

---

37. Il s'agit d'une question que l'IPSN avait déjà posée de façon similaire dès le début des années 1980 lors des instructions techniques relatives au réacteur SUPERPHÉNIX pour le cas de la remontée intempestive de barre de commande, d'autant plus que cet événement était alors étudié comme une condition de fonctionnement de 2<sup>e</sup> catégorie.

38. Propriétés mécaniques en transitoire.

39. Réacteur piscine de type TRIGA (*Training, Research, Isotopes, General Atomics*) conçu et fabriqué par General Atomics, en service depuis 1975. L'excursion de puissance est produite par l'éjection rapide de barres absorbant les neutrons. La nature du combustible, un alliage d'uranium et d'hydruure de zirconium enrichi à environ 20 % en uranium 235 fait que l'excursion est rapidement arrêtée. La largeur des pics de puissance est assez étroite (de 4,4 à 7 ms à mi-puissance) alors que, dans le réacteur CABRI, le réglage des vannes de dépressurisation des barres transitoires permet d'ajuster la largeur du pic de dix à quelques centaines de millisecondes.

- les contraintes exercées par le combustible dont le volume tend à augmenter à la suite de son échauffement (dilatation thermique et pressurisation interne par les gaz de fission), sachant que le jeu interne initial entre le combustible et la gaine est rattrapé dès que le taux de combustion excède quelques dizaines de GWj/tU ;
- la réduction des propriétés mécaniques de la gaine à la suite de la formation d'hydrures de zirconium qui la fragilise ; ces hydrures résultent de la diffusion à l'intérieur de la gaine d'une partie de l'hydrogène libéré par la décomposition de l'eau à la surface de la gaine lors de son séjour en centrale.

Mais les essais ont aussi montré la grande sensibilité des résultats à la nature du matériau de gainage. Les plus mauvais résultats ont été obtenus avec le Zircaloy-4 : le crayon gainé avec du Zircaloy-4 utilisé lors de l'essai Cabri REP-Na 1 (64 GWj/tU) présentait des traces de desquamation<sup>40</sup> de la couche externe de zircone formée lors de son séjour en réacteur. Il a rompu pour un accroissement d'enthalpie de seulement 30 cal/g d'UO<sub>2</sub> et environ 2 % du combustible s'est dispersé dans le sodium. Les alliages développés plus récemment (Zircaloy « bas étain », Zirlo<sup>TM</sup>, M5<sup>TM</sup>) sont moins sensibles à l'hydruration et offrent une meilleure résistance, même à des taux de combustion élevés.

Seuls 13 essais ont été réalisés dans le monde avec du combustible MOX ; les résultats des essais réalisés dans le cadre du programme Cabri REP-Na suggèrent qu'à énergie identique, la gaine serait plus sollicitée et que, en cas de rupture de celle-ci, la quantité de combustible dispersée serait plus importante. Les mécanismes qui pourraient expliquer cette différence de comportement ne sont pas encore clairement identifiés et d'autres expériences sont prévues dans le cadre du *CABRI International Program* pour les étudier.

JAEA a également lancé en 2010 le programme international de recherche ALPS-II (*Advanced Light water reactor Performance and Safety-II*) dans le réacteur NSRR pour approfondir les connaissances dans le domaine des combustibles à taux de combustion élevé et des MOX. Il fait suite à un premier programme ALPS réalisé de 2002 à 2010, qui a comporté 14 essais sur des combustibles à taux de combustion élevés (de 67 à 77 GWj/tU) et des combustibles MOX (45 à 59 GWj/tU).

Les essais réalisés dans le réacteur NSRR utilisent une capsule instrumentée acceptant des crayons reconstitués de 120 mm de hauteur de combustible ; un seul crayon est testé lors d'un essai et la gaine est entourée d'eau stagnante qui dans tous les essais réalisés jusqu'à ceux du programme ALPS était initialement à température et pression ambiantes. L'instrumentation permet de mesurer les températures de la gaine et du réfrigérant, de détecter l'instant de rupture de la gaine et de mesurer l'énergie mécanique développée lors de la dispersion du combustible et de la vaporisation de l'eau.

Pour le programme ALPS, JAEA a conçu une capsule dite à haute température (HT<sup>41</sup>) pouvant fonctionner à 280 °C et 7 MPa, conditions plus réalistes. Six essais ont été réalisés dans de telles capsules. Les résultats ont clairement montré l'effet de la température initiale de la gaine qui, plus fragile du fait notamment de la présence

---

40. La desquamation correspond à la perte localisée d'une partie de la couche d'oxyde de zirconium (zircone) qui se forme à la surface du crayon au cours de son séjour en réacteur.

41. *High temperature.*

d'hydrures de zirconium, se rompt à faible température à des niveaux d'énergie sensiblement inférieurs.

Le programme ALPS-II devrait comporter 12 à 14 essais réalisés avec des échantillons de crayons ayant servi dans des réacteurs européens (notamment, pour ce qui concerne la France, un crayon  $\text{UO}_2$  de 76 GWj/tU provenant du réacteur n° 5 de la centrale de Gravelines et un crayon MOX de 61 GWj/tU provenant du réacteur B3 de la centrale de Chinon, tous deux gainés en alliage M5<sup>TM</sup>). La moitié des essais seront effectués dans une capsule HT. Le programme comporte également quatre à six essais à caractère analytique (essais *Fission Gas Dynamics* ou FGD), réalisés par JAEA en partenariat avec l'IRSN qui participe à la conception du dispositif expérimental, pour mesurer les quantités de gaz de fission relâchées lors d'une excursion de puissance par des combustibles provenant des réacteurs français et un combustible expérimental irradié jusqu'à 130 GWj/tU.

L'arrêt de tous les réacteurs japonais après l'accident de Fukushima a gelé ce programme de recherche.

Comme dans beaucoup d'autres domaines, la compréhension fine des phénomènes et la transposition des résultats expérimentaux à l'étude d'accidents de réactivité à l'échelle du réacteur nécessitent des logiciels de simulation. Le logiciel de simulation SCANAIR<sup>42</sup> développé par l'IRSN permet de calculer les champs de températures et de contraintes dans le combustible et la gaine. Il calcule également les pressions engendrées par les gaz de fission à l'intérieur du combustible. Des travaux de recherche plus académiques sont également menés en parallèle avec le CNRS (laboratoire « sans mur » regroupant l'IRSN, le CNRS et l'Université de Montpellier, dénommé MIST<sup>43</sup>) pour établir des lois de propagation de fissures à l'intérieur de gaines hydrurées et établir des critères de rupture.

La plus grande partie des pays exploitant des réacteurs à eau sous pression estiment qu'une évolution des critères relatifs au combustible est nécessaire à l'égard des accidents de type RIA et cofinancent des programmes expérimentaux visant à compléter les connaissances sur le comportement des combustibles (CIP [IRSN] et ALPS [JAEA]). En France, depuis le début des années 2010, des discussions sont menées entre l'IRSN, l'Autorité de sûreté nucléaire et EDF sur la proposition de ce dernier d'un « domaine de découplage » visant à garantir l'absence de rupture de gaine par interaction mécanique pastille-gaine en cas d'accident de réactivité, que les gaines soient desquamées ou non, décliné en termes :

- de taux de combustion moyen du crayon,
- d'épaisseur maximale (en moyenne azimutale) de la couche d'oxyde externe,
- de variation d'enthalpie,
- de largeur du pulse à mi-hauteur,
- de température maximale de gaine.

---

42. Système de codes pour l'analyse d'accidents d'insertion de réactivité.

43. Laboratoire de micromécanique et intégrité des structures.

## ***Références***

- [1] Nuclear Fuel Behaviour under Reactivity-initiated Accident (RIA) Conditions. State-Of-the-Art Report, OECD 2010, NEA No. 6847, 2010.
- [2] Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review, *Second Edition* – OECD 2012, NEA No. 7072, 2012.





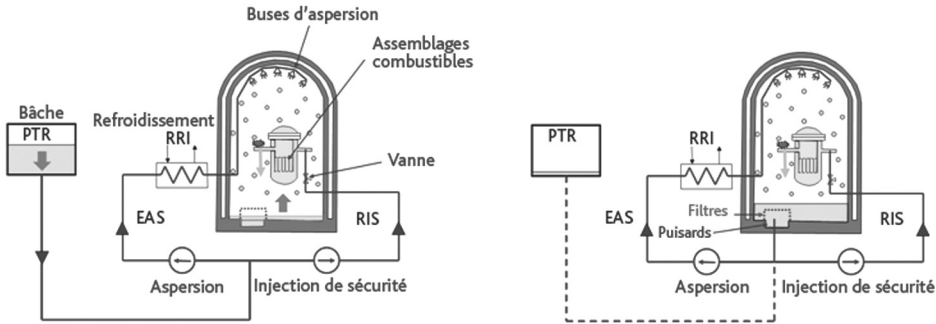
# Chapitre 5

## Recherches sur la recirculation d'eau de refroidissement en conditions accidentelles

---

En cas de fuite du circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression, qui serait non compensée par le système de contrôle chimique et volumétrique (RCV), il est prévu, pour assurer le refroidissement du cœur du réacteur, d'injecter de l'eau borée ; cela est effectué par le système d'injection de sécurité (RIS). Afin d'évacuer la puissance résiduelle et de maintenir l'intégrité de l'enceinte du bâtiment du réacteur, il peut également être nécessaire, selon la taille de la brèche du circuit primaire, d'utiliser le système d'aspersion dans l'enceinte (EAS) ; de la soude est ajoutée à l'eau d'aspersion pour favoriser la rétention des produits radioactifs, tels que l'iode 131, dans l'enceinte de confinement.

L'eau borée nécessaire à ces actions est initialement puisée dans la bache du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines d'entreposage du combustible usé (bâche PTR, d'environ 1 600 m<sup>3</sup> pour les réacteurs à eau sous pression de 900 MWe). Lorsque le niveau bas dans cette bache est atteint, un automate déclenche le basculement des systèmes RIS et EAS en mode dit de recirculation : ils aspirent alors l'eau recueillie dans des puisards situés au fond du bâtiment du réacteur (figure 5.1). Ce mode de fonctionnement « en recirculation » peut être nécessaire pendant une très longue durée pour assurer le refroidissement des assemblages de combustible. La fiabilité de ce mode de fonctionnement en « recirculation » est fondamentale pour éviter



**Figure 5.1.** Représentation simplifiée du fonctionnement des systèmes RIS et EAS en « injection directe » (à gauche) et en « recirculation » (à droite) – le RRI (système de refroidissement intermédiaire) assure également le refroidissement de certaines pompes des circuits représentés. © IRSN.

l'endommagement des assemblages de combustible et l'occurrence d'un accident de fusion du cœur.

Les puisards situés au fond du bâtiment du réacteur sont équipés d'un système de filtration qui doit garantir une qualité de l'eau en aval des filtres compatible avec le fonctionnement des composants des systèmes RIS et EAS et avec le refroidissement des assemblages de combustible. En effet, des débris peuvent être produits du fait de la brèche (destruction de matériels par l'onde de pression ou par l'effet de jet), résulter des conditions d'ambiance dans le bâtiment du réacteur (température, irradiation, etc.) ou encore être initialement présents dans le bâtiment du réacteur (poussières, etc.) et être transportés jusqu'aux puisards du fait des écoulements d'eau (eau issue de la brèche du circuit primaire et du fonctionnement de l'EAS).

En fonction de leurs caractéristiques (taille, masse), certains débris peuvent être entraînés jusqu'aux filtres et y créer alors un lit de débris. Ce lit peut conduire au colmatage des filtres par effet physique ou sous l'effet de réactions chimiques. Le risque principal est alors qu'il entrave ou empêche la recirculation de l'eau.

Le dimensionnement des filtres (surface et taille des mailles) doit permettre :

- d'éviter la défaillance des pompes des systèmes RIS et EAS par cavitation ; ce risque est réduit par la mise en place de surfaces filtrantes suffisamment importantes ;
- le fonctionnement des composants situés en aval des filtres ainsi que le refroidissement des assemblages de combustible ; cette exigence nécessite une taille de maille adaptée des filtres.

## 5.1. Retour d'expérience et thèmes de recherche

Les risques d'entrave à la recirculation d'eau de refroidissement dans les réacteurs à eau légère ont été identifiés dès les années 1970 et ont tout particulièrement fait l'objet, par l'U.S.NRC, du *Regulatory Guide* RG 1.82 émis en 1974<sup>44</sup>.

Toutefois, au début des années 1990, plusieurs incidents se sont produits dans des réacteurs à eau bouillante (REB) (centrales de Barsebäck en Suède, de Perry et de Limerick aux États-Unis), qui ont soulevé de nouvelles questions concernant le risque de colmatage des filtres. L'incident qui a affecté le 28 juillet 1992 le réacteur à eau bouillante n° 2 de la centrale de Barsebäck en Suède [2] a été occasionné par l'ouverture intempestive d'une vanne dont le jet de vapeur a produit 200 kg de débris fibreux, principalement issus de matériaux calorifuges. La moitié a été entraînée dans la piscine de condensation (*suppression pool* ou *wetwell*<sup>45</sup>), provoquant au bout de 70 minutes une élévation importante de la perte de charge des filtres du système de refroidissement de secours. Compte tenu de la taille modeste de la brèche équivalente (correspondant au diamètre de la vanne), la quantité de débris est apparue nettement supérieure à celle pouvant être prédite en utilisant le RG 1.82 dans sa première révision de novembre 1985.

Compte tenu des incidents précités, les investigations menées au niveau international ont porté en priorité sur les réacteurs à eau bouillante. Les résultats des recherches effectuées sur ce type de réacteurs ont alors montré que, par rapport à ce qui avait été mis en évidence dans le cadre des recherches antérieures, la quantité de débris produits par la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire pourrait être bien supérieure aux quantités considérées jusqu'alors. Ils ont aussi montré que les débris pouvaient être plus fins (et donc plus facilement transportables) et que certaines combinaisons de débris (par exemple des fibres avec des particules) pouvaient accroître le risque de colmatage des filtres. Ces résultats sont présentés dans de nombreux documents dont le rapport NUREG<sup>46</sup> 6224 émis en 1995 [3] d'étude du risque de colmatage des filtres des systèmes de sauvegarde des réacteurs à eau bouillante.

Cela a conduit au lancement, à la fin des années 1990, de nouvelles études par des industriels, des laboratoires ou des organismes de recherche, auxquelles l'IPSN a activement participé.

Les travaux de recherche ont par ailleurs mis en évidence des questions additionnelles concernant les effets chimiques associés au pH de la solution et à sa température et leur

---

44. L'U.S.NRC a diffusé en 1974 le *Regulatory Guide* RG 1.82, décrivant les méthodes et pratiques qu'elle estimait acceptables pour traiter l'ensemble des questions relatives, de façon générale, au refroidissement de secours par recirculation d'eau après un accident de perte de réfrigérant primaire, applicables aux réacteurs à eau légère de types REP et REB. Ce guide a évolué au fil du temps en tenant compte du retour d'expérience et de l'évolution des connaissances issues des travaux de recherche et développement. Pour les centrales françaises, de conception Westinghouse, c'est ce *Regulatory Guide*, dans sa première version, qui a été appliqué. La révision 4 de mars 2012 est le texte actuellement en vigueur [1].

45. Piscine située au fond du bâtiment du réacteur et dans laquelle les systèmes de sauvegarde aspirent l'eau.

46. *Nuclear Regulatory Report*.

influence sur le risque de colmatage des filtres, ainsi que l'impact des débris traversant les filtres sur la capacité fonctionnelle des composants des systèmes de sauvegarde RIS et EAS et sur le refroidissement des assemblages de combustible.

Les travaux de recherche réalisés depuis 1974 et l'analyse des incidents ont soulevé de nombreuses questions qui s'inscrivent pour la majorité dans l'étude des thèmes suivants.

### ► Caractérisation des débris susceptibles d'arriver jusqu'aux filtres

La caractérisation des débris (types, quantités, tailles) susceptibles d'arriver jusqu'aux filtres est fondamentale pour l'évaluation du risque de colmatage de ceux-ci et du fonctionnement des composants situés en aval ainsi que du refroidissement des assemblages de combustible.

Les débris sont en grande majorité directement produits par l'onde de pression générée par la brèche. Ils résultent notamment de la destruction de revêtements calorifuges (fibres de verre, Microtherm, etc.) des matériels situés au voisinage de la brèche (tuyauteries, générateurs de vapeur, etc.), ainsi que des peintures et du béton. La quantité de débris dépend en particulier du champ de pression résultant de la brèche et de la résistance du matériau les constituants. Leur taille et leur forme varient (fibres de quelques millimètres de longueur, particules de quelques micromètres de diamètre).

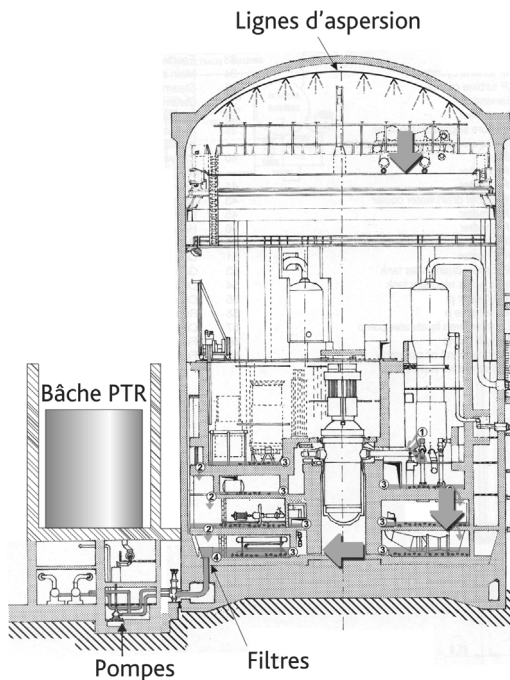


Figure 5.2. Représentation du transport des débris jusqu'aux filtres des puisards (enceinte de confinement d'un réacteur à eau sous pression de 900 MWe). © IRSN-source EDF.

D'autres débris résultent des conditions d'ambiance (température, humidité, irradiation) dans le bâtiment du réacteur. Il peut s'agir de la dégradation des peintures sous forme d'éclats (quelques  $\text{mm}^2$ ) ou de particules (quelques  $\mu\text{m}$  de diamètre).

Enfin, il existe des débris présents dans le bâtiment du réacteur avant la situation accidentelle (poussières, graisse, etc.) appelés débris latents qui peuvent être entraînés par les écoulements d'eau et qui doivent être pris en compte pour l'étude de la filtration.

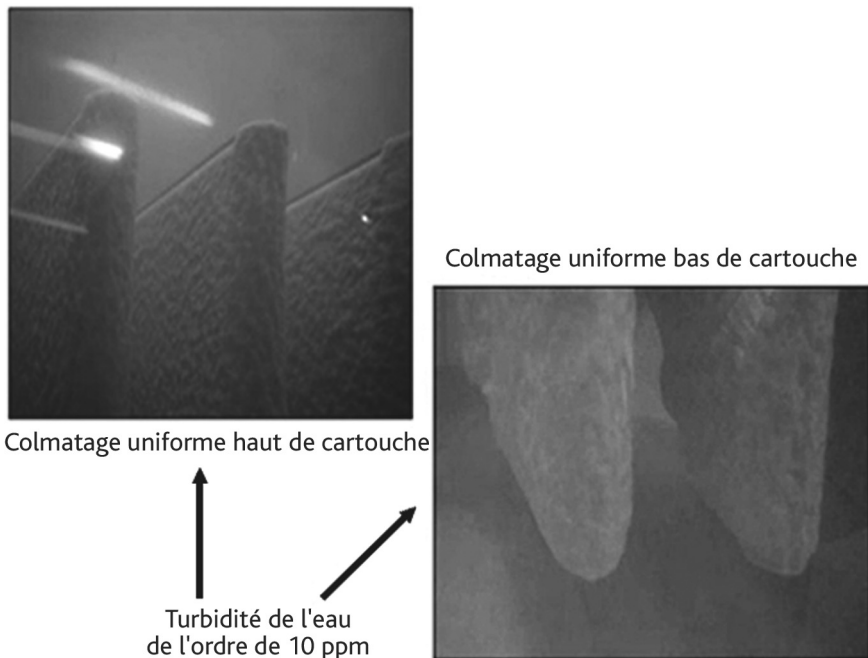
### ► Transport des débris jusqu'aux filtres

Certains des débris peuvent être transportés (figure 5.2) jusqu'au fond du bâtiment du réacteur par l'eau s'écoulant par la brèche et par l'eau provenant du système EAS, d'autres peuvent être piégés dans des zones de rétention (par exemple au niveau des planchers, des caillebotis). Ce transport de débris est appelé transport vertical.

Lors du passage en recirculation, les débris transférés jusqu'au fond du bâtiment du réacteur peuvent alors, selon leurs caractéristiques (taille, masse), être transportés jusqu'aux filtres des puisards des systèmes RIS et EAS : ce transport est appelé transport horizontal.

### ► Évaluation de la perte de charge des filtres et du risque de colmatage

Les débris arrivant sur les filtres peuvent soit s'agglomérer au niveau des mailles du filtre et former un « lit de débris » sur l'ensemble de la surface filtrante (figure 5.3), augmentant ainsi la perte de charge aux bornes du filtre, soit, selon leur taille ou la



**Figure 5.3.** Exemples du recouvrement de surfaces filtrantes par des débris fibreux et particulaires (essais de qualification des filtres du système RIS pour le réacteur EPR). © IRSN.

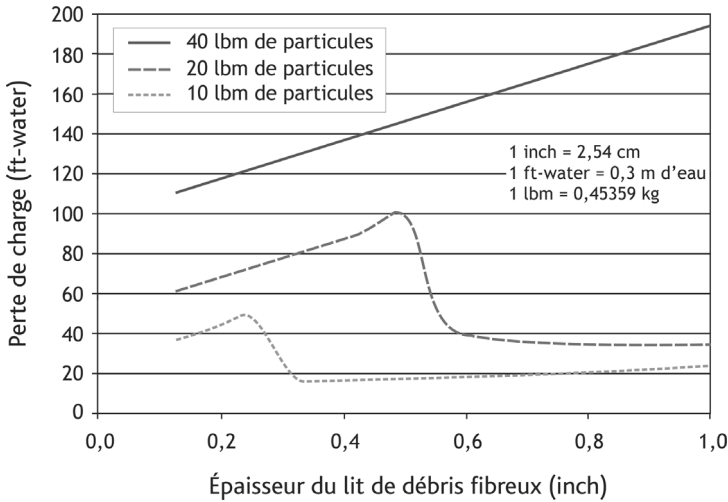


Figure 5.4. Représentation du pic de perte de charge des filtres ou « effet de peau mince » [4].

perméabilité du lit de débris créé – qui dépend de la surface du filtre – être transportés en aval du filtre et entraîner des effets « aval ». La perte de charge du filtre est déterminée en utilisant des corrélations du type de celle du NUREG 6224 qui permettent de vérifier l'absence de risque de défaillance des pompes par cavitation.

À cet égard, des travaux de recherche ont montré que, pour certains filtres, une faible quantité de débris mixtes (fibres et particules) suffit à créer une importante perte de charge aux bornes du filtre lors du fonctionnement « en recirculation » (figure 5.4), et donc à accroître le risque de cavitation des pompes. Cet effet est appelé effet de peau mince.

### ► Impact des effets chimiques sur la perte de charge des filtres

Des travaux de recherche, notamment ceux réalisés par l'IRSN, ont montré que des phénomènes physico-chimiques peuvent conduire à la formation de précipités (cristaux, gels) dans le lit de débris. L'accumulation de ces précipités s'accompagne d'une augmentation de la perte de charge des filtres. Ces phénomènes dépendent non seulement du pH et de la température de l'eau, mais aussi des caractéristiques des débris présents dans l'enceinte et notamment dans l'eau en fond d'enceinte.

### ► Effets « aval »

En fonction des caractéristiques des dispositifs de filtration (maille, surface), les débris traversant les filtres ainsi que les substances chimiques présentes dans l'eau peuvent être à l'origine de phénomènes physiques et chimiques (encrassement, colmatage, érosion, etc.) susceptibles de menacer le bon fonctionnement de composants des systèmes RIS et EAS (pompes, diaphragmes, échangeurs de chaleur, vannes, clapets) et le refroidissement des assemblages de combustible du cœur (bouchage partiel des assemblages au niveau de leurs grilles).

## 5.2. Programmes de recherche passés et enseignements tirés

Après les incidents survenus dans les années 1990 dans les réacteurs à eau bouillante, de nombreux travaux d'étude, de recherche et de développement ont été menés dans le monde, et notamment en France par EDF, l'IPSN puis l'IRSN en vue de mieux comprendre les phénomènes mis en jeu et d'évaluer la conception des dispositifs de filtration.

L'OCDE/AEN a contribué au partage de connaissances, avec l'établissement dès 1995 – à la suite de l'incident de Barsebäck – d'un rapport d'état des connaissances [5], qui a fait l'objet d'une mise à jour en 2013 [6]. Plus d'une dizaine de laboratoires ou entités de recherche ont travaillé sur ces sujets – ou travaillent encore – pour le compte d'autorités de sûreté ou de TSO<sup>47</sup> (U.S.NRC, IRSN, etc.), de concepteurs ou d'industriels (General Electric, AREVA, EDF, etc.) – les documents [4, 7, 8] dressent l'état d'un certain nombre de travaux. L'IPSN a pour sa part engagé une collaboration avec la société VUEZ et l'Université de Trenčín (Slovaquie), ainsi qu'avec la société EREC (Russie), par la réalisation de séries d'essais dans des boucles d'expérimentation, qui sont développées ci-après.

EDF a participé au programme d'études et de recherches du Nuclear Energy Institute (NEI) sur les questions relatives à la recirculation, qui a permis d'établir en 2004 un guide [4, 7] décrivant les méthodes pour évaluer la conception des filtres des réacteurs à eau sous pression.

Dans le cadre d'un premier programme de recherche, l'IPSN a défini et financé des expérimentations qui ont été principalement réalisées de 1999 à 2003 par VUEZ et EREC ; la réalisation de ces expérimentations a été pilotée par l'IPSN. Les sujets suivants ont été étudiés :

- la délitescence des débris sous l'effet d'un débit d'eau : 77 essais ont été réalisés dans l'installation ELISA montée par l'IPSN chez VUEZ pour étudier l'influence du type de calorifuge, du débit, de la température et de la qualité de l'eau, ainsi que l'influence de la présence de particules solides sur la perte de charge due à la présence de calorifuge sur une grille ;
- le transport vertical des débris et leur broyage dû aux obstacles : 30 essais ont été réalisés dans l'installation IVANA, également implantée chez VUEZ, pour apprécier la taille des débris produits en fonction de leur taille initiale, du débit d'eau d'aspersion et du type de calorifuge considéré ;
- les vitesses de transport horizontal des débris et leur sédimentation dans l'enceinte de confinement : 52 essais ont été réalisés dans l'installation VITRA montée par l'IPSN chez EREC pour étudier, en fonction des caractéristiques des débris, les vitesses d'eau en dessous desquelles les débris sédimentent sur les planchers horizontaux de l'enceinte de confinement et ne participent donc pas au colmatage des filtres des puisards ;

---

47. *Technical Safety Organisation.*



- les mécanismes d'obturation des filtres : après une campagne de 15 essais préliminaires, 11 essais à l'échelle 1 ont été réalisés dans l'installation MANON, montée par l'IPSN chez VUEZ, pour apprécier les quantités de débris pouvant conduire à une dégradation importante du fonctionnement des pompes assurant la recirculation de l'eau.

En 2003, l'IRSN a fait part à la Direction de la sûreté des installations nucléaires des enseignements tirés des études menées au plan international et notamment des expérimentations ci-dessus, qui conduisaient à s'interroger sur la possibilité d'une défaillance de la fonction de recirculation des réacteurs nucléaires à eau sous pression en conditions accidentelles, du fait de la possibilité de colmatage des filtres des puisards. EDF a alors décidé en 2004 d'apporter des modifications aux réacteurs du parc en exploitation, sur la base du guide de NEI évoqué plus haut [4, 7] et de résultats de travaux de recherche qu'il avait engagés. Ces modifications ont été effectuées sur les réacteurs de 2005 à 2009. La conception de nouveaux filtres repose désormais sur des méthodes et des pratiques développées par EDF et spécifiques aux réacteurs français, tout en respectant en termes de dimensionnement les dernières révisions du RG 1.82.

Jusqu'au début des années 2000, les réacteurs du parc électronucléaire français étaient équipés de filtres de différentes tailles de maille, variant d'un palier à l'autre. Il s'agissait de panneaux verticaux installés circonférentiellement dans les puisards. Compte tenu des connaissances acquises par les travaux de recherche et de développement, deux types de modifications (décidées en 2004) ont été mises en œuvre :

- la suppression des revêtements calorifuges en Microtherm, matériau qui peut générer des particules de très faibles dimensions, rédhibitoires à l'égard du risque de colmatage des filtres des puisards ;
- le remplacement des filtres par de nouveaux filtres de surface significativement plus importante (jusqu'à 48 fois la surface des anciens filtres).

Il est à noter que pour le réacteur EPR, la solution retenue pour la filtration est fondée sur deux<sup>48</sup> dispositions en série sur le trajet des débris :

- des paniers de rétention à la périphérie de l'IRWST (*In-containment Refueling Water System Tank* – réservoir d'eau borée situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement), au droit des ouvertures du plancher des gros composants ;
- des filtres dans la partie centrale de l'IRWST, dans laquelle sont situées les lignes d'aspiration vers les pompes.

À l'issue des études qu'il a menées entre 1999 et 2003, l'IRSN a décidé d'engager un programme en collaboration avec la société VUEZ et l'Université de Trenčín pour étudier les effets chimiques au sein du lit fibreux déposé sur les filtres.

L'objectif était d'évaluer l'influence de la formation de précipités sur la perte de charge des filtres en situation de recirculation des systèmes de sauvegarde après

---

48. Outre la mise en place de présence de grilles « anti-gros débris » sur le plancher des gros composants.

l'occurrence d'une brèche du circuit primaire. Ce programme a comporté deux parties. La première a consisté à déterminer les concentrations de précipités pouvant se former. La seconde a visé à déterminer les conséquences des précipités formés sur la perte de charge du lit fibreux en s'appuyant sur des essais dans la boucle d'essais ELISA.

Ce programme a confirmé que la formation de précipités au sein d'un lit fibreux était possible et qu'elle s'accompagnait d'une évolution significative de la perte de charge des filtres. Durant le déroulement des tests, il est également apparu que la température a une grande influence sur la formation, la nature et l'évolution des précipités. Sur ces bases, un modèle de calcul de perte de charge des filtres a été développé, intégrant également la détermination des caractéristiques de porosité du lit fibreux.

Un autre programme de recherche a été engagé par l'IRSN afin de conforter ce modèle et d'étayer les connaissances sur la corrosion des divers types de matériau calorifuge sur le long terme et les précipités qui peuvent en résulter. Ce programme a été réalisé au moyen de six boucles d'essais dénommées ELISA Babies, dérivées de la conception de la boucle ELISA.

### **5.3. Programmes de recherche en cours**

En 2015, de nombreux programmes de recherches restent en cours en France (aussi bien par EDF que par l'IRSN) et à l'étranger. La majorité de ces programmes concerne l'étude des effets des débris sur les composants des systèmes de sauvegarde situés en aval des filtres et sur le refroidissement des assemblages de combustible. Certains programmes de recherche ont également pour objectif de modéliser plus finement les phénomènes physiques et chimiques afin de justifier la conception de certains filtres.

Ainsi, l'IRSN a décidé en 2015 d'engager de nouveaux programmes de recherches reposant sur l'utilisation d'une nouvelle boucle chez VUEZ, dénommée VIKTORIA, afin d'évaluer la conception des dispositifs de filtration des réacteurs en exploitation ou du réacteur EPR en termes d'effets chimiques et d'effets des débris traversant les filtres. Il s'agit d'une boucle intégrale (figure 5.5) pouvant simuler l'ensemble des phénomènes physiques et chimiques importants pour l'analyse des questions relatives à la filtration. Cette boucle, qui peut être utilisée pour différents types de réacteur à eau sous pression, permet :

- l'étude des effets en amont des filtres, à savoir :
  - l'évaluation de la perte de charge des filtres,
  - les conséquences des effets chimiques sur cette perte de charge,
  - la formation de gaz,
  - l'effet du *back-flushing* (qui correspond à une injection d'eau à l'intérieur des filtres ayant pour objectif de les décolmater) ;



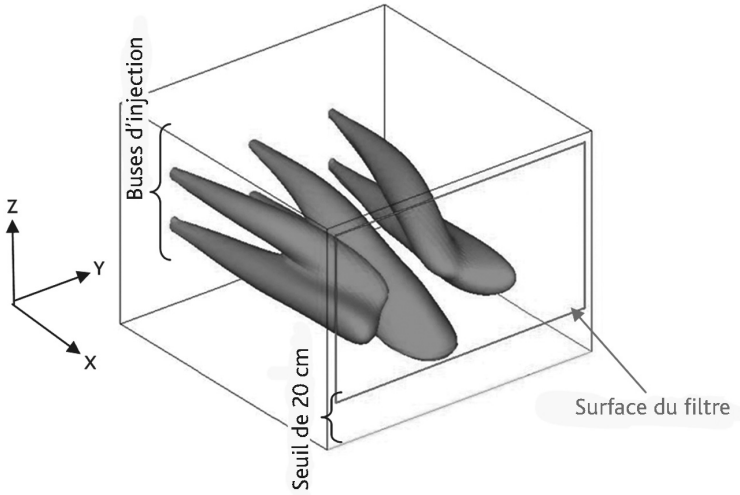
Figure 5.5. Vue de la boucle d'essais VIKTORIA. © Brano Valach/IRSN.

- l'étude des effets physiques et chimiques en aval des filtres, à savoir la caractérisation des débris traversant les filtres (quantités, types, tailles) et leur effet sur les assemblages de combustible et les autres composants (échangeurs, diaphragmes, etc.).

Par ailleurs, les études et travaux de recherches menés jusqu'à présent ne concernaient pas les situations avec fusion du cœur. Or, pour le réacteur EPR, un système d'évacuation ultime de la chaleur (EVU), dont le fonctionnement comporte des dispositifs de filtration, serait utilisé dans de telles situations. Mais les débris générés pourraient différer, en nature et quantités, par rapport à ceux retenus pour les transitoires de dimensionnement (catégories 1 à 4), du fait des conditions extrêmes en situations de fusion du cœur – température, irradiation, etc. Les radionucléides piégés dans les débris pourraient changer la chimie locale (par la radiolyse de l'eau) et causer des précipités. L'IRSN a engagé une étude exploratoire sur ce sujet, qui, le cas échéant, pourra faire l'objet de travaux spécifiques de recherche dans les années à venir.

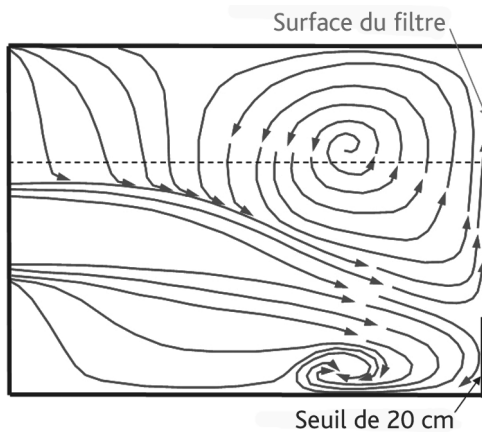
## 5.4. Simulation

La question des débris et celle de leurs conséquences dans la configuration de refroidissement en mode de recirculation, après une brèche du circuit primaire, couvre un large champ de phénomènes et de disciplines (hydraulique, chimie, etc.), typiquement de nature tridimensionnelle. L'utilisation d'outils de simulation de type CFD se développe progressivement [8] pour traiter certains aspects tels que le transport de débris, leur dépôt sur les filtres, l'évolution de la perte de charge au travers d'un lit de débris, le risque d'entraînement d'air, de gaz incondensables.



**Figure 5.6.** Visualisation des jets au sein de la maquette EDF/CEMTE (vitesses supérieures à 6,5 cm/s) avec x : sens de l'écoulement. © IRSN.

L'IRSN a mis en œuvre de tels outils dans le cadre d'une étude de la représentativité des essais effectués par EDF afin de justifier le dimensionnement des nouveaux filtres, parmi lesquels figurent des essais relatifs aux effets chimiques. Les premiers résultats de ces essais ont conduit EDF à considérer que les effets chimiques n'avaient pas d'effet sur la perte de charge des filtres du fait de l'observation d'une sédimentation importante au fond de la boucle d'essais et de l'impossibilité de créer un lit de débris stable sur le filtre. Les simulations faites par l'IRSN ont par exemple fait ressortir un rabattement de débris en amont du filtre dans la boucle (figures 5.6 et 5.7) ; la démonstration de la représentativité de ces essais pour le cas réacteur était à apporter.



**Figure 5.7.** Visualisation des lignes de courant à mi-maquette (plan vertical) EDF/CEMTE dans le sens de l'écoulement – les buses d'injection sont situées à gauche. © IRSN.

## Références

- [1] Water Sources for Long-term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident, Regulatory Guide, RG 1.82, Revision 4, March 2012.
- [2] Proceedings of the OECD/NEA Workshop on the Barseback Strainer Incident (1994: Stockholm, Sweden), NEA/CSNI/R(1994)14.
- [3] Parametric Study of the Potential for BWR ECCS Strainer Blockage Due to LOCA Generated Debris, October 1995, NUREG/CR-6224, SEA No. 93-554-06-A:1.
- [4] Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology, Guide NEI 04-07, Revision 0, Vol. 1, December 2004.
- [5] Knowledge Base for Emergency Core Cooling System Recirculation Reliability, NEA/CSNI/R(95)11.
- [6] Update Knowledge base for Long-term Core Cooling Reliability, NEA/CSNI/R(2013)12.
- [7] Safety Evaluation by the Office of Nuclear Reactor Regulation Related to NRC Generic Letter 2004-02, Guide NEI 04-07, Revision 0, Vol. 2, December 2004.
- [8] Evaluation of Long-term Cooling Considering Particulate, Fibrous and Chemical Debris in the Recirculating Fluid, Rapport WESTINGHOUSE, WCAP-16793-NP revision 2, October 2011.

# Chapitre 6

## Recherches sur les accidents de dénoyage des piscines d'entreposage de combustible irradié

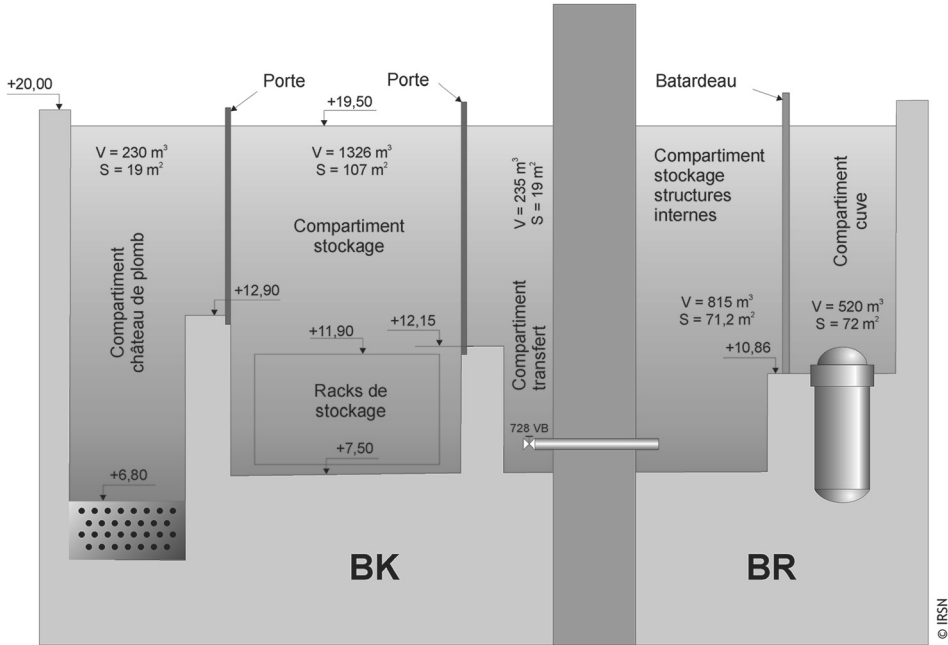
---

Les réacteurs électronucléaires disposent d'une piscine, aussi appelée piscine de désactivation, dans laquelle sont entreposés les assemblages de combustible usé dans l'attente de leur transport à l'usine de retraitement, après que leur puissance résiduelle a suffisamment décru. La piscine peut accueillir également, de façon temporaire, au cours des arrêts du réacteur, les assemblages de combustible neuf ou déjà irradié destinés à être chargés dans le cœur du réacteur préalablement à son redémarrage. La profondeur de la piscine est d'environ 12 m. Les assemblages, entreposés dans des alvéoles posés sur le fond de la piscine, sont recouverts d'environ 7 m d'eau, ce qui assure une protection suffisante des travailleurs contre les rayonnements ionisants en fonctionnement normal et en même temps constitue une réserve d'eau importante pour le refroidissement des assemblages en cas de défaillance des systèmes de refroidissement.

Une piscine de désactivation peut contenir un grand nombre d'assemblages de combustible irradié chargé de produits radioactifs (de 300 à 600 assemblages selon le type de réacteur). Elle est située dans un bâtiment (dit bâtiment combustible ou BK) dont le confinement est de type dynamique (assuré par le système de ventilation).

Les piscines du bâtiment du réacteur (BR) et du bâtiment BK sont représentées sur la figure 6.1.

En cas de défaillance des systèmes de refroidissement de la piscine, il a été considéré dans la démonstration de sûreté établie lors de la conception que, compte tenu de la



**Figure 6.1.** Vue en coupe des piscines du bâtiment du réacteur (BR) et du bâtiment du combustible (BK) sur un réacteur 900 MWe CPY<sup>49</sup>. © IRSN.

faible puissance résiduelle des assemblages de combustible irradié, le délai avant le dénoyage de ceux-ci serait suffisant pour mettre en œuvre des mesures de sauvegarde. C'est pourquoi le bâtiment dans lequel elle est située ne présente pas les mêmes capacités de confinement des produits radioactifs, en cas de perte d'intégrité des crayons de combustible, que l'enceinte de confinement du réacteur.

Le risque de vidange des piscines a été prévenu à la conception par certaines dispositions, telles que l'installation de dispositifs casse-siphon sur les circuits de refroidissement des piscines (PTR) ; ces dispositions ont été significativement renforcées à la suite de plusieurs incidents (perte d'étanchéité de portes et de batardeaux, vidanges induites par des erreurs de lignage, insuffisances relevées ou constat d'obturation par des corps étrangers des dispositifs casse-siphon, etc.) ou dans le cadre de réexamens de sûreté.

L'accident de Fukushima Daiichi a confirmé l'importance d'examiner toutes les stratégies possibles pour garantir le refroidissement des assemblages d'autant plus que les conditions d'exploitation des combustibles et des piscines ont évolué depuis leur conception (combustibles plus irradiés, présence de combustibles MOX).

L'effet « falaise » redouté en cas d'impossibilité d'assurer un refroidissement suffisant des assemblages est l'emballement des réactions exothermiques d'oxydation des gaines des crayons par l'air et la vapeur d'eau, conduisant à leur dégradation et à un rejet significatif

49. Deuxième palier de réacteurs nucléaires de 900 MWe (EDF).

de produits radioactifs. Si le rejet devrait contenir très peu d'iode radioactif  $^{131}\text{I}$ , vu le temps d'entreposage des combustibles après leur déchargement du cœur du réacteur, il devrait comporter une quantité très importante de ruthénium, un élément particulièrement radiotoxique – bien que de période radioactive significativement plus faible que celle du césium (voir le paragraphe 9.4).

L'ébullition de l'eau dans certains alvéoles d'entreposage pourrait également entraîner un retour à la criticité des assemblages de combustible qu'elles contiennent, susceptible de provoquer des ruptures de crayons, l'irradiation de personnes et un rejet de produits radioactifs.

L'évaluation des risques associés aux accidents de perte de refroidissement ou de réfrigérant nécessite de modéliser des phénomènes de convection mixte (forcée et naturelle), tridimensionnels (de par la géométrie des alvéoles d'entreposage et la répartition non homogène des puissances résiduelles des assemblages de combustible usé dans la piscine), multifluides (eau, vapeur et air lors de la phase de dénoyage), ainsi que les phénomènes d'oxydation des gainages à base de zirconium en présence de mélanges de vapeur d'eau, d'oxygène et d'azote [1]. Ces réactions d'oxydation sont sources de production de chaleur et éventuellement d'hydrogène, avec un risque d'explosion associé. Des études sont également menées pour étudier l'efficacité des moyens de sauvegarde en fonction des scénarios envisagés (possibilité d'une cavitation de pompes en cas d'entraînement de vapeur ou d'air dans les circuits, efficacité de systèmes d'aspersion pour refroidir des assemblages dénoyés, etc.).

Bien que des essais réalisés dans les années 1950 aient déjà montré que les cinétiques d'oxydation du zirconium par l'air à haute température étaient très différentes de celles de l'oxydation par de la vapeur d'eau, le phénomène d'oxydation par l'air des alliages de zirconium n'a été étudié en détail que très récemment.

La réaction d'oxydation du zirconium par l'oxygène libre environ deux fois plus de chaleur (1 101 kJ/mole au lieu de 528 kJ/mole dans le cas de l'oxydation par la vapeur d'eau). Le zirconium réagit également avec l'azote. Le nitrure formé peut réagir à son tour avec l'oxygène en libérant également beaucoup de chaleur (736 kJ/mole). On comprend donc que, si les conditions sont réunies pour déclencher ces réactions chimiques (présence d'air dans les alvéoles d'entreposage et température atteinte de l'ordre de 600 °C), la chaleur dégagée pourrait provoquer l'emballement des températures et l'endommagement des crayons de combustible.

En France, l'IRSN a réalisé des essais d'oxydation sous air d'échantillons de gaine de quelques centimètres de long en Zircaloy-4 et M5<sup>TM</sup> dans le cadre de l'ISTP (*International Source Term Program* [2005–2013], série d'essais MOZART<sup>50</sup>). La plage de températures étudiée était de 600 °C à 1 100 °C. La mesure en continu de l'accroissement de la masse des échantillons par thermogravité a permis d'établir des lois de cinétique d'oxydation qui ont été intégrées dans le logiciel de simulation ASTEC (*Accident Source Term Evaluation Code*) permettant de calculer le déroulement de l'accident.

---

50. Mesure de l'oxydation du zirconium par l'air en température.



D'autres essais à caractère analytique ont été réalisés à peu près à la même époque sur différents alliages aux États-Unis et en Allemagne. Ces essais différaient par la nature des alliages étudiés, la géométrie des échantillons (tronçons de gaines ouverts aux extrémités ou obturés), l'état initial des matériaux (vierges ou préoxydés et préhydrurés pour simuler les effets d'oxydation en service) et par la nature des fluides oxydants utilisés (azote pur, mélange d'azote et de vapeur d'eau ou mélange d'air et de vapeur d'eau).

Ces essais, ainsi que ceux réalisés par le Karlsruhe Institute of Technologie (KIT) en Allemagne, ont confirmé que l'oxydation des gaines par l'air pouvait avoir des conséquences beaucoup plus néfastes que l'oxydation par la vapeur d'eau. En effet, la cinétique de la réaction d'oxydation s'accélère à partir d'un certain taux d'oxydation. Il se forme d'abord une couche d'oxyde de zirconium dense qui limite le transfert par diffusion de l'oxygène vers le métal et dont l'épaisseur croît comme la racine carrée du temps (voir le paragraphe 3.2). Puis, la cinétique s'accélère encore avec la fissuration de cette couche d'oxyde dense. L'air accède alors à de nouvelles zones de métal non oxydées, et la réaction d'oxydation progresse linéairement avec le temps. Ce phénomène – appelé *breakaway* – est encore mal compris. Le changement de forme cristalline de la zircone (de monoclinique à tétragonale) vers 1 000 °C (voir le paragraphe 2.2) pourrait en être la raison. Mais une autre hypothèse a été avancée pour expliquer le rôle spécifique de l'azote et la formation de composés nitrurés denses (Zr-O-N ou ZrN), dont l'oxydation entraînerait la fissuration de la couche d'oxyde de zirconium à des températures inférieures à 1 000 °C.

Des essais intégraux ont également été réalisés par les Sandia National Laboratories aux États-Unis. Il s'agissait du programme dénommé *Spent Fuel Pool Heatup and Propagation project* (2004–2006), dédié à l'étude de la dégradation d'assemblages de réacteurs à eau bouillante<sup>51</sup>. Ce programme a été suivi du programme de l'OCDE/AEN *Sandia Fuel Project* (2009–2013), dédié à l'étude de la dégradation d'assemblages de réacteurs à eau sous pression, qui a réuni 13 pays dont la France. L'objectif était de produire des données de thermohydraulique sur le refroidissement des crayons par l'air ambiant par convection naturelle en cas de perte de réfrigérant afin de valider les outils de calcul de l'accident (comme le logiciel ASTEC et une version dédiée du logiciel DRACCAR).

Le dispositif expérimental comportait un assemblage finement instrumenté de 17 × 17 crayons chauffants d'oxyde de magnésium<sup>52</sup> gainés en Zircaloy, à l'échelle 1. Tout d'abord, des essais non destructifs de convection naturelle dans l'air ont été effectués. Ils ont été suivis d'un essai destructif conduit jusqu'au déclenchement de l'emballement de l'oxydation (appelé aussi feu de zirconium) et à sa propagation axiale au sein de l'assemblage. Dans une seconde campagne d'essais, l'assemblage chauffé était entouré de quatre assemblages non chauffés pour étudier la propagation radiale de l'emballement de l'oxydation à des assemblages environnants de plus faible puissance.

---

51. Contrairement aux assemblages de crayons des REP, les assemblages de crayons REB sont disposés à l'intérieur de boîtiers en Zircaloy.

52. L'oxyde de magnésium ne présente pas de risque radiotoxique et se rapproche de l'oxyde d'uranium par ses propriétés thermiques (conductivité, chaleur spécifique, etc.).

Certains crayons de ces assemblages non chauffés étaient également pressurisés pour simuler les effets du ballonnement (accélération possible de l'oxydation à la suite de la desquamation des couches d'oxyde formé). L'emballement s'est effectivement propagé aux assemblages périphériques. Les logiciels de simulation des accidents de fusion du cœur, tels qu'ASTEC, ont à la suite de ces recherches bénéficié d'améliorations des modèles pour pouvoir décrire ce phénomène avec suffisamment de précision.

### ► Programmes prévus

Afin de progresser dans la connaissance de ces phénomènes, l'IRSN, avec la participation du CNRS (les laboratoires de recherche PROMES – Procédés, matériaux et énergie solaire de Perpignan –, LEPMI – Laboratoire d'électrochimie et de physico-chimie des matériaux et des interfaces de Grenoble –, ARMINES-SPIN – Sciences des processus industriels et naturels de l'École des Mines de Saint-Étienne – et LVEEM – Laboratoire Vellave sur l'élaboration et l'étude des matériaux du Puy-en-Velay), a engagé en 2013 le programme de recherche DENOPI<sup>53</sup>. Ce programme d'une durée de six ans est cofinancé par l'ANR dans le cadre des investissements d'avenir, et plus particulièrement de l'appel à projets de recherche en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection (RSNR), lancé en 2012 à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi.

Le projet DENOPI prévoit la réalisation d'expérimentations ainsi que des travaux de modélisation et de validation de logiciels de simulation pour approfondir les connaissances relatives aux différentes phases d'un accident de perte de refroidissement ou de dénoyage accidentel d'assemblages de combustible entreposés en piscine de désactivation. Il est bâti sur une approche analytique qui vise à développer les connaissances selon les trois axes suivants :

- le refroidissement par convection naturelle à l'échelle de la piscine,
- le comportement thermohydraulique à l'échelle d'un assemblage de combustible en cas de dénoyage et l'efficacité d'une aspersion,
- les mécanismes d'accélération de l'oxydation des gaines du combustible en présence d'un mélange d'air et de vapeur d'eau.

La convection naturelle dans la piscine sera étudiée (2015–2017) grâce à la réalisation d'une maquette au 1/5<sup>e</sup> d'une piscine de désactivation, des alvéoles d'entreposage et des assemblages qu'elles peuvent contenir. Une simulation numérique utilisant des outils de calculs avancés (*Computational Fluid Dynamics*, résolvant les équations régissant les mouvements d'un fluide avec grande précision) sera également élaborée pour interpréter les résultats observés.

L'étude du comportement thermohydraulique d'un assemblage mettra en œuvre en 2018–2019 une maquette expérimentale à l'échelle 1 d'un assemblage de combustible et de son alvéole d'entreposage dans des conditions représentatives des différentes phases de l'accident, à savoir la perte de refroidissement, l'ébullition de l'eau de la piscine, le

---

53. Dénoyage accidentel de piscine d'entreposage de combustible nucléaire.

dénoyage et la reprise du refroidissement. Des mesures de vitesse des fluides dans les espaces situés entre les crayons ainsi que des concentrations d'oxygène permettront de constituer une base de données expérimentales très précises pour la validation des modèles utilisés pour calculer le déroulement de l'accident.

Les phénomènes d'oxydation des gaines et leur emballement, ainsi que le rôle présumé des nitrures seront étudiés grâce à des techniques de laboratoire très performantes :

- la diffraction des rayons X (DRX) *in situ* sous flux gazeux riche en vapeur d'eau permettra de suivre, en temps réel et à la température de la réaction, l'évolution des composés formés à haute température (500 °C à 1 200 °C) ;
- l'imagerie micro-Raman permettra d'étudier la microstructure et la composition de la couche d'oxyde de zirconium formée.

Il est également envisagé de réaliser des essais intégraux sur des assemblages de combustible simulés dans l'installation QUENCH de KIT dans le cadre du programme SAFEST (*Severe Accident Facilities for European Safety Targets*) financé en partie par l'Union européenne.

Enfin, l'IRSN coordonne le projet AIR-SFP (2015–2017) cofinancé par l'Union européenne, à la suite d'un appel à projets de recherche lancé dans le cadre de NUGENIA+<sup>54</sup>. Il s'agit d'évaluer les capacités de différents logiciels de simulation d'accident de fusion du cœur de réacteur, tels que le logiciel ASTEC, à prédire le déroulement d'un accident de dénoyage d'une piscine de désactivation et d'élaborer un programme de recherche visant à combler les lacunes de connaissance les plus importantes. Quatorze pays participent à ce projet dont les résultats permettront de faire progresser la connaissance sur le déroulement de tels accidents pour renforcer la prévention et les moyens d'en limiter les conséquences.

## Référence

- [1] Status Report on Spent Fuel Pools under Loss-of-Coolant Accident Conditions. Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2015)2, May 2015.

---

54. NUGENIA+ gère la recherche pour le développement et la sûreté des réacteurs électronucléaires de générations II et III pour le compte de l'association NUGENIA (voir le chapitre 1). Cette association regroupe plus d'une centaine de membres, industriels, exploitants, organismes techniques de sûreté et laboratoires de recherche, principalement en Europe.

# Chapitre 7

## Recherches sur les incendies

---

### ***7.1. Les risques liés aux incendies dans les installations nucléaires***

L'incendie constitue un risque important à prendre en compte pour la sûreté d'une installation nucléaire. Le 22 mars 1975, un feu de câbles s'est déclaré dans le réacteur n° 1 de la centrale de Browns Ferry aux États-Unis, à la suite d'un test d'étanchéité au droit d'un passage de câbles en mousse de polyuréthane à travers une paroi, réalisé à l'aide d'une bougie. Bien que les intervenants aient immédiatement procédé à l'extinction du feu, celui-ci s'est propagé à leur insu le long des câbles de l'autre côté du passage étanche. Il a entraîné la perte du contrôle de certains équipements importants pour la sûreté, non seulement du réacteur n° 1 mais également du réacteur n° 2 voisin. La réaction des opérateurs devant cette perte de contrôle a permis de juguler l'incident avant qu'il ne dégénère en accident plus grave. Au mois d'octobre 1989, une rupture d'ailettes de la turbine de la centrale de Vandellós en Espagne (réacteur de type UNGG<sup>55</sup>) a eu de multiples conséquences : fuite et explosion d'hydrogène, feu d'huile de graissage de la turbine, perte d'alimentations électriques et de l'air comprimé de régulation de plusieurs matériels participant à l'évacuation de la puissance résiduelle, inondation importante des sous-sols (y compris celui du bâtiment du réacteur), etc. L'incendie, qui a duré plus de quatre heures, a pu être maîtrisé en faisant appel aux unités de pompiers des environs de la centrale, jusque dans un rayon de 100 km. Si le système de refroidissement avait cessé de fonctionner, les 3 000 tonnes de graphite auraient pris feu. Le réacteur n'a pas été

---

55. Réacteurs dont le combustible est de l'uranium naturel, modérés au graphite et refroidis au gaz carbonique (UNGG : uranium naturel-graphite-gaz).

redémarré, du fait notamment du coût élevé des modifications nécessaires pour en améliorer la sûreté.

Des incendies surviennent dans les réacteurs du parc électronucléaire français, avec des conséquences plus ou moins significatives. On peut évoquer par exemple :

- l'incident survenu en juillet 1999 à la centrale de Bugey, qui a montré qu'une cause commune (un défaut électrique dans un tableau situé à la station de pompage) avait initié, dans le réacteur n° 3, deux défauts électriques et deux départs de feu quasi simultanés qui se sont développés dans des « volumes de feu de sûreté » différents et géographiquement séparés ;
- un feu de câbles électriques survenu en 2004, par surchauffe, au passage d'une trémie séparant la salle des machines et le bâtiment électrique du réacteur n° 2 de la centrale de Cattenom ;
- en 2012, le feu d'huile de groupe motopompe primaire qui s'est déclaré dans le bâtiment du réacteur n° 2 de la centrale de Penly.

Ces exemples montrent toute l'importance qu'il convient d'attacher aux risques liés à l'incendie.

L'incendie est pris en compte pour la conception et le dimensionnement des réacteurs à eau sous pression en tant qu'agression, d'origine interne ou externe. En règle générale, une telle agression ne doit pas conduire à un accident pour le réacteur, ni mettre en cause le bon fonctionnement des systèmes de sûreté conçus pour faire face aux accidents. Dans le cadre de la mise en œuvre du principe de défense en profondeur et de l'approche déterministe de sûreté, la maîtrise du risque lié à l'incendie repose sur des dispositions de prévention – notamment en limitant les charges calorifiques dans les locaux –, de détection d'éventuels feux et sur des dispositions de nature à limiter les conséquences d'éventuels feux, reposant notamment sur une sectorisation<sup>56</sup> dans les bâtiments et sur des dispositifs d'extinction. Par ailleurs, le risque global de fusion du cœur engendré par des incendies internes comme événements initiateurs est évalué dans des études probabilistes de sûreté de niveau 1 spécifiques (« EPS<sup>57</sup> Incendie », que développent EDF ainsi que l'IRSN), dans lesquelles sont notamment pris en compte des scénarios avec défaillance d'éléments de sectorisation. Ce type d'étude est d'autant plus pertinent que l'exploitation des centrales peut révéler certaines anomalies ou non-conformités en matière de sectorisation (trémies mal obturées, etc.).

---

56. Les installations nucléaires sont conçues afin qu'un incendie éventuel puisse être circonscrit à un périmètre déterminé et qu'à l'intérieur de ce périmètre les conséquences de l'incendie puissent être maîtrisées. Ces périmètres sont délimités par des parois physiques, voire séparés par un espace suffisant. Pour la démonstration de sûreté, il est supposé que tous les matériels situés dans un périmètre en feu sont perdus (indisponibles ou défaillants). L'agencement des bâtiments, la délimitation de ces périmètres et l'installation des équipements visent notamment à ce que si les équipements d'une voie ou d'un train d'un système redondant sont affectés par un feu, ceux des autres voies et trains ne peuvent pas l'être.

57. Étude probabiliste de sûreté.

Il est donc nécessaire d'avoir une bonne connaissance de tous les phénomènes qui peuvent être mis en jeu dès lors qu'un feu se déclare dans un local : échauffement dans ce local, augmentation de la pression des gaz dans le local, production de gaz chauds (brûlés ou imbrûlés) et de fumées, transferts vers d'autres locaux (notamment en cas de défaillance de la sectorisation).

L'analyse des données issues de la base OCDE Fire [1] montre qu'une majorité des départs de feu, environ 50 %, est due à des sources électriques. Les armoires électriques et électroniques sont l'un des contributeurs les plus significatifs, avec une occurrence de plus de 10 %, quel que soit le type d'armoires électriques (basse, moyenne et haute tension). Aussi, les armoires électriques et les chemins de câbles (figure 7.1) sont des sujets d'intérêt tout particulier en matière de recherches sur les risques liés à l'incendie, pour plusieurs raisons :

- ils peuvent être à l'origine de départs de feu ;
- ils peuvent favoriser la propagation d'un feu ;
- inversement, ils peuvent constituer des « cibles » en cas de feu, dont la vulnérabilité doit être rendue aussi faible que possible si ces équipements ont une importance pour la sûreté du réacteur.

Les sujets de recherche dans le domaine de l'incendie concernent principalement l'évaluation des caractéristiques du feu proprement dit, en particulier l'estimation de sa puissance thermique, et des conséquences dans une installation. Les conséquences ayant particulièrement un intérêt sont les effets de pression des gaz et de température dans les locaux, les transferts de gaz (produits de la combustion ou imbrûlés) et de suies entre locaux, par des portes ou des trémies, ou *via* les réseaux de ventilation, les effets de ces transferts sur les dispositifs de confinement ou sur des matériels électriques.

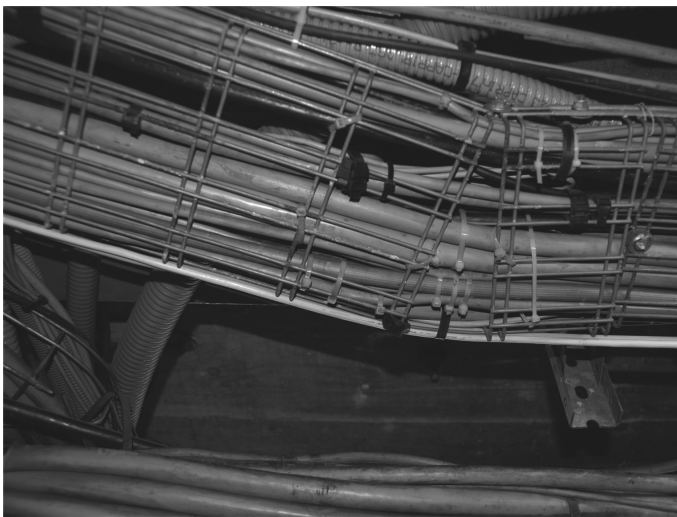


Figure 7.1. Exemple de chemin de câbles dans une installation. © Georges Goué/IRSN.

L'étude du développement d'un feu à l'intérieur d'une installation nucléaire et de ses conséquences sur les équipements importants pour la sûreté est rendue particulièrement complexe du fait du confinement des locaux et de l'existence de ventilations mécaniques. En effet, la concentration en oxygène d'un local en feu décroît puis se stabilise en général à une valeur correspondant à l'équilibre entre le flux d'oxygène consommé par le feu et celui amené par la ventilation. Le degré de confinement des installations, les caractéristiques du réseau de ventilation (taux de renouvellement d'air des locaux, résistance aéraulique) et sa conduite en cas d'incendie (arrêt, fermeture de clapets coupe-feu) jouent donc un rôle déterminant sur la puissance thermique du foyer, la durée du feu et sa propagation à d'autres foyers, voire d'autres locaux.

Les documents [2, 3, 4] de l'OCDE/AEN/CSNI rendent compte depuis le début des années 1980 et au plan international des préoccupations de sûreté pour les réacteurs de puissance et de l'évolution des connaissances en matière de risques liés à l'incendie (y compris dans le cadre du développement d'études probabilistes). Depuis 2006, l'IRSN mène des programmes, notamment les projets internationaux PRISME<sup>58</sup> sous l'égide de l'OCDE/AEN, afin d'améliorer les connaissances sur les incendies en milieu confiné et ventilé, représentatif des installations nucléaires.

## **7.2. Acteurs impliqués dans la recherche sur les incendies**

La recherche dans le domaine de l'incendie n'est pas propre au nucléaire. En France, de nombreux acteurs effectuent des travaux de recherche et développement sur les feux. Nous citerons notamment les quatre laboratoires universitaires suivants qui contribuent au pilotage du Groupe de recherche feux du CNRS :

- l'IUSTI<sup>59</sup> (UMR<sup>60</sup> 6595) de Marseille (feux compartimentés et feux de forêts),
- le P' (UMR 9028) de Poitiers (combustion des solides, feux et fumées en espace libre et espace confiné),
- le CORIA<sup>61</sup> (UMR 6617) de Rouen (métrologie des suies),
- le LEMTA (UMR 7563) de Nancy (rayonnement thermique, mesures d'émissivité des combustibles).

L'IRSN, EDF et la Direction générale de l'armement (DGA) (des feux dans les navires et les sous-marins présentent des similitudes avec ceux du nucléaire) effectuent également des recherches dans ce domaine, ainsi que les centres techniques français,

---

58. Propagation d'un incendie pour des scénarios multi locaux élémentaires.

59. Institut universitaire des systèmes thermiques industriels.

60. Unité mixte de recherche.

61. Complexe de recherche interprofessionnel en aérothermochimie.

tels que le CNPP<sup>62</sup>, le CTICM<sup>63</sup>, l'INERIS<sup>64</sup>, le CERIB<sup>65</sup> et le CSTB<sup>66</sup>, qui réalisent des essais technologiques parfois à grande échelle, en particulier pour EDF.

Les travaux de recherche engagés – depuis plus de 20 ans – par l'IPSN puis par l'IRSN concernent les incendies d'origine interne, pour les locaux confinés et ventilés tels que rencontrés dans les laboratoires et usines du cycle du combustible (boîtes à gants, etc.) ou dans les réacteurs nucléaires. Nous limiterons toutefois ce qui suit aux travaux de recherche visant plus spécifiquement les réacteurs nucléaires.

Les moyens expérimentaux disponibles à l'IRSN lui permettent de réaliser une étude complète d'un foyer en deux étapes : dans un premier temps, ses principales caractéristiques (puissance du feu, chaleur de combustion, débit de pyrolyse, produits de la combustion, etc.) sont déterminées en atmosphère libre dans un dispositif appelé cône calorimètre. Puis, dans un second temps, des essais sont réalisés dans des locaux ventilés, représentatifs de ceux existant dans les installations nucléaires. Ces essais permettent d'évaluer l'effet du confinement et de la ventilation mécanique sur le développement du feu.

L'IRSN mène ou a mené ses recherches avec différents partenaires : industriels (AREVA, EDF, ENGIE-Tractebel Engineering, Vattenfall, etc.), universités (Aix-Marseille, Rouen, Édimbourg, Gent, Maryland, Lund, Aalto) et organismes de recherche (CNRS, INERIS, DGA, LNE<sup>67</sup>, etc.), organismes internationaux (BelV<sup>68</sup>, GRS, HSE<sup>69</sup>, NRA<sup>70</sup>, VTT<sup>71</sup>, CNSC<sup>72</sup>, CSN<sup>73</sup>, etc.).

En outre, en 2010 a été créé un laboratoire « sans mur » dénommé ETIC (Étude des incendies en milieux confinés), associant l'IRSN et l'IUSTI (unité mixte de recherche CNRS/Universités de Provence et de la Méditerranée).

### ***7.3. Installations de recherche, outils de simulation***

L'IRSN dispose à Cadarache de la plateforme expérimentale GALAXIE qui regroupe des installations expérimentales de diverses capacités. La plateforme a été initialement construite pour mener des recherches dans les années 1970 à 1990 sur les feux de sodium, caloporteur utilisé pour les réacteurs à neutrons rapides PHENIX et SUPERPHENIX.

---

62. Centre national de prévention et de protection.

63. Centre technique industriel de la construction métallique.

64. Institut national de l'environnement industriel et des risques.

65. Centre d'études et de recherches de l'industrie du béton.

66. Centre scientifique et technique du bâtiment.

67. Laboratoire national de métrologie et d'essais.

68. Organisme belge menant les contrôles dans les centrales et autres installations nucléaires et radiologiques en Belgique (hôpitaux, universités, installations radiologiques, etc.).

69. Health and Safety Executive (Grande-Bretagne).

70. Nuclear regulation Authority (Japon).

71. Technical Research Centre (Finlande).

72. Canadian Nuclear Safety Commission (Canada).

73. Consejo de seguridad nuclear (Espagne).



Les installations d'essais de GALAXIE ont été modifiées à la fin des années 1990 et la plateforme s'est enrichie de nouveaux dispositifs expérimentaux depuis 2000 pour s'adapter à l'étude des incendies conventionnels dans les installations du cycle du combustible et dans les réacteurs du parc électronucléaire français.

La plateforme GALAXIE comporte :

- une installation permettant d'effectuer des essais à caractère analytique, DANAIDES<sup>74</sup>, concernant les effets séparés et conjugués de la chaleur et des suies sur le fonctionnement de différents équipements électriques (relais, disjoncteurs, etc.) ;
- un cône calorimètre de 0,3 MW, permettant de mesurer la chaleur de combustion de différents matériaux à l'air libre, et un panneau radiant permettant de soumettre des équipements à un flux de chaleur fixé en vue d'étudier leur dégradation, les deux dispositifs constituant l'installation CARINEA ;
- un cône calorimètre à plus grande échelle de 3 MW, disposé dans la tour SATURNE (2 000 m<sup>3</sup>), permettant d'étudier la combustion à l'air libre d'équipements de centrales nucléaires, comme des armoires électriques et des chemins de câbles électriques ;
- un calorimètre à atmosphère contrôlée, CADUCEE, permettant d'étudier l'effet d'un appauvrissement en oxygène sur la combustion de combustibles de différentes natures, les flux de chaleur rayonnés et la production de suies ;
- le caisson PLUTON de 400 m<sup>3</sup>, relié à un réseau de ventilation, permettant de réaliser des feux de puissance importante (jusqu'à 5 MW) avec différentes configurations de la ventilation. Actuellement, le dispositif HYDRA (de 2,4 m de hauteur, 3,6 m de longueur et 2,4 m de largeur), est installé dans ce caisson et permet d'étudier les mouvements des suies par vélocimétrie laser à travers l'ouverture d'une porte pour différentes configurations de la ventilation. Des dispositifs à petite échelle, tels que NYX et STYX, peuvent également être installés dans ce caisson ; ils sont dédiés à l'étude des écoulements de fumées au travers de trémies ou de portes ;
- le dispositif DIVA (Dispositif incendie ventilation et aérocontamination), constitué de trois locaux de 120 m<sup>3</sup>, d'un couloir de 150 m<sup>3</sup> et d'un local à l'étage de 170 m<sup>3</sup>, reliés à des réseaux de la ventilation à configurations variables ; le dispositif peut résister à des dépressions et surpressions dans une gamme de - 100 hPa à + 520 hPa.

Les figures 7.2-a et 7.2-b montrent le positionnement des moyens d'essais dans les différents sujets d'étude ; la figure 7.2-c montre l'installation DIVA.

Tous ces dispositifs sont munis d'une instrumentation importante (jusqu'à 800 voies de mesure pour l'installation DIVA) permettant de mesurer les principales

---

74. Dispositif analytique pour l'étude lors d'un incendie du dysfonctionnement électrique par les suies.

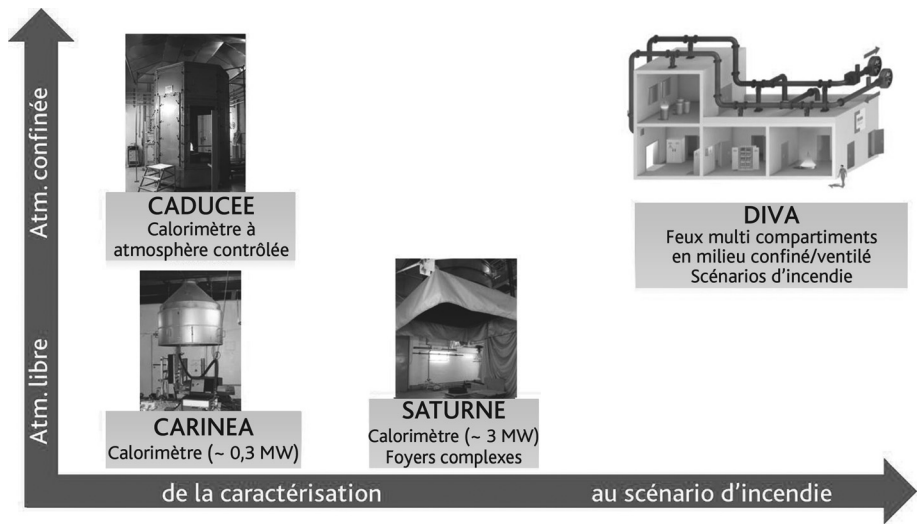


Figure 7.2-a. Positionnement des différents types et installations d'essais de caractérisation des foyers.  
@ Laurence Rigollet/IRSN.

caractéristiques des feux (températures, pressions, concentrations des gaz (produits de combustion et de pyrolyse), concentrations des suies, flux totaux et radiatifs aux parois) et d'effectuer des prélèvements analysés après essai (composition et granulométrie des suies). Des enregistrements vidéo sont également réalisés au cours des essais.

Comme dans les autres domaines de la sûreté, l'évaluation des conséquences d'un éventuel incendie dans un réacteur nucléaire nécessite de mettre en œuvre des logiciels de simulation comportant des modèles développés et validés sur la base d'essais. Leur

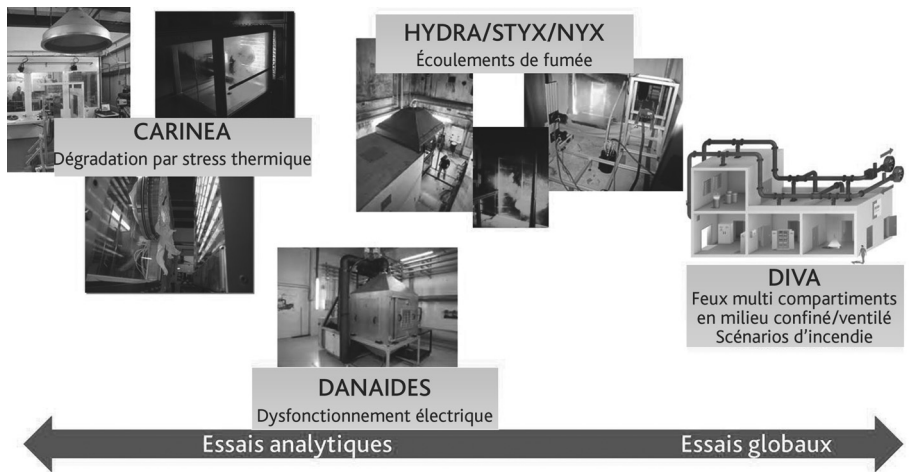


Figure 7.2-b. Positionnement des différents types et installations d'essais dédiés au comportement des « cibles ». @ Laurence Rigollet/IRSN.

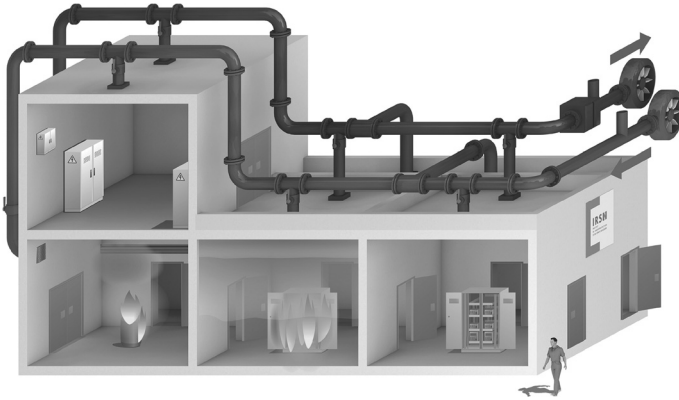


Figure 7.2-c. L'installation DIVA. © IRSN.

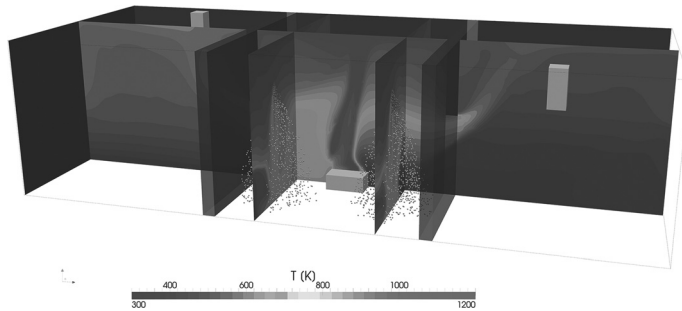
capacité à simuler des incendies réels dans les configurations rencontrées dans les installations nucléaires sont vérifiées lors de la confrontation avec des essais à grande échelle, réalisés dans des installations reproduisant au mieux ces configurations (confinement, ventilation). Ces outils sont évidemment essentiels pour les analyses des risques liés à l'incendie et pour les études de scénarios d'incendie en support au développement, par l'IRSN, de ses propres « EPS incendie » pour les réacteurs du parc électronucléaire.

L'IRSN développe et valide deux types d'outils de simulation :

- le logiciel SYLVIA<sup>75</sup>, qui modélise le local en feu par deux zones homogènes dont la frontière (une surface plane horizontale) se déplace au cours du temps. Les locaux sont connectés entre eux par des portes (éventuellement coupe-feu) ouvertes ou fermées (les fuites sont modélisées) et par le réseau de ventilation. Ce dernier peut être modélisé dans son intégralité, avec les clapets, les filtres THE<sup>76</sup>, les registres de réglage, les ventilateurs, etc. Des corrélations d'échange de masse et de chaleur entre zones, flammes et parois complètent les équations de bilan de masse et d'énergie de chacune des zones. Du fait de son faible temps de calcul, ce logiciel est utilisé par l'IRSN pour les études en support à l'expertise de sûreté et pour ses études probabilistes de sûreté relatives à l'incendie ;
- le logiciel ISIS (de type CFD), qui modélise des champs d'écoulements tridimensionnels, non stationnaires, faiblement compressibles, turbulents, réactifs ou chimiquement inertes ; il permet de calculer la combustion, les transferts thermiques et le transport des suies dans des locaux de grande taille, soit ventilés naturellement, soit confinés et ventilés mécaniquement. Du réseau de ventilation, seules les branches d'admission et d'extraction sont modélisées (voir une illustration de résultats obtenus avec ISIS en figure 7.3).

75. Système de logiciels pour l'étude de la ventilation de l'incendie et de l'aérocontamination.

76. Très haute efficacité.



**Figure 7.3.** Carte tridimensionnelle de température résultant de la simulation d'un essai réalisé dans l'installation DIVA. © IRSN.

L'IRSN a effectué et dispose du couplage des logiciels SYLVIA et ISIS, ce qui permet de bénéficier dans le même outil à la fois de la précision d'ISIS qui simule en 3D le développement de l'incendie dans les locaux et la capacité de SYLVIA à décrire l'intégralité d'une installation avec un réseau complet de ventilation qui relie l'ensemble des locaux. Un tel couplage n'existe pas par ailleurs au plan international.

## **7.4. Les principaux programmes de recherche et leurs apports**

Des progrès importants dans la connaissance des foyers confinés et ventilés, ainsi que dans leur modélisation, ont été réalisés depuis 1990 grâce notamment à des programmes de recherche effectués en collaboration avec AREVA pour la sûreté des usines de retraitement des combustibles (programmes FLIP<sup>77</sup> sur les feux de solvant et PICSEL<sup>78</sup> sur les feux d'armoires électriques). D'autres encore ont été réalisés ensuite grâce à des programmes internationaux PRISME et PRISME 2 (Propagation d'un incendie pour des scénarios multi-locaux élémentaires, 2006–2011 puis 2011–2016), menés par l'IRSN sous l'égide de l'OCDE/AEN, ciblés sur la sûreté des réacteurs nucléaires.

Ces programmes ont permis de valider les logiciels ISIS et SYLVIA, qui sont capables de simuler avec suffisamment de précision des scénarios d'incendie en milieu confiné avec conduite de la ventilation (arrêt du soufflage puis de l'extraction au bout d'un certain délai).

Lors des essais à grande échelle, des variations significatives de la pression des gaz dans les locaux (surpression à l'allumage, dépression à l'extinction et, dans certaines configurations, oscillations de grande amplitude) ont été observées. Ces variations de pression des gaz sont susceptibles de solliciter les dispositifs de sectorisation (portes et clapets coupe-feu) au-delà de leur dimensionnement et de favoriser la propagation de l'incendie dans une installation. Ce phénomène de variation de pression des gaz est lié au confinement du foyer et à la résistivité du réseau de ventilation. Le phénomène

77. Feux de liquide en interaction avec une paroi.

78. Propagation de l'incendie de combustibles solides dans un environnement laboratoires et usines.

d'oscillations ou d'instabilités de combustion est dû à la sous-oxygénation du foyer, conduisant à la succession de combustions de gaz de pyrolyse. Ces phénomènes pourraient également se produire dans une centrale nucléaire. Ces essais ont permis également de mettre en évidence l'effet des suies sur le fonctionnement d'équipements électriques ou électroniques.

Le programme PICSEL, mené en collaboration avec AREVA entre 2004 et 2011, a permis d'étudier les feux d'armoires électriques et leurs conséquences, expérimentalement dans les installations SATURNE (feu en atmosphère libre) et DIVA (feu dans des locaux confinés et ventilés), et de les modéliser. Ces résultats, obtenus lors d'un programme orienté plus particulièrement sur les configurations des installations du cycle du combustible, sont transposables aux réacteurs nucléaires.

L'un des enseignements de ce programme sur les feux d'armoires électriques (figure 7.4) est la puissance dégagée par ce foyer complexe (multi-constituants et mettant en jeu plusieurs types de matériaux). Les essais ont en particulier mis en évidence que la puissance d'un feu d'une armoire électrique avec les portes ouvertes était dix fois supérieure à celle d'une armoire électrique avec les portes fermées. Cet écart est dû au colmatage par les suies des ouïes des portes, limitant ainsi l'arrivée d'oxygène et donc la combustion dans l'armoire électrique avec les portes fermées. Ce sont les premiers essais de feux d'armoires électriques réalisés en atmosphère confinée et ventilée ; quelques essais avaient été



**Figure 7.4.** Feu d'une armoire électrique utilisée dans des installations du cycle du combustible réalisé dans l'installation SATURNE, dans le cadre du programme PICSEL. © Florent-Frédéric Vigroux/IRSN.

réalisés auparavant, aux Sandia National Laboratories (SNL) en 1987 et par VTT en 1994, mais n'avaient permis d'évaluer la puissance de ce type de foyer qu'en atmosphère libre.

Le programme PRISME a comporté 24 essais réalisés dans le dispositif DIVA, complétés par 13 essais à caractère plus analytique réalisés sous la hotte SATURNE. Il a permis d'acquérir des résultats sur la propagation des fumées et de gaz chauds dans les locaux voisins d'un local en feu, les délais avant dysfonctionnement de câbles situés dans le local en feu, le fonctionnement des clapets coupe-feu dans les réseaux de ventilation et la conduite de la ventilation pour éviter des effets de pression néfastes à la tenue des dispositifs de sectorisation. Le programme PRISME a permis de mieux comprendre l'effet de la ventilation (donc de la sous oxygénation du foyer) sur l'intensité de la puissance d'un feu qui se déclare dans un local confiné et ventilé, et notamment sur la durée de l'incendie. Selon le taux de renouvellement de la ventilation, le feu peut s'éteindre rapidement en raison de la décroissance de la concentration en oxygène dans le local en feu. Mais les essais du programme PRISME ont montré qu'un équilibre peut s'établir entre l'air provenant de la bouche de soufflage de la ventilation et la puissance du foyer : le combustible se consume alors plus lentement qu'à l'air libre (puissance plus faible) et en totalité. Par exemple, le même foyer peut durer 2,5 fois plus longtemps qu'en atmosphère libre dans un local ventilé avec un taux de renouvellement horaire de 4,7. Des corrélations et des modèles analytiques de pyrolyse en milieu confiné et ventilé (foyers sous oxygénés) ont été développés et validés. Ces modèles corrigent la puissance du foyer obtenue en atmosphère libre (mesurée sous la hotte SATURNE) par un facteur prenant en compte le taux de sous oxygénation du foyer dans le local confiné.

Le programme PRISME a aussi permis de quantifier l'effet, sur la propagation des fumées, de la convection « mixte » qui combine la convection forcée créée par la ventilation et la convection naturelle induite par le fort gradient vertical de température de l'atmosphère gazeuse dans un local (air « frais » au sol et fumées chaudes au plafond). La ventilation mécanique de la pièce incendiée peut significativement modifier les écoulements de gaz qui s'établissent naturellement au niveau d'une porte ouverte entre deux locaux. Selon le réglage du réseau de ventilation, la ventilation mécanique contribue à déséquilibrer les flux entrant et sortant du local en feu, et à changer la position du plan neutre (hauteur à laquelle les vitesses d'écoulement sont nulles en raison de l'inversion des débits) au niveau de la porte.

L'ensemble des données collectées pendant ce programme a permis d'évaluer la capacité des logiciels de calcul à simuler différents scénarios d'incendie. Les nouveaux modèles, notamment de pyrolyse, ont été implantés dans les logiciels des différents partenaires et validés grâce aux données expérimentales obtenues au cours de ce programme.

Le programme PRISME 2 (2011–2016) a été engagé pour étudier des thématiques liées à l'incendie complétant celles du premier programme (PRISME), comme la propagation de fumées entre locaux superposés, la propagation d'un incendie entre chemins de câbles ou encore les performances de systèmes d'aspersion. Ce programme comporte 22 essais dans le dispositif DIVA et une vingtaine d'essais sous le calorimètre SATURNE.

Les essais mettant en jeu un foyer simple (nappe liquide) dans un local ventilé, soit fermé soit connecté à un local supérieur par une trémie, ont mis en évidence un

phénomène d'oscillations, de forte amplitude et de très basse fréquence, des variables thermodynamiques dans l'installation traduisant une instabilité de la combustion fortement corrélée à la ventilation du local et au transfert de l'oxygène depuis le soufflage vers la zone de combustion. La compréhension de ces oscillations a nécessité des études expérimentales complémentaires pour identifier les paramètres de configuration et de scénario les provoquant. Des résultats ont été obtenus sur les transferts de fumées dans ces configurations dans des régimes de combustion relativement stables (i.e. non fortement oscillants) apportant des données nouvelles pour la validation des corrélations de transfert de fumées par une ouverture horizontale entre locaux fermés et ventilés et la validation des logiciels détaillés de type CFD.

Plusieurs types de câbles ont été testés au cours des essais réalisés dans DIVA (après leur caractérisation en atmosphère libre sous la hotte SATURNE) : câbles avec retardateur halogéné et non halogéné de flamme (composants réduisant la propagation d'un feu affectant un câble électrique). Les essais globaux dans DIVA ont mis en évidence que la propagation du feu sur cinq chemins de câbles horizontaux ou bien d'une armoire électrique vers les chemins de câbles au-dessus d'elle dépendait fortement de la nature des câbles et du taux de renouvellement d'air dans le local en feu. L'intensité et la durée du feu en milieu confiné et ventilé ne pouvait pas être corrélée avec le degré de résistance au feu des câbles. Ainsi, dans certaines conditions, les câbles réputés non propagateurs de flamme ont complètement brûlé pendant un feu qui a duré longtemps alors que les câbles réputés propagateurs de flamme ont conduit à un arrêt prématuré du feu par manque d'oxygène (dans ce cas, la masse de câble brûlée est faible suite à la consommation simultanée d'oxygène par le foyer constitué de l'armoire et des câbles électriques). Ce comportement, qui peut sembler paradoxal, s'explique simplement par le fait que l'emballement trop brutal de la combustion d'un foyer en milieu confiné peut induire une baisse de la concentration en oxygène, non compensée par l'apport d'oxygène par le soufflage de la ventilation, qui conduit aux conditions d'arrêt de la combustion au niveau du front de flamme. Par ailleurs, ces essais ont mis en évidence des réinflammations brutales (déflagrations de faible vitesse mais avec un pic de pression des gaz significatif) de gaz imbrûlés accumulés dans le local. Les résultats sont nouveaux et originaux et soulignent l'importance et l'intérêt de poursuivre l'étude de la combustion de chemins de câbles dans les installations confinées et ventilées pour élaborer des modèles de combustion (simplifiés de type corrélations et plus détaillés de type milieu poreux pour les logiciels CFD) prenant en compte les spécificités des chemins de câbles (type de câble, encombrement, espacement entre chemins de câbles, etc.).

Le programme PRISME 2 a également permis de collecter des données sur l'utilisation de systèmes d'extinction. Au cours de ces essais d'aspersion, le contact des gouttes avec la zone de flamme au-dessus du bac d'huile en feu et avec les murs a été évité de sorte que l'on a étudié l'effet de l'aspersion sur le contrôle du feu sans l'éteindre directement et en évitant les effets de bord liés aux parois. Ces données permettent de valider les logiciels de simulation et d'évaluer leur capacité à simuler les phénomènes mis en évidence au cours de ces essais : le refroidissement des gaz du local par le contact avec les gouttes d'eau et leur vaporisation, le fort brassage des gaz du local ayant entraîné une homogénéisation de ce volume gazeux et donc de la température et de la concentration

en oxygène et l'accroissement significatif de la combustion du foyer liquide (mesuré par la perte de masse au cours du temps de la nappe liquide).

Une protection industrielle visant à stopper la propagation d'un feu sur un chemin de câble a été mise en œuvre et testée sous la hotte SATURNE pour un ensemble de trois chemins de câbles superposés (figure 7.5). Le feu n'a pas franchi la barrière constituée par ces protections mais la démonstration à ce stade n'est pas totalement établie car les câbles ont un peu pyrolysé en aval des protections et les flammes auraient pu franchir les barrières si le nombre de chemins de câbles avait été plus grand ou bien si le feu s'était déroulé en milieu confiné favorisant ainsi le préchauffage des câbles en aval des protections.

La vitesse de propagation sur des chemins de câbles inclinés a été mesurée et comparée à celle sur des chemins de câbles horizontaux.

Un essai de propagation d'un feu d'armoire électrique, portes ouvertes, vers des armoires adjacentes et des chemins de câbles passant au-dessus des armoires électriques a été réalisé dans l'installation DIVA. Cet essai a mis en évidence une propagation du feu vers l'une des armoires contiguës de l'armoire en feu et une propagation moins intense qu'au cours du même essai d'une précédente campagne sans armoires adjacentes à l'armoire électrique en feu.



Figure 7.5. Une expérience de feu de chemins de câbles superposés. © Florent-Frédéric Vigroux/IRSN.

Les résultats des essais sont analysés dans le cadre des structures internationales des programmes PRISME et PRISME 2 (Allemagne, Belgique, Canada, Espagne, Finlande, France [IRSN, EDF, DGA, Université de Marseille], Japon, Suède, Royaume-Uni, Corée du Sud, États-Unis, et Pays-Bas, ces trois derniers uniquement pour PRISME). Des inter-comparaisons de logiciels ont été organisées par l'IRSN dans le cadre d'un groupe de travail adossé aux programmes PRISME et PRISME 2 : les différents partenaires ont confronté les résultats de simulations d'incendie aux données expérimentales. Une étude



de sensibilité réalisée avec six logiciels de simulation différents, portant sur six paramètres d'entrée (puissance du feu, fraction radiative de la flamme, propriétés thermiques des parois, etc.) a mis en évidence le fait que la puissance du feu est toujours le paramètre prépondérant, ce qui montre la nécessité de poursuivre les efforts pour en améliorer sa modélisation.

Comme autre exemple d'évaluation de la pertinence des logiciels de simulation, il convient de noter que le Groupe de recherche feux du CNRS a organisé un exercice d'intercomparaison des logiciels de calcul multidimensionnel à champs (logiciel ISIS précité, logiciel SATURNE développé par EDF et logiciel FDS<sup>79</sup> développé par le NIST<sup>80</sup> aux États-Unis), sur la base d'un essai de feu dans une chambre d'hôtel. L'exercice a montré une très grande dispersion des résultats des calculs par rapport aux grandeurs mesurées au cours de l'essai. Cette dispersion des résultats a notamment été attribuée par les experts à la difficulté de choisir le modèle de combustion approprié pour calculer la puissance instantanée du feu.

Ces résultats montrent la nécessité de poursuivre les travaux de recherche afin de mieux modéliser les caractéristiques des feux en développant des modèles de pyrolyse et de combustion de foyers de plus en plus complexes en milieu sous oxygéné. Il est également nécessaire d'approfondir les connaissances, notamment sur les instabilités de la combustion consécutives à la production et à l'inflammation de gaz imbrûlés, comme cela a été observé lors de l'étude des feux de câbles en atmosphère sous-oxygénée<sup>81</sup> du programme PRISME 2, et sur les variations brutales de pression en découlant, afin d'améliorer les capacités prédictives des outils de simulation. La disposition des chemins de câbles (horizontale, verticale, mixte, près d'un mur, etc.) et leurs chargements en câbles (lâche, serré, etc.), ainsi que la nature de ces câbles, constituent un ensemble de paramètres dont les effets sur l'inflammabilité et la propagation du feu sont complexes à modéliser et requièrent de nouvelles données expérimentales. L'efficacité des dispositions de protection des câbles contre leur inflammation (enrubannage coupe-feu, capotage, etc.) mérite également d'être étudiée expérimentalement. Des premiers essais ont eu lieu au cours du programme PRISME 2 sur des enrubannages coupe-feu et ont permis d'acquérir des données sur leur tenue au feu dans des conditions réalistes.

En complément de ces programmes de recherche mettant en œuvre des essais globaux, des recherches à caractère académique sont menées sur la modélisation de la pyrolyse, phénomène fortement couplé aux conditions environnant le foyer, à la production de suies et au rayonnement des flammes. Les modèles, élaborés notamment dans le cadre du laboratoire de recherche commun ETIC, sont validés sur des essais à moyenne échelle, en particulier dans le calorimètre à atmosphère contrôlée CADUCEE. Pour cette validation, une métrologie adaptée est développée selon différents axes, en particulier la fluxmétrie et

---

79. *Fire Dynamics Simulator*.

80. National Institute of Standard and Technology.

81. Situation résultant d'une atmosphère confinée et ventilée ; le phénomène peut également se produire à la suite d'un échauffement accidentel des câbles, par effet Joule par exemple, provoquant un dégagement de gaz de pyrolyse.

des méthodes non intrusives mettant en jeu un laser (LII<sup>82</sup>, PIV<sup>83</sup>, etc.). Les techniques de vélocimétrie laser, PIV (visualisation du mouvement des particules ensemencant le fluide en mouvement) permettent d'accéder aux champs de vitesse des écoulements et de mesurer l'intensité locale de la turbulence. Ces mesures sont indispensables pour valider les calculs d'aérodynamique et donc de transport des fumées et de la chaleur dans les locaux. La technique PIV a été mise en œuvre pour mesurer les champs de vitesse des écoulements par une porte, dans le dispositif HYDRA, et au niveau d'une trémie dans le dispositif STYX.

Les recherches menées dans le domaine de l'incendie s'intéressent aux effets d'un feu sur des équipements importants pour la sûreté : à ce titre, notamment, les éléments de sectorisation, comme les portes et les clapets coupe-feu, ainsi que des matériels électroniques et électriques.

Pour les éléments de sectorisation, des essais d'aérodynamique sont réalisés dans l'installation STARMANIA de l'IRSN située sur le centre d'études de Saclay. Elle permet notamment de mesurer les effets de pression sur des composants coupe-feu (porte, clapet).

Les dysfonctionnements d'équipements électriques sous les effets de la chaleur et des suies ont été étudiés au cours des programmes d'essais à caractère analytique CATHODE (2007–2009), menés dans un four dénommé SIROCCO, puis DELTA (2014–2015) utilisant le dispositif DANAIDES (figure 7.6) ; les critères qui en ont été déduits peuvent être utilisés pour prévoir les limites de fonctionnement des équipements testés<sup>84</sup> lorsqu'un incendie s'est déclaré dans le local où ils se situent. De façon générale, les essais ont permis de caractériser trois zones (en termes de température et de concentration en suies) : une zone dans laquelle l'équipement reste fonctionnel, une zone dans laquelle des dysfonctionnements apparaissent tout en étant réversibles, et une zone de dysfonctionnements irréversibles. Au cours des essais mettant en jeu des cartes électroniques, l'effet néfaste des suies apparaît significativement dès que la concentration en suies atteint 1,5 g/m<sup>3</sup> en réduisant la zone de bon fonctionnement des équipements.

EDF procède de son côté également à des essais à caractère analytique sur la plateforme expérimentale MILONGA, située au centre de Chatou. Ces essais consistent notamment à mesurer à l'aide d'un cône calorimètre de petite taille, couplé à un spectromètre infrarouge à transformée de Fourier et à un impacteur électrostatique à faible pression, les gaz et les suies dégagés par la combustion de différents matériaux, notamment ceux constitutifs des câbles. Les dysfonctionnements d'équipements électriques et électroniques exposés à la chaleur et aux fumées sont également étudiés dans le four MAFFÉ. Les résultats de ces essais sont utilisés par EDF dans ses démonstrations de sûreté, soumises à l'expertise de l'IRSN.

---

82. *Laser Induced Incandescence*. La LII permet de mesurer la concentration de suie et de valider les modèles de production de suie en milieu sous-oxygéné. Cette technique de mesure n'est actuellement pas mise en œuvre dans le cadre d'essais de feu car elle fait l'objet de recherches universitaires.

83. *Particle Image Velocimetry*.

84. Équipements testés : disjoncteurs D125, relais électroniques MICOM P921 et VIGIRACK A326E, convertisseurs de mesures analogiques LOREME.

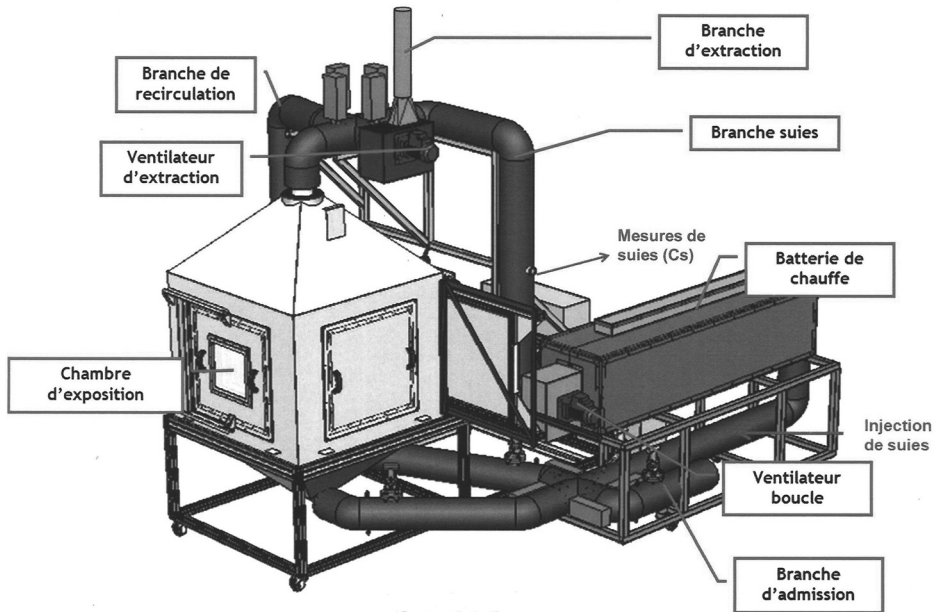


Figure 7.6. Le dispositif DANAIDES utilisé pour le programme DELTA. @ Marc Piller/IRSN.

## Références

- [1] W. Werner, A. Angner, M. Röwekamp, J. Gouvain, The OECD fire database – conclusions from phase 2 and outlook. In: 20th International Conference on SMIRT, 11th International Post Conference Seminar on Fire Safety in Nuclear Power Plants and Installations, Helsinki (Finland), 2009.
- [2] Fire Risk Analysis, Fire Simulation, Fire Spreading and Impact of Smoke and Heat on Instrumentation Electronics – State-Of-the-Art Report (SOAR), NEA/CSNI/R(1999)27.
- [3] Specialist meeting on fire protection systems in nuclear power plants – GRS, Cologne, Germany, NEA/CSNI/R(1994)9, December 1993.
- [4] Proceedings of the CSNI specialist meeting on interaction of fire and explosion with ventilation systems in nuclear facilities – Los Alamos National Laboratories, New Mexico, USA, NEA/CSNI-83, April 1983.

# Chapitre 8

## Recherches dans le domaine des agressions externes d'origine naturelle

---

La prise en compte des risques d'agressions externes d'origine naturelle dès la conception des installations nucléaires et durant leur exploitation est essentielle pour la sûreté de ces installations. L'objectif général est que les fonctions de sûreté associées aux structures, systèmes et composants ne soient pas remises en cause par de telles agressions. Les connaissances scientifiques dans le domaine des sciences de la terre – comme la géologie, l'hydrogéologie, la sismologie, etc. – constituent le fondement de l'évaluation des aléas associés aux agressions externes d'origine naturelle, c'est-à-dire des caractéristiques à retenir pour la conception ou la vérification des installations (mouvements sismiques du sol, hauteur d'eau, etc.). Améliorer la sûreté des installations implique notamment un effort pour rendre plus fiable la capacité de compréhension des mécanismes en jeu dans les phénomènes naturels et leurs effets. C'est l'objectif général des actions de recherche conduites depuis une quarantaine d'années par l'IPSN, puis l'IRSN – tout particulièrement en matière de séisme.

Les agressions externes, objets de travaux de recherche et développement par l'IPSN puis l'IRSN, seul ou en collaboration, sont pour l'essentiel le séisme, l'inondation, les agressions d'origine climatique. Ces travaux visent à développer, améliorer et valider des outils (y compris des bases de données) et des méthodes permettant une meilleure détermination des aléas et de leurs conséquences. Des études de terrain, des expérimentations ponctuelles et des mesures instrumentales permanentes (réseau sismologique et GPS<sup>85</sup>) complètent les travaux de recherche théorique et de modélisation.

---

85. *Global Positioning System.*

Comme l'inondation du site de la centrale nucléaire du Blayais en décembre 1999 et l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi en mars 2011 l'ont montré, la sûreté nucléaire ne peut être assurée qu'au prix d'une protection adéquate des installations contre toutes les formes d'agressions, ce qui impose d'évaluer correctement les aléas naturels à retenir, auxquels elles pourraient être confrontées, en particulier ceux liés aux événements sismiques et à la survenue d'inondation. Au Japon, le séisme de Tohoku et le tsunami qui en a résulté mais aussi celui survenu en juillet 2007 à Chûetsu-oki non loin de la centrale nucléaire de Kashiwasaki-Kariwa<sup>86</sup>, ainsi que, dans une moindre mesure, celui survenu en août 2011 en Virginie (États-Unis) à environ 18 km de la centrale nucléaire de North Anna<sup>87</sup>, ont conduit à souligner l'importance et les limites des connaissances et méthodes sur lesquelles reposent le dimensionnement des installations nucléaires. Le besoin d'approfondir la connaissance et l'évaluation des aléas naturels pouvant affecter gravement les sites nucléaires fait aujourd'hui l'objet d'un large consensus international – comme cela est ressorti des conclusions d'une conférence internationale organisée par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) en mars 2012. C'est en particulier vrai en France, où l'amélioration de la prise en compte du risque sismique et du risque d'inondation figure au rang des priorités fixées dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de Fukushima par l'IRSN, l'ASN et les pouvoirs publics – répercutées dans l'appel à projets RSNR de l'Agence nationale de la recherche (ANR) avec financement par le plan d'investissement d'avenir (PIA). Dans ce nouveau contexte, la définition d'aléas extrêmes génère deux types d'enjeux en matière d'étude, de recherche et de développement, l'un relevant de la connaissance de phénomènes (y compris d'indices historiques), l'autre de méthodes pour leur prise en compte avec les incertitudes associées et aboutir à la définition des aléas maximaux à retenir pour la conception des installations nucléaires.

## 8.1. Séisme

La pratique de l'évaluation de l'aléa sismique en France pour les installations à risque spécial (installations nucléaires et chimiques, barrages, etc.) a historiquement suivi une approche de nature déterministe. Cette approche vise à estimer le niveau d'accélération qui serait produit par le plus fort séisme historique ramené au plus près du site, augmenté d'une marge de sécurité<sup>88</sup>. Cette marge est définie en augmentant d'un demi-degré la magnitude<sup>89</sup> du séisme retenu.

D'une manière générale, pour évaluer l'aléa, il est nécessaire d'identifier les « sources » capables de produire les séismes agresseurs et de caractériser leur potentialité. Dans les zones de faible sismicité où les failles sont mal connues, l'approche déterministe revient à

---

86. Cette centrale n'a pas subi d'endommagements.

87. Séisme de magnitude modérée (5,8) et de faible profondeur (6 km), peu attendu eu égard à la sismicité historique de la zone de Virginie concernée.

88. Le plus fort séisme historique est dénommé SMHV (séisme maximal historiquement vraisemblable), et celui avec marge correspond au SMS (séisme majoré de sécurité).

89. La magnitude d'un tremblement de terre est une mesure de la quantité d'énergie libérée au foyer d'un séisme. Les magnitudes habituellement utilisées de nos jours sont exprimées en magnitudes de moment (notées Mw).

considérer des régions comme sources possibles de séismes. Ces zones sont définies sur la base de leur homogénéité en termes de géologie et de sismicité. Dans les régions un peu plus actives comme la Provence, l'Alsace et les Pyrénées par exemple, les failles sont souvent mieux connues et, surtout, des séismes importants peuvent être associés (par leur position cartographique) à ces failles-sources. Il reste qu'estimer l'aléa relève d'une démarche plus large qui nécessite d'apporter des réponses aux questions suivantes :

- quelle est la taille des failles qui peuvent générer des séismes ? La magnitude d'un séisme, et donc sa dangerosité, est directement liée à ce paramètre. La taille et l'extension d'une faille active peuvent être déterminées par la cartographie en surface et la localisation des microséismes, ainsi que par l'imagerie en profondeur. La caractérisation de séismes majeurs « préhistoriques » permet également d'évaluer ce paramètre ;
- avec quelle vitesse se déforme la région affectée par les failles en question ? Il s'agit d'un critère important pour savoir avec quelle période reviendront les séismes majeurs. En plus de la datation des marqueurs géologiques, les mesures de géodésie spatiale (GPS, InSar<sup>90</sup>) apportent des données utiles pour évaluer cette vitesse.

Évaluer l'aléa sismique associé à un système de failles actives consiste à répondre aux questions précédentes grâce à la mise en œuvre d'études et de travaux de recherche et développement.

Dans le domaine de l'aléa sismique, l'IPSN puis l'IRSN ont été précurseurs sur de nombreux aspects, comme l'étude de la sismicité historique avec la base de données SisFrance, l'analyse de données de géophysique profonde, la paléosismologie ou la cartographie et la surveillance sismique de failles actives avec notamment les études du système de failles de la Moyenne Durance, caractérisée par une sismicité régulière (document en référence [1] de 2007). Les résultats acquis par ces études ont permis de caractériser la microsismicité du système de failles et de proposer une évaluation de l'aléa sismique plus précise (notamment en termes de magnitudes), utile notamment pour l'évaluation ou la réévaluation du risque sismique des installations nucléaires du centre CEA de Cadarache.

Au fil des années, les programmes de recherche mis en œuvre ont permis à l'IPSN puis l'IRSN de développer un réseau de partenariats scientifiques aussi bien en France qu'à l'étranger. Au cours des dernières années, la compétence accumulée par l'IRSN lui a permis de bénéficier de financements de l'ANR et d'être sollicité par plusieurs pays souhaitant se doter d'un parc électronucléaire (ou renforcer celui dont ils disposent) pour des études de site. Les actions engagées ont par ailleurs progressivement contribué à définir des méthodes applicables aux installations nucléaires de base, notamment formalisées dans la règle fondamentale de sûreté (RFS) 2001-01. Les connaissances et données produites viennent également alimenter les expertises effectuées par l'IRSN dans le cadre des diverses réévaluations de sûreté. Elles ont été également largement mobilisées dans le cadre de la réalisation des évaluations complémentaires de

---

90. *Interferometric synthetic aperture radar.*

sûreté (ECS) menées à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi, de la présentation du rapport français lors de la *peer review* européenne ou de l'expertise des dossiers relatifs aux « noyaux durs » en cours de mise en place, notamment dans les centrales du parc électronucléaire français (équipements devant résister à des aléas d'un niveau supérieur à celui retenu pour la conception des installations). À cet égard, suite aux recommandations de l'ENSREG<sup>91</sup>, une approche probabiliste pour l'évaluation des aléas de faibles probabilités a été mise en place en complément de la méthode déterministe.

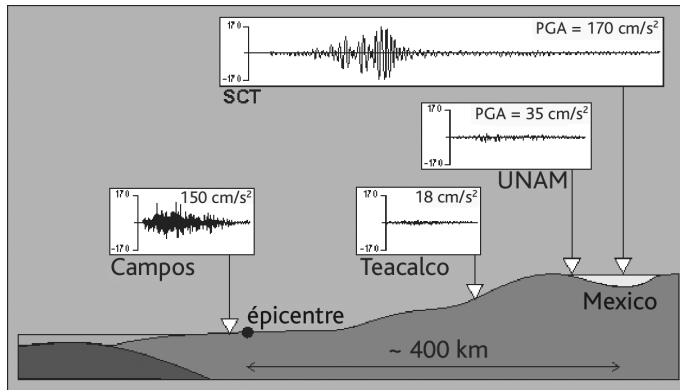
Il est également à noter que les connaissances acquises en matière d'aléa sismique ont été mises à profit par l'IRSN dans son rôle d'expert en appui au ministère de l'Environnement à l'occasion de l'élaboration de la carte de l'aléa sismique en France métropolitaine, entrée en vigueur au 1<sup>er</sup> mai 2011. Ce nouveau « zonage », qui vise le bâti conventionnel et les installations à risque spécial (hors installations nucléaires et barrages), repose non seulement sur la sismicité connue historiquement – ce qui était essentiellement le cas du « zonage » précédent datant de 1991 – mais surtout sur une évaluation probabiliste de l'aléa sismique (estimation du mouvement sismique susceptible d'être atteint ou dépassé en fonction de la probabilité fixée, typiquement 10 %, sur une période de temps de 50 ans). Cependant, pour les installations nucléaires et pour répondre aux recommandations de la RFS 2001-01, l'IRSN met régulièrement à jour un « zonage sismotectonique » intégrant notamment les connaissances acquises par la recherche en général. En outre, toujours en lien avec les recommandations de la RFS 2001-01, l'IRSN a participé à la constitution d'une base de données nationale<sup>92</sup> recensant les indices de forts séismes survenus à des périodes très reculées (quelques milliers à quelques dizaines de milliers d'années) en France, dits paléoséismes. Dans le cadre d'un protocole avec la Direction générale de la prévention des risques (DGPR), l'IRSN a en outre récemment développé une base de données des failles actives dans un périmètre de 50 km autour des installations nucléaires.

La recherche de l'IRSN en matière d'aléa sismique concerne notamment :

- l'identification et la compréhension du fonctionnement des failles (en France et à l'étranger). Les travaux visent à identifier les failles susceptibles de produire des séismes (failles actives) et à les caractériser (localisation, géométrie, vitesse de déformation). Ils s'appuient sur l'analyse d'enregistrements et sur l'étude de la sismicité historique et d'indices paléosismiques. La caractérisation de l'activité d'une faille (*i.e.* sa capacité à générer un séisme) ou la découverte de nouvelles failles actives en France est nécessaire pour servir de base, confirmer ou améliorer les évaluations de l'aléa sismique. Ces travaux combinent différentes approches (étude des anomalies de la morphologie à l'aide de modèles numériques de terrain, de photos spot, de méthode d'imagerie spatiale, d'études géologiques de terrains, réalisations de tranchées pour retrouver des traces de paléoséismes). Depuis l'étude du système de failles de la Moyenne Durance évoquée plus haut, les travaux de recherche de l'IRSN se poursuivent en France, sur la faille du Vuache (Jura), notamment responsable du séisme qui en 1996 a provoqué des dommages

91. *European Nuclear Safety Regulators Group.*

92. Voir le site [www.neopal.net](http://www.neopal.net).



**Figure 8.1.** Exemple d'effets de site dans la zone lacustre de Mexico (PGA : Peak Ground Acceleratis).  
© Jean-François Semblat.

à Annecy, ainsi que sur d'autres failles de l'avant-pays alpin, du Fossé Rhénan et de la Manche et à l'étranger (Équateur, Inde, Espagne) ;

- la prédiction des mouvements sismiques potentiels : les travaux sont menés sur la base d'approches empiriques (établies à partir d'observations) et de simulations numériques ;
- l'estimation de la réponse sismique du sol spécifique à un site (intégrée dans le terme « effets de site » [figure 8.1]). La recherche a permis de mettre en évidence l'importance toute particulière des « effets de site », qui peuvent conduire à des amplifications importantes des mouvements sismiques dans la gamme de fréquences d'intérêt pour les ouvrages de génie civil<sup>93</sup>. Les travaux dans ce domaine nécessitent en particulier l'acquisition de données géotechniques et géologiques sur les sites et la mise en œuvre de modélisations complexes rendant compte notamment d'éventuels comportements non linéaires. Les « effets de site » recouvrent les effets liés au type de sol sur lequel repose une installation (roche, sédiment) et ceux liés à la configuration particulière du site (aussi appelés « effets de site particuliers » – ils visent par exemple le cas de sites situés dans un bassin sédimentaire encaissé dans un milieu rocheux). Le bassin de Grenoble est historiquement le site test français d'observation d'« effets de site » dans des vallées profondes, suite à la réalisation, en 1999 et à l'instigation de l'IPSN, d'un forage profond. L'IRSN a travaillé également, en collaboration avec des instituts étrangers, dans d'autres zones de sismicité active (golfe de Corinthe en Grèce, bassin de Santiago du Chili). Les chantiers actuels se situent en France, dans la cuvette sédimentaire de Cadarache et en Grèce, près de la ville d'Argostoli.

93. Quelques Hertz. Les « effets de site » peuvent réduire les mouvements de sol pour les plus hautes fréquences et les amplifier aux basses fréquences.



L'IRSN est activement représenté au sein des principales instances fédérant les acteurs de la recherche en sismologie, comme l'Association française du génie parasismique (AFPS) et le Réseau sismologique & géodésique français (RESIF).

Par ailleurs, l'IRSN est partenaire du projet SINAPS@ (« Séisme et installation nucléaire : améliorer et pérenniser la sûreté ») avec le CEA, coordinateur du projet, l'IFSTTAR<sup>94</sup>, l'École Centrale Paris, EDF, l'ENS<sup>95</sup>Cachan, etc. SINAPS@ est un projet de recherche dans lequel le risque sismique est évalué dans sa globalité, de la faille aux ouvrages de génie civil et aux équipements. Il vise à explorer les incertitudes inhérentes à l'évaluation de l'aléa sismique et de la vulnérabilité des ouvrages et des équipements. L'objectif majeur est *in fine* d'identifier, voire de quantifier, les marges sismiques qui résultent des hypothèses retenues soit lors du choix du dimensionnement, soit de la stratégie de conception (hypothèses conservatives, choix des matériaux, etc.). Les principales thématiques du projet SINAPS@ auxquels contribue l'IRSN sont :

1. La quantification des incertitudes associées aux connaissances sur les données d'entrée et à la hiérarchisation des paramètres qui contrôlent la variabilité des évaluations de l'aléa sismique dans les approches déterministes et probabilistes.
2. Le benchmark (comparaison de codes et confrontation aux données) international connu sous le nom de PRENOLIN<sup>96</sup>. PRENOLIN (2013–2015), réintégré à SINAPS@ suite à une demande de l'ANR, a pour objectif de proposer une approche pour la prise en compte des phénomènes de non-linéarité des sols dans la dimension « effets de site » de l'aléa sismique, approche qui soit validée par une confrontation aux observations de terrain. Cette approche devra pouvoir être appliquée aux contextes de sismicité faible et modérée, ce qui implique la nécessité de faire appel à des simulations, tout en valorisant les informations d'ordre empirique (enregistrement de séisme faible) sur les zones concernées.
3. La simulation numérique du mouvement sismique à proximité des failles. L'objectif de ce volet est de compléter la prédiction empirique du mouvement sismique qui est pauvre en données près des failles. En effet, la simulation numérique permet d'explorer l'origine physique de la variabilité du mouvement sismique, ce qui pourrait réduire les incertitudes inhérentes au manque de connaissances actuelles. Quantifier et réduire l'incertitude associée aux prédictions du mouvement sismique en champ proche est un enjeu important dans l'estimation de l'aléa sismique site-spécifique.
4. La sélection des signaux sismique pertinents pour l'évaluation de la tenue de bâtiments. Cette thématique se situe à l'interface entre le sismologue et les sciences du génie civil. La multiplicité de procédures de sélection en accord avec l'aléa d'une part, les évolutions des méthodes de modélisations non linéaires du comportement des bâtiments d'autre part, nécessitent d'engager des études à cheval entre ces deux disciplines. L'objectif est de fournir des éléments pour la mise à jour de guides existants.

94. Institut français des sciences et technologies des transports, de l'aménagement et des réseaux.

95. École nationale supérieure.

96. Amélioration de la prédiction des effets non linéaires induits par les mouvements sismiques forts.

Il est à noter un autre programme de recherche : le programme SIGMA (*Seismic Ground Motion Assessment* [2011–2015]) fédéré par EDF autour de ses besoins et de ceux des autres exploitants et concepteurs (AREVA, CEA, ENEL, etc.). Ce programme SIGMA couvre les domaines évoqués ci-dessus : la caractérisation des sources sismiques, la prédiction du mouvement de sol, les « effets de site » et les méthodes probabilistes. Les enseignements tirés et des recommandations à l'usage des concepteurs et des exploitants sont attendus vers 2016–2017.

Enfin, un sujet particulier d'investigations a été retenu dans le cadre des réévaluations sismiques des réacteurs du parc électronucléaire français : il s'agit de l'identification des failles actives susceptibles de conduire à des déplacements à la surface du sol ou au voisinage de cette surface, appelées couramment failles capables<sup>97</sup>. Il a été demandé<sup>98</sup> à EDF de présenter un état des connaissances concernant l'identification d'éventuelles failles capables dans un rayon de 25 km autour des sites<sup>99</sup> et, le cas échéant, la méthodologie de prise en compte pour la réévaluation du risque sismique des sites. Le traitement de ce sujet a conduit l'IRSN à engager de nouveaux travaux en termes d'études, de recherche et de développement au sein de groupes internationaux (AIEA et INQUA<sup>100</sup>).

## 8.2. Inondation externe

Pour ce qui concerne les autres agressions d'origine naturelle, l'essentiel des efforts concerne l'inondation d'origine externe aux installations, avec des études relatives à l'applicabilité de méthodes statistiques pour expliquer des événements de type horsain, aux pluies extrêmes, au traitement des hétérogénéités dans le traitement statistique de données (crues fluviales notamment), à l'analyse historique d'événements exceptionnels (tsunamis sur la côte Atlantique, etc.) ou encore à l'évaluation du risque de percolation à travers des digues. Les acquis récents de la recherche dans ce domaine sont présentés dans l'ouvrage cité en référence [2], résultant des travaux d'un groupe piloté par l'IRSN qui a réuni des représentants de nombreux organismes (ANDRA, AREVA, CEA, EDF, Centre d'études techniques maritimes et fluviales (CETMEF), Compagnie nationale du Rhône (CNR), Service hydrographique et océanographique de la marine (SHOM), Météo-France, Bureau d'études techniques et de contrôle des grands barrages (BETCGB). Des spécialistes du Bureau de recherche géologique et minière (BRGM) et du Centre national du machinisme agricole, du génie rural, des eaux et des forêts (CEMAGREF) ont également participé aux réflexions du groupe, ainsi que des universitaires.

---

97. En anglais : *capable faults* (voir à cet égard le guide de l'IAEA SSG-1, de 2010).

98. Demande faite par l'Autorité de sûreté nucléaire dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales (VD3) des réacteurs de 1 300 MWe, étendue aux VD4 900 MWe et VD2 « N4 » (courrier CODEP-DCN 2014-051797 du 18 décembre 2014).

99. Rayon d'investigation proposé dans le guide IAEA SSG-9 (*near regional investigations*). Ce guide retient quatre échelles spatiales associées à un degré croissant d'investigations : *regional*, *near regional*, *site vicinity* et *site area*. Ce guide recommande de rechercher les indices de failles capables jusqu'à des périodes très reculées, au moins 10 000 ans.

100. *International Union for Quaternary Research*.

Pour chaque phénomène (les niveaux hauts marins – y compris par phénomène de tsunami –, les crues fluviales, les pluies et le ruissellement, les remontées de nappes d'eau souterraines, les ruptures de barrage), ont été examinés :

- les données de base,
- les paramètres physiques à quantifier (intensité, volume, niveau d'eau, etc.),
- les méthodes de caractérisation existantes (déterministes ou statistiques), en identifiant les limites de ces méthodes,
- l'identification et la prise en compte des incertitudes,
- l'influence des évolutions climatiques,
- la dépendance entre les différents phénomènes/événements.

Cet état de l'art a notamment servi de support à l'élaboration d'un guide de l'Autorité de sûreté nucléaire destiné notamment aux exploitants, qui détaille les recommandations pour l'évaluation et la quantification des risques d'inondation externe, ainsi que pour la définition des moyens de protection adaptés pour y faire face<sup>101</sup>. Son élaboration s'est inscrite dans la continuité des enseignements tirés de l'inondation partielle de la centrale du Blayais lors de la tempête de décembre 1999, qui avait conduit les exploitants à réévaluer la sûreté des installations face au risque d'inondation, dans des conditions plus sévères qu'auparavant, et à mettre en œuvre un renforcement de la protection de leurs installations. Au-delà de ces améliorations, l'état de l'art [2] a permis une réflexion de fond s'appuyant sur les progrès des connaissances pour assurer une prise en compte plus complète et plus robuste du risque d'inondation externe. Le guide ASN constitue ainsi un texte de référence non seulement pour les nouveaux projets d'installations nucléaires mais aussi pour les réévaluations de sûreté décennale de celles en exploitation.

La poursuite des travaux de l'IRSN concerne – notamment dans le contexte post-Fukushima – des aspects méthodologiques tels que :

- les méthodes statistiques pour la détermination d'événements hydrométéorologiques extrêmes, les approches paléo-sédimentaires ;
- la modélisation d'écoulements et des phénomènes de ruissellement, avec des applications à des cas concrets.

De plus, concernant l'aléa tsunami, l'IRSN est partenaire du projet TANDEM<sup>102</sup> (2014–2018) financé par l'ANR dans le cadre RSNR, auquel sont associés le CEA, EDF, le BRGM, l'Ifremer, l'Inria et l'Université de Pau. Ce projet de recherche vise à évaluer les effets d'un tsunami sur les côtes françaises avec un accent particulier sur les côtes de l'Atlantique et de la Manche, où des installations nucléaires civiles sont exploitées. Ce projet doit mettre en œuvre de nouvelles méthodes d'analyse numérique qui seront

---

101. Guide ASN n° 13 « Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes » - version du 8 janvier 2013.

102. *Tsunami in the Atlantic and the English Channel: Definition of the Effects through numerical Modeling.*

adaptées et testées sur les bases de données concernant le tsunami du 11 mars 2011 au large de Tohoku au Japon. Une fois ces méthodes validées, elles seront appliquées aux côtes françaises dans le but de définir les conséquences qu'aurait un tsunami d'une telle ampleur. À long terme, les conclusions devront permettre de produire de nouvelles orientations pour l'évaluation des risques sur les installations nucléaires.

## ***Références***

- [1] Étude du potentiel sismique et de l'enracinement de la faille de la Moyenne Durance, rapport scientifique et technique 2007, IRSN, 2007.
- [2] L'aléa inondation – État de l'art préalable à l'élaboration du guide inondation pour les installations nucléaires, IRSN, série Avis et rapports/rapports d'expertise/sûreté nucléaire, 2013.



# Chapitre 9

## Recherches sur les accidents de fusion du cœur

---

Lors du déploiement des réacteurs électronucléaires à eau sous pression et à eau bouillante, ceux-ci n'ont pas été conçus ni dimensionnés à l'égard d'un accident de fusion du cœur. Ce n'est que dans les années 1990, avec les réflexions et les études sur des réacteurs de « nouvelle génération » (génération III comme EPR, AP1000, etc.) – et après les accidents de Three Mile Island (TMI) et de Tchernobyl – que la fusion du cœur a été retenue pour la conception et le dimensionnement des éléments participant à la troisième barrière de confinement<sup>103</sup>. L'objectif visé est que les conséquences pour l'homme et l'environnement d'un tel accident ne conduisent au plus qu'à des contre-mesures « limitées dans l'espace et le temps » (pas de relogement définitif des populations, pas d'interdictions alimentaires définitives, etc.).

Cela n'a pas empêché que, dès le début du déploiement des réacteurs nucléaires à eau sous pression et à eau bouillante, des études soient engagées, notamment aux États-Unis, sur la fusion d'un cœur de réacteur et les conséquences qu'un tel événement aurait en termes radiologiques. Le but était d'estimer le risque encouru par le public en cas d'accident majeur, avec dégagement de produits radioactifs dans l'environnement, affectant un réacteur électronucléaire de quelques centaines de MWe, situé à environ 50 kilomètres d'une ville (*TheoretICal Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants*, WASH-740 en 1957 et WASH-1400 en 1975 [1]). Néanmoins, c'est essentiellement la survenue de l'accident de la centrale de Three Mile Island en 1979 et, surtout, la découverte en 1985 qu'une fraction importante du cœur avait fondu qui ont été les

---

103. Ou pouvant constituer des agresseurs de l'enceinte, comme le circuit primaire principal.

éléments déclencheurs à l'échelle mondiale de la mise en place de programmes de recherche et de développement de grande ampleur dans ce domaine.

Après plus de 30 années de recherche, des progrès immenses ont été réalisés dans la compréhension et la modélisation des phénomènes complexes intervenant lors d'un tel accident. De nombreux programmes menés sous l'égide de l'OCDE/AEN (CSNI), le programme Phébus-PF, le programme international ISTP, etc. sur lesquels nous reviendrons ont contribué de façon majeure à ces progrès. Des modèles bénéficiant des résultats de ces programmes ont été intégrés dans les logiciels permettant de simuler ces accidents et les conséquences à l'échelle du réacteur comme, en France<sup>104</sup>, le logiciel ASTEC (*Accident Source Term Evaluation Code* [2]), développé par l'IRSN en partenariat – jusqu'en 2016 – avec son homologue allemand, la GRS, et utilisé pour réaliser ses expertises de sûreté et construire les modèles utilisés dans les études probabilistes de niveau 2<sup>105</sup>. Depuis 2004, sous l'impulsion de la Commission européenne, un réseau d'excellence en recherche sur les accidents de fusion du cœur, dénommé SARNET [3, 4], a été mis en place. Ce réseau piloté par l'IRSN fédère le travail d'environ 250 chercheurs provenant de 44 organisations et laboratoires de recherche, originaires de 23 pays (européens et non européens). Ce réseau, intégré désormais dans NUGENIA, permet de coordonner le travail des chercheurs et d'œuvrer en commun pour établir l'état de l'art des connaissances, déterminer les priorités en termes de recherche, mettre en place ces recherches et coopérer au développement et à la validation des outils de calcul de scénarios d'accidents, notamment du logiciel ASTEC (figure 9.1) mis à la disposition des membres du réseau.

Depuis le début des années 2010, dans le cadre des instructions de sûreté relatives à la prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs de puissance à 60 ans et aux évaluations complémentaires de sûreté (ECS) menées à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi survenu en mars 2011 au Japon, la recherche dans le domaine des accidents de fusion du cœur est davantage consacrée à l'étude de dispositions matérielles visant à préserver le confinement et à limiter les rejets radioactifs. Ces aspects sont traités au plan national dans le cadre des projets ANR RSNR lancés après l'accident de Fukushima Daiichi, au plan européen dans le cadre des projets du 7<sup>e</sup> Programme cadre pour la recherche et le développement (FP7) et « Horizon 2020 » (H2020) et au plan international dans le cadre de plusieurs projets de l'OCDE. Sont examinées en particulier les dispositions matérielles qui ont pour objectif de contenir la progression de la fusion dans la cuve du réacteur, les matériaux fondus dans le confinement en cas de rupture de cette dernière et de réduire les rejets radioactifs par filtration<sup>106</sup>.

104. D'autres logiciels ont été développés à l'étranger, parmi lesquels on peut citer MAAP (*Modular Accident Analysis Program*) et MELCOR.

105. Les EPS de niveau 2 permettent d'évaluer la nature et l'importance des rejets radioactifs hors de l'enceinte de confinement pouvant résulter d'un accident de fusion du cœur avec les fréquences correspondantes et de contribuer à l'appréciation de la sûreté de l'installation dans son ensemble. Elles permettent de vérifier que les accidents qui pourraient conduire à des rejets importants dans l'environnement ont de très faibles fréquences estimées. Voir l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013.

106. Dans le cas où un éventage filtré de l'enceinte deviendrait nécessaire pour éviter sa défaillance par pression interne trop élevée.

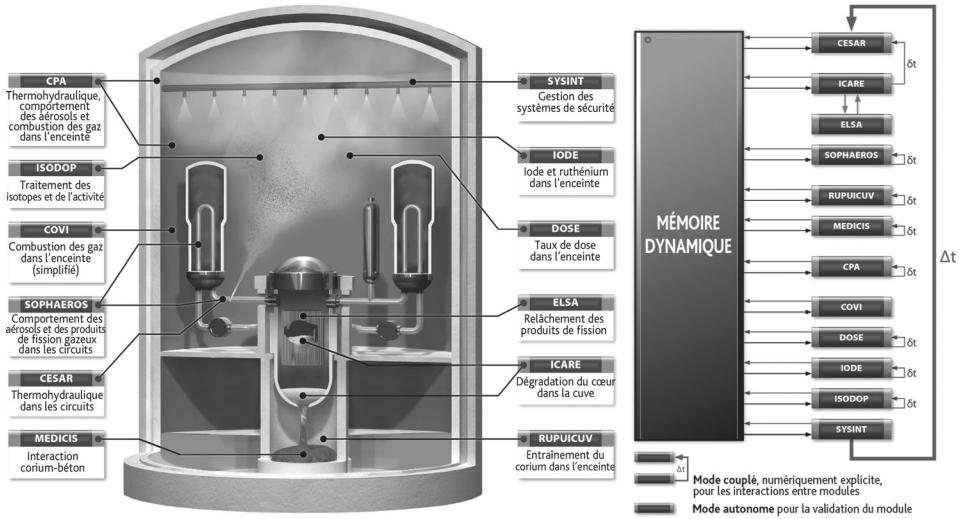


Figure 9.1. Les modules du logiciel ASTEC. © Didier Jacquemain/IRSN.

Nous ne décrivons pas ici les recherches et développements menés pour modéliser les phénomènes thermohydrauliques parfois complexes qui conduisent au dénoyage du cœur<sup>107</sup> du réacteur et qui ont été abordés en partie dans la section précédente. Par ailleurs, nous conseillons vivement aux lecteurs désireux d'approfondir leurs connaissances sur la phénoménologie des accidents de fusion du cœur ainsi que les recherches afférentes de se rapporter à l'ouvrage de IRSN « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissances – État des connaissances »<sup>108</sup>, édité en 2013, ou encore aux rapports de l'OCDE ou de l'U.S.NRC dans le domaine des accidents de fusion du cœur [5, 6].

Les différentes phases consécutives au dénoyage du cœur, si l'accident n'est pas maîtrisé, sont :

- l'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve,
- le percement de la cuve et l'érosion du radier en béton de l'enceinte par le corium fondu,
- le chargement de l'enceinte par accroissement brutal de la pression interne,
- le chargement de l'enceinte par accroissement lent de la pression interne,
- le rejet de produits radioactifs à l'extérieur du réacteur (aussi assimilé communément à la notion de « terme source »).

107. Les recherches et développements sur la fusion du cœur, décrits dans le présent chapitre, se sont en effet référés à un initiateur de type perte de réfrigérant primaire, aggravé pour conduire à la fusion du cœur.

108. « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013.



Au début des années 1980, les recherches se sont focalisées principalement sur l'étude de la première phase.

### ***9.1. L'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve***

De nombreux essais analytiques ont été réalisés dans les années 1980 par différents laboratoires de recherche, notamment aux États-Unis et en Allemagne, afin d'étudier séparément les différents phénomènes physiques et déterminer les lois qui les gouvernent.

Tout d'abord, l'oxydation des gaines en alliage de zirconium par la vapeur d'eau a fait l'objet d'études de laboratoire (voir au paragraphe 3.2). Le phénomène est exothermique et prend de l'ampleur lorsque la température dépasse 1 000 °C. L'hydrogène produit se répand dans la cuve puis l'enceinte de confinement en cas de brèche au circuit primaire. La cinétique du phénomène d'oxydation des gaines peut être décrite par une loi parabolique qui traduit le fait qu'à une température donnée, l'épaississement de la couche d'oxyde constitue une barrière au transfert de l'oxygène vers le métal restant, ce qui ralentit la vitesse d'oxydation. Elle s'accroît fortement au-delà de 1 580 °C à la suite d'un changement de phase métallurgique de la zircone qui s'oppose moins à la diffusion en son sein de l'oxygène. Des corrélations permettent de rendre compte de ces phénomènes avec une bonne confiance.

Par ailleurs, un cœur de réacteur à eau est constitué de nombreux matériaux : plusieurs dizaines de tonnes d'oxyde d'uranium, plus d'une dizaine de tonnes de zirconium, mais aussi de l'acier inoxydable, de l'inconel et des matériaux destinés à maîtriser la réaction de fission. Ces derniers sont un alliage d'argent, d'indium et de cadmium (AIC) dans les réacteurs de 900 MWe, du carbure de bore ( $B_4C$ ) et de l'AIC dans les réacteurs de 1 300 MWe, 1 450 MWe et dans le réacteur EPR – du carbure de bore uniquement dans les réacteurs à eau bouillante. Or tous ces matériaux peuvent interagir entre eux et former des phases liquides à des températures bien inférieures à leur température de fusion respective. Ainsi de l'oxyde d'uranium, qui fond à 2 840 °C, peut être dissous dans des alliages auquel il se trouve associé à des métaux à plus bas point de fusion (comme le zirconium des gaines de combustible) pour des températures significativement inférieures à sa température de fusion.

Des expériences réalisées avec de petits échantillons de matériaux, notamment en Allemagne, aux États-Unis et au Japon, ont permis d'observer ces différentes interactions et d'établir des diagrammes de phases et des corrélations décrivant les cinétiques de réaction. Entre 1 200 °C et 1 400 °C, les matériaux absorbant les neutrons (AIC,  $B_4C$ ) réagissent chimiquement avec leurs gaines en acier inoxydable, formant un mélange liquide qui à son tour dissout le zirconium. Au-delà de 1 760 °C, le zirconium métallique fond et dissout la zircone et l'oxyde d'uranium. Enfin, l'oxyde de zirconium fond à 2 715 °C et dissout également l'oxyde d'uranium. Les mélanges obtenus peuvent aussi réagir avec la vapeur d'eau s'ils ne sont pas totalement oxydés et produire de l'hydrogène.

Ces phénomènes d'oxydation et d'interaction chimique entre tous les matériaux constitutifs d'un cœur de réacteur ont été modélisés le plus souvent de manière

empirique, et les modèles sont intégrés dans des logiciels de simulation. Très schématiquement, le cœur du réacteur est découpé en mailles – qui représentent à l'échelle du crayon combustible le comportement moyen d'un ensemble d'assemblages combustibles sur une hauteur donnée – et ces logiciels calculent pour chaque maille la vitesse et la composition du fluide s'écoulant dans le cœur, le niveau de température atteint, l'épaisseur de gaine oxydée et la fraction de matériau fondu et sa composition. Au-delà d'une certaine fraction de matériau fondu, piégé pour les crayons combustibles entre les pastilles de combustible et la gaine ou bien accumulé dans une barre de commande, ou si l'enveloppe résiduelle solide de gaine est estimée d'épaisseur insuffisante pour contenir le matériau fondu, les matériaux liquides s'écoulent par gravité et se solidifient dans les régions inférieures du cœur plus froides. Ils forment alors des bouchons métalliques (principalement à base d'AIC ou de mélange de bore et d'acier) surmontés de bouchons céramiques (mélange Zr, U, O).

Vu la complexité des phénomènes physiques et physico-chimiques étudiés, la diversité des matériaux en présence et des géométries des cœurs de réacteur, il est rapidement apparu nécessaire de réaliser des essais dits intégraux, à plus grande échelle et avec des éléments représentatifs du cœur de réacteur. L'objectif était de vérifier que les interactions entre les différents phénomènes n'induisaient pas d'effets non prévus par les modèles dérivés des essais à caractère analytique.

La plupart de ces essais ont été réalisés à l'aide d'installations expérimentales utilisant un réacteur nucléaire pour chauffer le combustible étudié. Ce mode d'expérimentation, assez lourd à mettre en œuvre et très coûteux, présente l'avantage de maintenir le chauffage du combustible (et de lui seul) lorsque celui-ci une fois fondu s'écoule vers le bas des dispositifs expérimentaux, comme au cours d'un accident réel.

En France, l'IPSN puis l'IRSN ont conduit deux programmes de recherche de grande ampleur dans le réacteur expérimental PHEBUS décrit dans le paragraphe 2.2 : les programmes Phébus-CSD (pour combustible sévèrement dégradé) de 1986 à 1989 et Phébus-PF (pour produits de fission) de 1988 à 2012 (le dernier essai ayant été réalisé en 2004).

Le **programme Phébus-CSD** a permis d'étudier les phénomènes liés à l'oxydation du zirconium par la vapeur d'eau, la production d'hydrogène associée, les interactions physico-chimiques entre oxyde d'uranium et zirconium, à l'état solide ou fondu, ainsi que l'effet sur la dégradation du cœur des barres de commande en AIC. Le programme a comporté six essais : B9, B9R, B9+, C3, C3+ et AIC. Les dispositifs expérimentaux étaient constitués chacun d'un assemblage de 21 crayons de combustible n'ayant pas subi d'irradiation, du même type que ceux utilisés dans les REP mais plus courts (80 cm de longueur fissile à comparer à une longueur de 3,66 m pour un crayon réel), répartis dans un réseau à « pas carré » et maintenus par deux grilles en inconel. L'assemblage était contenu à l'intérieur d'un tube en acier, lui-même introduit à l'intérieur de la cellule disposée au centre du réacteur. Un épais écran thermique de zircone poreuse permettait d'isoler l'assemblage étudié du tube en acier, refroidi par une circulation d'eau froide sous pression.

Un mélange de vapeur d'eau, d'hydrogène et d'hélium, dont la composition variait d'un essai à l'autre en fonction des objectifs poursuivis, était injecté au pied de

l'assemblage. L'échauffement de l'assemblage était obtenu en augmentant progressivement la puissance du réacteur PHEBUS. Un écran neutronique en acier boré, interposé entre le cœur du réacteur PHEBUS et le dispositif d'essai, permettait d'obtenir une distribution axiale de puissance uniforme comme dans un cœur de réacteur de puissance.

Chaque dispositif était équipé d'une instrumentation très importante qui a permis de mesurer l'ensemble des paramètres physiques essentiels à l'interprétation des essais, notamment des thermocouples à haute température (tungstène-rhénium [W/Re]) qui ont fonctionné jusqu'à 2 100 °C et un spectromètre de masse mesurant à chaque instant la quantité d'hydrogène produite. Une palette d'examen après essai, non destructifs (radiographies, *gamma-scanning*<sup>109</sup>) et destructifs (macrographies, analyses au microscope électronique à balayage), a complété les mesures prises au cours des expériences, permettant de quantifier les dommages subis par les crayons et de déterminer la composition des mélanges resolidifiés.

Les six essais réalisés ont permis d'obtenir de nombreux résultats expérimentaux qui ont été utilisés pour développer et valider les modèles de fusion du cœur intégrés dans le logiciel de simulation ASTEC. En particulier, ils ont permis d'observer comment se propagent axialement les fronts d'oxydation des gaines en alliage de zirconium avec l'emballlement des températures au-delà de 1 550 °C. Le front d'oxydation se caractérise par l'apparition du phénomène de *starvation* de vapeur qui indique que toute la vapeur disponible vis-à-vis de la gaine est absorbée par cette dernière pour oxyder le métal (le gaz s'écoulant en aval du front ne contient plus de vapeur d'eau mais uniquement de l'hydrogène). Des résultats très importants ont également été obtenus sur les interactions entre les matériaux du cœur et les processus à l'origine de la fusion du cœur (liquéfaction du zirconium au contact de l'inconel des grilles, dissolution de la couche externe de zircone et du combustible contenu à l'intérieur des gaines par le zirconium fondu, liquéfaction des barres de commande vers 1 400 °C et endommagement des crayons de combustible voisins).

Le **programme Phébus-PF** [7] a contribué à réduire les incertitudes relatives à l'évaluation des rejets radioactifs en cas d'accident avec fusion du cœur d'un réacteur à eau légère et a permis d'accroître les capacités d'expertise et de gestion de crise de l'IRSN dans ce domaine. Ce programme a comporté cinq essais, au cours desquels ont été étudiés les phénomènes physiques majeurs qui gouvernent la fusion du cœur, le transfert des produits de fission depuis le combustible jusqu'à l'enceinte de confinement et leur comportement à l'intérieur de celle-ci. Il a été mené en collaboration avec de multiples partenaires français et étrangers (EDF, Commission européenne et ses États membres, États-Unis, Canada, Japon, République de Corée, Suisse). Les travaux de définition des essais, d'ingénierie, d'expérimentation, ainsi que d'analyse et d'interprétation des résultats expérimentaux ont mobilisé environ 80 personnes pendant une quinzaine d'années.

Ce programme a nécessité d'importantes modifications de l'installation PHEBUS. Le bâtiment du réacteur a été renforcé à l'égard de séismes et agrandi pour recevoir un

---

109. Dispositif permettant de mesurer l'intensité des rayonnements gamma émis par une source en fonction de leurs niveaux d'énergie. Après étalonnage, l'analyse du spectre ainsi obtenu permet d'identifier le(s) radionucléide(s) responsable(s) de l'émission et sa (leur) masse(s).

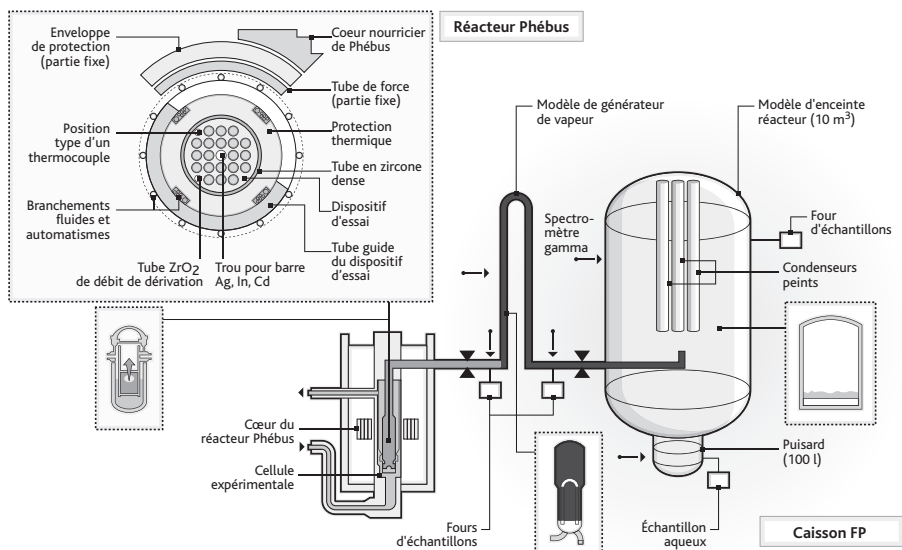


Figure 9.2. Vue schématique du circuit expérimental pour le programme Phébus-PF. © IRSN.

caisson étanche en acier contenant une maquette de circuit primaire et d'enceinte de confinement d'un REP, ainsi que tous les équipements et instrumentations nécessaires (figure 9.2). Ainsi, le circuit expérimental reproduisait à l'échelle 1/5 000<sup>e</sup> les trois composants essentiels pour ce type d'étude d'un REP de 900 MWe : le cœur, le circuit primaire et l'enceinte de confinement.

Pour représenter le cœur, un dispositif similaire à celui conçu pour le programme Phébus-CSD a été mis en œuvre, à savoir un assemblage constitué de 20 crayons de combustible de 1 m de hauteur fissile avec en son centre un crayon représentatif de ceux utilisés comme barres de commande dans les réacteurs de puissance, le tout disposé dans la cellule au centre du réacteur PHEBUS. Le combustible du premier essai n'avait pas subi d'irradiation préalablement à son utilisation dans le réacteur PHEBUS alors que ceux mis en œuvre dans les essais suivants provenaient du réacteur belge BR3<sup>110</sup> et d'un réacteur d'EDF ; leurs taux de combustion étaient compris entre 23 et 38 GWj/tU. L'instrumentation a été sensiblement améliorée, avec notamment la mise en œuvre de thermomètres à ultrasons permettant de mesurer des températures jusqu'à 2 900 °C.

La maquette du circuit primaire comportait une section refroidie à 150 °C, simulant un tube de générateur de vapeur avec une brèche en sortie de ce tube. Le fluide s'échappant de la brèche était collecté dans un réservoir de 10 m<sup>3</sup> muni à sa base d'un puisard, simulant une enceinte de confinement de réacteur. La surface externe de ce réservoir était isolée thermiquement et des cylindres situés en son centre, refroidis, permettaient

110. *Belgian Reactor 3.*

de représenter à l'échelle la surface de la paroi d'une enceinte de REP sur laquelle la vapeur pouvait se condenser. Une partie de ces cylindres et une plaque immergée dans le puisard étaient revêtues d'une peinture identique à celle utilisée dans les REP du parc électronucléaire français.

Le point fort de l'installation était son instrumentation. Elle permettait de mesurer, outre les débits, pressions et températures en plusieurs points du circuit, les concentrations en hydrogène dans le circuit et dans l'enceinte. Elle comportait également des spectromètres  $\gamma$  visant l'entrée, plusieurs points de la paroi et la sortie du tube simulant le générateur de vapeur, l'atmosphère et les parois du réservoir simulant l'enceinte de confinement ainsi que le puisard, permettant d'identifier et de quantifier en permanence les différents produits de fission émetteurs  $\gamma$  en suspension dans les volumes visés ou déposés sur les parois. Un *Maypack* composé de filtres sélectifs, scrutés en permanence au cours des essais par un spectromètre  $\gamma$ , permettait de mesurer les concentrations des différentes formes d'iode présentes dans l'atmosphère de l'enceinte (aérosols ou gaz et parmi les espèces gazeuses, iode moléculaire ou iode organique). Un dispositif optique permettait également de mesurer en continu les concentrations des aérosols en suspension dans l'enceinte.

Des piquages situés à l'entrée et à la sortie du tube simulant le générateur de vapeur, dans le puisard et sur la paroi de l'enceinte, permettaient, lors des essais, de réaliser à plusieurs instants des prélèvements à travers des filtres, des impacteurs (instruments permettant de mesurer la taille et la concentration des aérosols), des tubes à gradient thermique (instruments permettant de déduire les formes chimiques de différentes espèces sous forme de vapeur en relevant les températures auxquelles elles se condensent sur les parois) et dans des capsules. Dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement, des coupons collectant les aérosols se déposant par sédimentation étaient également exposés à l'atmosphère de l'enceinte pendant des intervalles de temps prédéterminés. Après les essais, des analyses radiochimiques étaient effectuées sur tous les prélèvements réalisés, permettant d'identifier les produits de fission et les différents actinides transportés ou déposés, et d'en évaluer les masses avec précision.

Des techniques spécifiques d'examens non destructifs par tomographie<sup>111</sup> de transmission et d'émission ont été également mises au point pour ce programme et ont permis d'obtenir de précieuses informations sur l'état de dégradation des crayons de combustible après les essais, ainsi que sur les quantités émises par ces crayons de certains produits radioactifs.

---

111. Technique permettant de reconstruire le volume d'un objet à partir d'une série de mesures de radiographie (transmission) ou de spectrométrie gamma (émission) effectuées par tranche depuis l'extérieur de cet objet.

Le programme international Phébus-PF, qui s'est déroulé de 1988 à 2012, a comporté cinq essais dont les principaux paramètres étudiés sont résumés dans le tableau ci-après.

|      | Type de combustible                                                      | Matériau<br>simulant<br>les barres de<br>commande | Débit de<br>vapeur<br>(g/s)                       | pH de l'eau<br>du puisard | Écart de<br>température<br>puisard -<br>atmosphère <sup>112</sup> (°C) |
|------|--------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------|---------------------------------------------------|---------------------------|------------------------------------------------------------------------|
| FPT0 | Très faiblement irradié                                                  | AIC                                               | 0,5–3                                             | 5                         | – 18/– 37                                                              |
| FPT1 | ~ 20 GWj/tU                                                              | AIC                                               | 0,5–2,2                                           | 5                         | – 18/– 38                                                              |
| FPT2 | Idem                                                                     | AIC                                               | 0,5<br>(+ acide borique)                          | 9                         | – 18/+ 11                                                              |
| FPT3 | Idem                                                                     | B <sub>4</sub> C                                  | 0,5                                               | 5                         | – 18/– 3                                                               |
| FPT4 | Lit de débris d'UO <sub>2</sub><br>à 38 GWj/tU et de<br>ZrO <sub>2</sub> | Aucun                                             | 0,2–0,5 H <sub>2</sub> O<br>0–0,25 H <sub>2</sub> | S.O.                      | S.O.                                                                   |

Hormis l'essai FPT<sup>113</sup>4, chaque essai a comporté trois phases successives :

- une première phase de ré-irradiation du combustible pendant laquelle le réacteur PHEBUS fonctionnait à plein régime pendant une semaine environ. Le combustible étudié était refroidi par une circulation d'eau sous pression. L'objectif était de recréer au sein du combustible les produits de fission à vie courte (disparus depuis le déchargement du combustible de son réacteur d'origine), comme l'isotope 131 de l'iode (période de 8 jours<sup>114</sup>), essentiel à l'étude des rejets ;
- une phase « dégradation », d'une durée de quelques heures, au cours de laquelle, par augmentation progressive de la puissance du réacteur PHEBUS, la température du combustible d'essai non refroidi augmentait jusqu'à la liquéfaction des matériaux (entre 2 300 °C et 2 500 °C), entraînant le relâchement des produits de fission et leur transport dans le circuit puis dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement. À la fin de cette phase, le réacteur PHEBUS était arrêté ;
- une phase « enceinte », d'une durée de quelques jours, au cours de laquelle étaient mesurées les grandeurs d'intérêt pour la compréhension des phénomènes de dépôts des produits radioactifs ainsi que de la chimie de l'iode dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement.

112. À gauche de « / », écart de température au cours de la phase de dégradation ; à droite de « / » pendant la phase d'étude au long terme du comportement de l'iode ; un écart positif signifie qu'il y a évaporation de l'eau à la surface du puisard, phénomène susceptible de favoriser le transfert vers l'atmosphère de l'iode volatil produit dans l'eau du puisard.

113. *Fission Product Test*.

114. La concentration décroît de moitié au cours d'une période.

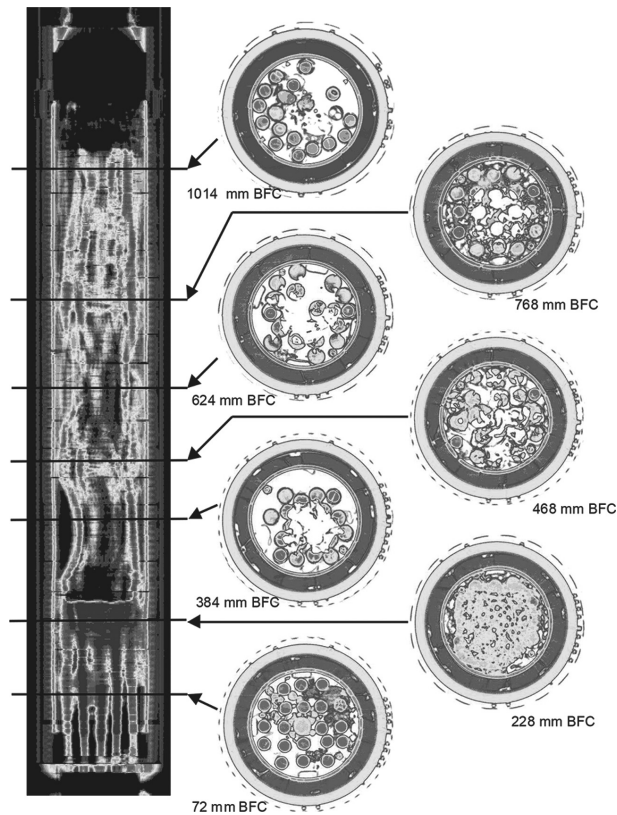
Le premier groupe de trois essais (FPT0, FPT1 et FPT2) a permis d'étudier l'effet du taux de combustion et du potentiel d'oxygène (atmosphère environnant les crayons riches en vapeur d'eau ou au contraire riches en hydrogène) sur les phénomènes d'oxydation et d'endommagement des crayons de combustible, ainsi que sur l'émission et le transport des produits de fission dans le circuit. Ces trois essais ont été réalisés avec un crayon d'AIC. De l'acide borique a également été injecté avec la vapeur d'eau au cours de l'essai FPT2 (l'acide borique sert en fonctionnement normal du réacteur à maîtriser sa réactivité ; en situation accidentelle, l'acide borique peut réagir avec certains produits de fission, comme le césium, et modifier sensiblement les équilibres chimiques avec les différentes espèces d'iode, favorisant la formation des plus volatiles).

L'essai FPT3 a permis d'étudier l'influence de la présence de barres de commande en carbure de bore sur la dégradation du cœur et le comportement des produits de fission. Ce type de matériaux est employé dans les REP les plus récents du parc EDF (1 300 MWe, 1 450 MWe et EPR) en complément de l'AIC, ainsi que dans les réacteurs à eau bouillante (REB).

L'essai FPT4 a été focalisé sur la phase avancée de l'accident, avec l'étude de l'émission des produits de fission peu volatils et des transuraniens à partir d'un lit de débris de combustible et de gaines oxydées portés jusqu'à la fusion. Il a comporté une seule phase de montée en température jusqu'à l'obtention d'un bain de matériaux. Les produits de fission et actinides émis ont été prélevés à travers une batterie de filtres situés au-dessus du lit de débris et mis en œuvre successivement.

Les essais FPT0, FPT1, FPT2 et FPT3 ont permis de reproduire des états d'endommagement des crayons de combustible jusqu'alors jamais atteints expérimentalement, avec une fusion significative de combustible (allant jusqu'à 50 % en masse) et la formation de bains de corium, comme illustré sur la figure 9.3. Les nombreux résultats obtenus ont grandement contribué à l'amélioration des connaissances sur les mécanismes d'endommagement d'un cœur et ont permis d'étendre significativement le domaine de validation des outils de calcul. Par exemple, le critère de dislocation des gaines a été revu pour rendre compte de manière empirique des mécanismes provoquant la rupture de la couche externe de zircone des gaines, libérant le zirconium fondu contenu à l'intérieur et entraînant localement l'arrêt de l'oxydation et de la production d'hydrogène. Par ailleurs, les essais ont permis d'améliorer sensiblement les connaissances sur les effets des interactions physico-chimiques entre le combustible, le zirconium et les matériaux constitutifs des barres de commande, conduisant à une liquéfaction du combustible autour de 2 200 °C, une température beaucoup plus basse que celle prédite par les modèles. Les modèles de dégradation de cœur des logiciels de simulation – dont ASTEC – ont largement bénéficié de ces nouveaux résultats et leurs capacités de prédiction en ont été grandement améliorées.

L'originalité et la qualité des essais réalisés dans l'installation PHEBUS furent telles que les essais Phébus-CSD B9+ et Phébus-PF FPT1 furent choisis par l'OCDE/AEN pour réaliser des exercices internationaux de comparaison de logiciels de fusion du cœur (respectivement ISP 28 et ISP 46).



**Figure 9.3.** État de dégradation de l'assemblage combustible après l'essai FPT1 ; examens non destructifs après essais de la grappe combustible testée : radiographie (g) et tomographie (d) par transmission de rayon X. (BFC : *Bottom of Fissile Column* [bas de colonne fissile]). © IRSN.

À l'étranger, des programmes de grande envergure ont également été réalisés. Nous citerons par ordre chronologique :

- le programme SFD (*Severe Fuel Damage*), qui a comporté quatre essais réalisés de 1982 à 1985 dans le réacteur PBF (*Power Burst Facility*) de l'Idaho National Laboratory aux États-Unis ;
- le programme DF (*Damage Fuel*), qui a comporté quatre essais réalisés en 1984 dans le réacteur ACRR (*Annular Core Research Reactor*) des Sandia National Laboratories aux États-Unis ;
- le projet OCDE/AEN LOFT-FP (*Loss Of Fluid Tests - Fission Product*), qui a comporté deux essais réalisés de 1984 à 1985 dans le réacteur LOFT de l'Idaho National Laboratory aux États-Unis ;
- le programme FLHT (*Full Length High Temperature*), qui a comporté quatre essais réalisés de 1985 à 1987 dans le réacteur NRU des Chalk River Laboratories au Canada ;



- le programme CORA, qui a comporté une vingtaine d'essais réalisés de 1987 à 1997 dans une installation non nucléaire du centre de recherche allemand de Karlsruhe.

Pour les expérimentations réalisées en réacteur nucléaire, les dispositifs expérimentaux étaient constitués d'assemblages d'une dizaine (DF) à quelques dizaines (PBF), voire une centaine (LOFT-FP) de crayons de combustible de fabrication similaire à celle des crayons utilisés dans les réacteurs de puissance. En règle générale, ils étaient plus courts, comme ceux utilisés dans les programmes Phébus-CSD et PF, du fait de la faible hauteur du cœur des réacteurs de recherche accueillant les dispositifs expérimentaux, exception faite du programme FLHT où, comme son nom l'indique, des crayons non tronqués de 3,66 m de hauteur fissile ont été utilisés dans le réacteur de grande taille NRU. Dans certains essais, des crayons contenant de l'AIC ou du carbure de bore étaient présents dans l'assemblage, ainsi que des crayons de combustible ayant subi une irradiation préalable de durée significative pour obtenir des taux de combustion représentatifs.

Dans les essais du programme CORA, les crayons de combustible étaient simulés par des gaines en alliage de zirconium remplies d'alumine et chauffées intérieurement par une âme en tungstène parcourue par un courant électrique. Le coût plus faible de ces essais a permis d'étudier l'effet de nombreux paramètres : vitesse de montée en température, débit de la vapeur injectée, pression ambiante, matériaux de gainage, effet de la présence d'AIC ou de carbure de bore, géométrie des différents réacteurs (REP, REB, VVER), effet d'une trempe en fin d'essai, etc. Toutefois, ce mode de chauffage ne permettait pas d'étudier la phase de formation d'un bain de corium.

Tous ces essais ont contribué à une meilleure connaissance des phénomènes d'oxydation des gaines, de production d'hydrogène et de fusion du cœur. Ils ont permis d'obtenir un ensemble de résultats expérimentaux d'une grande richesse couvrant un large spectre de situations, extrêmement utiles pour le développement de modèles et la validation de logiciels de simulation, tels que les logiciels intégrés ASTEC, MAAP et MELCOR.

En 2016, comme l'a montré un exercice d'intercomparaison organisé par l'OCDE/AEN pour un scénario accidentel proche de celui de TMI-2 [8], les logiciels intégrés d'accident de fusion du cœur sont capables de recalculer avec une bonne précision la progression de la dégradation d'un cœur de REP jusqu'à la phase de renoyage. En revanche, un exercice d'intercomparaison organisé par l'OCDE/AEN pour les réacteurs accidentés de la centrale de Fukushima Daiichi [9], de type REB, a mis en évidence des écarts importants dans le calcul de la progression de la dégradation du cœur dans les trois réacteurs accidentés et de la production d'hydrogène, révélant les incertitudes existantes sur la représentation des configurations dégradées pour les REB. Ces difficultés sont en partie liées au fait que les expérimentations réalisées sur les accidents de fusion de cœur ont principalement concerné les configurations d'assemblages de combustible de REP. Les configurations d'assemblages de REB ont été très peu étudiées ; des incertitudes importantes existent sur les phénomènes de relocalisation de mélanges fondus en présence des boîtiers en zircaloy canalisant l'eau dans les assemblages et des plaques de commande cruciformes B<sub>4</sub>C-acier, spécificités des REB. Des analyses plus approfondies sont en cours en vue de trancher entre ces configurations très différentes.

Il est intéressant de noter qu'aucun des essais réalisés à l'étranger n'a atteint les niveaux de température et de dégradation du combustible observés dans les essais Phébus-PF, ce qui fait toute la valeur de ces derniers. En revanche, certains des essais réalisés à l'étranger (programmes LOFT, CORA et QUENCH – qui a succédé au programme CORA dans la même installation depuis 1997) ont permis d'étudier les effets du renoyage de cœurs plus ou moins fondus par de forts débits d'eau ou de vapeur d'eau.

Le principal enseignement tiré de ces derniers essais est que le renoyage d'un cœur ayant déjà subi d'importants dommages peut, au moins dans un premier temps, considérablement accélérer l'oxydation des gaines, la production d'hydrogène et la fusion du cœur. Lors de l'accident du réacteur n° 2 de la centrale de Three Mile Island (TMI-2), l'arrivée d'eau dans le cœur en cours de fusion a certainement provoqué la rupture des gaines non encore fondues et la formation du lit de débris observés en partie supérieure du cœur. Les résultats expérimentaux tendent à montrer que le renoyage du cœur peut arrêter la progression de l'accident uniquement s'il intervient d'une manière très précoce, à savoir lorsque sa température maximale n'a pas encore dépassé 1 800 °C, et avec un débit d'eau suffisant (plus de 2 g/s par crayon). Malgré tous les résultats expérimentaux obtenus, les modèles sont pour l'instant incapables de prédire de manière fiable si le renoyage d'un cœur endommagé peut ou non provoquer un emballement de la réaction d'oxydation des gaines et aggraver la situation.

Pour progresser dans la connaissance de ce phénomène, l'IRSN réalise depuis 2010 dans ses laboratoires de Cadarache des programmes d'essais avec les installations PRELUDE<sup>115</sup> et PEARL, consistant à effectuer des expériences de renoyage de lits de débris constitués de billes d'acier chauffées par induction à l'intérieur d'une cavité cylindrique (diamètre de 11 à 29 cm pour PRELUDE et de 50 cm pour PEARL). Les essais PEARL réalisés dans une section de grand diamètre permettent d'observer des écoulements bidimensionnels. Un programme de recherche expérimentale et théorique sur le renoyage de lits de débris solides dans des configurations plus complexes, avec notamment l'observation de phénomènes d'oxydation, est prévu à l'horizon 2018.

Si le renoyage du cœur est inefficace, l'accident se poursuit et les matériaux fondus s'écoulent dans le fond de la cuve du réacteur où ils s'accumulent comme observé lors de l'accident de TMI-2. L'arrivée de ces matériaux au contact de l'eau au fond de la cuve va produire de grandes quantités de vapeur d'eau et de l'hydrogène. Malgré les nombreux examens réalisés après l'accident du réacteur TMI-2, notamment au cours du projet OCDE/AEN TMI-VIP, et les essais de chute de corium dans de l'eau effectués à grande échelle dans l'installation FARO du Centre commun de recherche d'Ispra dans les années 1990, les mécanismes d'écoulement du corium au fond de la cuve et de mélange avec l'eau présente restent encore mal compris. Cette difficulté est surmontée en retenant, pour évaluer la suite de l'accident, des hypothèses pessimistes concernant les quantités de matériaux transférés, leur fragmentation au contact de l'eau, les réactions d'oxydation, etc. Pour autant, tous les experts s'accordent pour considérer qu'une explosion de

---

115. Préliminaire sur le renoyage expérimental d'un lit de débris.

vapeur suffisamment violente pour détruire la cuve ne peut pas se produire dans ces conditions (projet OCDE/AEN dénommé SERENA<sup>116</sup> décrit plus loin).

Si les débris de corium contenus dans le fond de la cuve ne sont pas efficacement refroidis, ils vont fondre à nouveau et former un bain en contact avec les parois de la cuve, menaçant son intégrité. Différents programmes d'essais ont été mis en œuvre pour étudier cette configuration. Ces programmes d'essais utilisaient soit des matériaux simulants comme les essais BALI réalisés par le CEA à Grenoble, à l'échelle 1 en géométrie 2D avec de l'eau, pour étudier les phénomènes de convection naturelle dans le bain, soit des matériaux représentatifs ( $\text{UO}_2$ , alliage de zirconium, acier) comme les programmes d'essais OCDE/AEN RASPLAV (1994–2000), MASCA (2000–2003) et MASCA 2 (2003–2006) réalisés en Russie. Au cours de ces derniers programmes d'essais, un corium (mélange de  $\text{UO}_2$ - $\text{ZrO}_2$ -Zr et d'acier) de différentes compositions et sous différentes atmosphères (inertes ou oxydantes) fut porté à fusion et maintenu entre 2 200 °C et 2 650 °C. Dans RASPLAV, une masse de corium de 200 kg de composition massique (76,6 % d' $\text{UO}_2$ , 14,3 % de Zr, 9,1 % de  $\text{ZrO}_2$ ) et chauffée par des parois en tungstène formant une tranche semi-circulaire de cuve, de petite épaisseur, a été mise en œuvre. Dans les essais à plus petite échelle mettant en jeu un corium dans des creusets refroidis à l'extérieur, le chauffage a été assuré par induction électrique et les compositions de corium étudiées plus variées ont permis de mettre en œuvre des coriums contenant une part significative de métal et pour certains des simulants de PF (espèce stable des radioéléments d'intérêt dans le but d'étudier leur distribution entre les diverses phases métallurgiques du corium). Parallèlement, des essais à plus petites échelles avec des coriums de compositions identiques ont permis de déterminer les propriétés physiques des mélanges de matériaux. De même, des essais utilisant des bains de sels fondus, mélanges eutectiques ou binaires, ont permis de compléter les études de l'effet des propriétés du matériau sur les températures d'interface et leur impact dans les corrélations permettant de prédire la distribution des flux de chaleur extrait d'un bain sur les parois de la cuve qui le contient. Les essais RASPLAV ont confirmé que l'utilisation des corrélations classiques de distribution de la puissance d'un bain à ses frontières (établies avec divers liquides simulants et faciles à mettre en œuvre) avec les propriétés physiques du corium était tout à fait pertinente.

Les expériences réalisées dans MASCA et MASCA 2 ont mis en évidence des phénomènes complexes d'interaction entre matériaux et de stratification entre phases métalliques et phases oxydes en présence d'acier. Dans certaines conditions (notamment les bains contenant initialement une quantité significative de zirconium non oxydé de l'ordre de 50 %), une configuration à trois couches a été observée avec une couche métallique de forte densité contenant de l'uranium, surmontée d'une couche d'oxydes réfractaires (oxydes d'uranium et de zirconium principalement), elle-même surmontée d'une couche métallique de faible densité (fer, chrome, nickel, zirconium, etc.). Dans les configurations de bains stratifiés et en l'absence de renoyage, un flux de chaleur très intense peut être transmis à la paroi au niveau du bain métallique supérieur (effet de concentration de flux de chaleur ou *focusing effect*) si son épaisseur est inférieure à un seuil d'environ 50 cm. Les essais ont également mis en évidence le caractère transitoire

---

116. *Steam Explosion REsolution for Nuclear Applications.*

des phénomènes de stratification en présence de vapeur d'eau, les couches métalliques s'oxydant et se mélangeant progressivement avec le bain d'oxydes.

Ces phénomènes sont modélisés dans le logiciel de simulation ASTEC mais il subsiste encore de nombreuses incertitudes sur les phénomènes transitoires, notamment pour ce qui concerne l'oxydation de la couche métallique supérieure et le transfert d'oxygène entre les couches en présence de vapeur d'eau. Pour réduire ces incertitudes, un programme expérimental CORDEB (Corium-Debris), réalisé par l'Alexandrov Research Institute of Technology (NITI) à Saint-Petersbourg en deux phases, a été lancé en 2012 pour une durée d'au moins sept ans dans l'installation MASCA, en partenariat avec EDF, AREVA, le CEA et l'IRSN. L'examen des bains de corium produits lors de l'accident de Fukushima Daiichi pourra également apporter un éclairage complémentaire très pertinent.

## ***9.2. Le percement de la cuve et l'érosion du radier par le corium fondu***

Le projet OCDE/AEN TMI-VIP d'examen détaillé de la cuve du réacteur accidenté TMI-2 et de son contenu, déjà évoqué, a permis d'établir que la face interne du fond de la cuve, revêtue d'acier inoxydable, avait atteint localement une température de 1 100 °C pendant 30 minutes, alors que la pression à l'intérieur de la cuve était de 10 MPa. Le refroidissement du corium à la suite du rétablissement de la circulation d'eau dans le circuit primaire a permis d'éviter le percement de la cuve, même si en 2016 les raisons n'en sont toujours pas connues. L'une des hypothèses avancées pour expliquer le maintien de l'étanchéité de la cuve est que le contact direct entre le corium et le fond de la cuve a été limité par la présence d'eau au fond de la cuve au moment de la coulée du corium.

Le projet expérimental OCDE/AEN dénommé OLHF, réalisé par les Sandia National Laboratories aux États-Unis et auquel le CEA et l'IRSN ont participé, a permis d'obtenir sur une maquette au 1/5<sup>e</sup> des résultats expérimentaux sur les mécanismes de rupture par fluage du fond d'une cuve de REP pour une gamme représentative de paramètres température-pression. Néanmoins, l'application des résultats à l'échelle du réacteur comporte des incertitudes dans la mesure où le fond de cuve d'un réacteur est traversé par de nombreux manchons soudés. Un essai réalisé avec de tels manchons a montré une baisse significative de l'allongement à rupture de la cuve.

Après percement de la cuve, le corium fondu se déverse dans le puits de cuve et, en l'absence de refroidissement efficace, provoque par échauffement la décomposition chimique et donc l'érosion du béton des parois du puits et du radier. Ce phénomène peut mettre à terme en péril l'intégrité de l'enceinte de confinement et conduire à des rejets radioactifs gazeux et liquides massifs dans l'environnement. L'interaction entre le corium et le béton génère par ailleurs de grandes quantités de gaz (vapeur d'eau qui est réduite en hydrogène et monoxyde et dioxyde de carbone lors de l'oxydation du ferrailage ou des phases métalliques présentes dans le corium) qui peuvent contribuer à accroître la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement et également à menacer son intégrité.

Au cours du processus d'érosion du béton par le corium qui peut durer plusieurs jours, la composition du bain évolue. Il contient des oxydes denses (principalement U-Zr-Fe-O<sub>x</sub>), des oxydes peu denses (SiO<sub>2</sub>, CaO) et des métaux non oxydés (Fe, Cr, Ni, Zr). Ceux-ci sont progressivement oxydés par la vapeur d'eau ou le dioxyde de carbone alors qu'ils ne peuvent réduire que de manière beaucoup plus marginale d'autres oxydes moins stables. Le bain se solidifie au contact du béton plus froid, formant temporairement des croûtes instables mécaniquement dans la mesure où la paroi de béton sous-jacente se décompose. Par ailleurs, une stratification entre les phases métallique et oxyde peut se produire, au moins temporairement, modifiant la répartition des flux de chaleur. L'apparition de ce phénomène dépend, au moment de la rupture de la cuve, de la configuration du bain dans la cuve, s'il est stratifié ou homogène, et de la position de la brèche, par exemple si celle-ci est au droit d'une couche métallique. À plus long terme, cela dépend de l'évolution de la composition de la phase métallique, du rapport des densités entre phases métalliques et oxydes, de l'intensité du débit de gaz généré par la décomposition du béton et de la quantité résiduelle de métal non oxydé, tous ces paramètres évoluant au cours de l'interaction. Aussi, l'incorporation des métaux issus de la fonte des ferrallages présents dans le béton peut contribuer à la formation d'une couche métallique.

En France, ces phénomènes ont tout d'abord été étudiés expérimentalement à l'aide d'essais à caractère analytique à petite échelle, mettant en œuvre des matériaux simulants à bas points de fusion. Ils ont été réalisés par le CEA pour le compte de l'IPSN (puis de l'IRSN) et d'EDF :

- le programme BALISE a permis d'étudier l'entraînement de liquide à l'interface entre deux liquides non miscibles de densités et viscosités différentes (eau et huile de vaseline, huiles de silicone, etc.), percolée par un débit d'azote (1999–2000) ;
- le programme ABI a permis de mesurer les coefficients de transfert de chaleur à l'interface entre deux liquides non miscibles de densités très différentes (métal de Wood et gallium pour simuler le corium, eau et huiles de différentes viscosités pour simuler le béton), percolée par un débit d'azote et argon (2007–2008) ;
- le programme ARTEMIS a simulé les phénomènes d'érosion en géométrie unidimensionnelle puis bidimensionnelle à l'aide d'un sel (BaCl<sub>2</sub>) simulant le corium et d'un mélange binaire eutectique (LiCl-BaCl<sub>2</sub>) simulant le béton (2003–2008) ;
- le programme CLARA a permis de mesurer les transferts de chaleur dans un bain d'eau en présence d'un débit de gaz injecté à travers les parois en utilisant de l'eau et des additifs pour en varier la viscosité (2008–2012).

Vu l'importance du couplage entre les phénomènes convectifs, thermiques et physico-chimiques, des essais avec des matériaux réels étaient nécessaires. Le CEA a construit à Cadarache l'installation VULCANO, mise en service en 1997<sup>117</sup>, capable de fondre dans un four rotatif à arc plasma rotatif des mélanges de corium prototypique (mélange d'UO<sub>2</sub> et de ZrO<sub>2</sub> intégrant aussi des oxydes de décomposition du béton pour

---

117. L'installation a tout d'abord été utilisée pour étudier l'étalement du corium sur le récupérateur de corium installé sous la cuve du réacteur EPR. Les essais qui y ont été réalisés ont également permis de valider le logiciel de simulation d'étalement de corium CROCO développé par l'IRSN.

étudier les phases plus tardives de l'interaction) d'une masse de 40 kg environ qui sont ensuite déversés dans une section expérimentale. Pour les programmes d'étude de l'interaction corium-béton (ICB) réalisés à partir de 2003, auxquels ont participé EDF et l'IRSN, les bains de corium sont déversés dans des creusets en béton cylindriques de différentes compositions. Un chauffage par induction à haute fréquence permet de reproduire la puissance résiduelle dégagée dans le combustible pendant toute la durée de l'interaction. L'instrumentation en place permet de déterminer les progressions axiale et latérale du front d'ablation du béton.

Une des spécificités de l'installation est la possibilité d'étudier également l'érosion provoquée par des bains oxyde-métal et l'impact d'une stratification. Une masse d'environ 25 kg d'acier représentant les matériaux de structure fondus est fondue dans trois fours à induction séparés puis déversée dans la section expérimentale contenant le corium fondu. Dans la section d'essai, un système d'écrans magnétiques permet de ne chauffer qu'au droit de la phase oxyde d'un mélange qui se serait stratifié.

Les essais suivants ont été consacrés à l'étude de l'interaction corium-béton :

- neuf essais avec du corium tout oxyde (série VB-U),
- quatre essais avec du corium et de l'acier (série VBS-U),
- quatre essais à caractère plus analytique (série VBES-U).

Les résultats ont montré l'importance de la nature du béton (siliceux ou calcaire) sur le profil d'ablation du béton, confirmant les résultats des essais réalisés par les Américains (voir plus loin) et ont contribué au développement de modèles qui permettent d'évaluer avec une approche conservatrice tenant compte des incertitudes subsistantes les délais de percement des radiers en béton des enceintes de confinement des réacteurs français si une interaction corium-béton survenait. Il a ainsi été possible de montrer qu'il ne devrait pas y avoir de percement du radier dans les 24 heures suivant le début de l'accident<sup>118</sup>, ce qui permettrait de déployer des mesures de protection des populations.

En Allemagne, des essais furent réalisés dans les années 1990 dans l'installation BETA située au centre d'études de Karlsruhe. Le corium était simulé par un mélange fondu de 400 kg d'alumine et de fer obtenu par une réaction d'oxydoréduction exothermique, auquel étaient ajoutés quelques dizaines de kilogramme de zirconium. Ce mélange était versé dans un creuset en béton.

Aux États-Unis, trois programmes de recherche ont été conduits dans des installations de l'Argonne National Laboratory : le programme MACE (*Melt Attack and Coolability Experiments*, 1989–2000) pour le compte de l'EPRI (Electric Power Research Institute) et les programmes OCDE/AEN MCCI<sup>119</sup> (2002–2005) et MCCI-2 (2006–2010) dont la France (IRSN, EDF et CEA) était partenaire. L'objectif de ces deux programmes était de conduire des essais intégraux à grande échelle et à échelle plus réduite mettant en œuvre des matériaux représentatifs et permettant d'étudier :

---

118. Pour Fessenheim, après renforcement du radier.

119. *Molten Core-Concrete Interaction*.

- les phénomènes d'érosion du béton en géométrie bidimensionnelle en l'absence de tout refroidissement ;
- les différents mécanismes de refroidissement mis en évidence lors des expériences MACE lorsque de l'eau était versée à la surface du corium ;
- de nouveaux concepts technologiques pour refroidir le corium et arrêter l'érosion du béton.

Deux dispositifs expérimentaux ont été utilisés, SSWICS (*Small Scale Water Ingression and Crust Strength*) et CCI (*Corium Concrete Interaction*). Dans le premier, une masse d'environ 75 kg d' $\text{UO}_2$  et de  $\text{ZrO}_2$ , mélangée à du béton siliceux ou calcaire, portée jusqu'à une température de plus de 2 000 °C par réaction d'oxydoréduction exothermique, était fondue dans un cylindre de 30 cm de diamètre dont les parois inertes étaient en oxyde de magnésium. De l'eau était versée sur le corium, permettant d'étudier les mécanismes de refroidissement et leur efficacité, en particulier le mécanisme de pénétration d'eau au sein d'une croûte supérieure fissurée sous l'effet des contraintes thermomécaniques. Du gaz pouvait également être injecté à travers le fond de manière à simuler les gaz relâchés lors de l'interaction corium-béton.

Dans le second dispositif, un mélange de 400 à 590 kg d' $\text{UO}_2$  et de  $\text{ZrO}_2$  était fondu selon la même méthode, au sein d'une cavité de plus grande dimension, de section carrée de 50 cm par 50 cm (un essai a été réalisé avec une cavité de 50 cm par 70 cm et une seule paroi latérale ablatable pour étudier les éventuels effets d'échelle). Sur deux des faces opposées de la cavité étaient disposées des électrodes en tungstène permettant d'appliquer un courant électrique dans le bain de corium et ainsi d'obtenir un dégagement de chaleur représentatif de la puissance résiduelle ; les deux autres faces ainsi que le fond étaient en béton dont le type, siliceux ou calcaire, constituait l'un des paramètres de l'étude. Sur ce dispositif d'essai, la technique de chauffage par « effet Joule » ne permet pas d'étudier des bains stratifiés avec deux phases séparées, oxyde et métal, la stratification du métal engendrant un court-circuit électrique entre les électrodes. Après une phase d'interaction corium-béton à sec permettant d'étudier les mécanismes d'ablation du béton, de l'eau était ajoutée en partie supérieure pour étudier les mécanismes de refroidissement.

En tout, 21 essais ont été réalisés lors des deux programmes OCDE/AEN MCCI. Ils ont fourni d'importants résultats permettant d'améliorer significativement la compréhension et la modélisation des phénomènes d'ablation du béton et des mécanismes de refroidissement d'un bain de corium lors d'une interaction corium-béton. Concernant les cinétiques d'érosion du béton en l'absence de refroidissement, il a été observé que le rapport entre les épaisseurs finales d'érosion dans les directions axiale et latérale dépend de la nature du béton. Alors que l'érosion est quasiment uniforme si le béton est calcaire, elle peut être trois fois plus importante latéralement si le béton est siliceux. Pour les mécanismes de refroidissement, il a été montré que la fissuration de la croûte supérieure et la pénétration d'eau était d'autant plus efficace que le refroidissement au-dessus du bain intervenait tôt, i.e. lorsque la teneur en béton du bain était faible et la croûte plus fragile. Des phénomènes d'éruption et de fragmentation du corium éjecté dans l'eau à travers la croûte recouvrant le bain ont été également observés, ils contribuent à refroidir

le bain en transformant une masse compacte en lit de débris de quelques millimètres de diamètre et ceci d'autant plus efficacement que le béton est calcaire (fort dégagement de gaz permettant d'éjecter plus de corium à travers les fissures de la croûte). À la fin de la phase 2 du programme MCCI, un essai réalisé en béton siliceux mais avec un refroidissement au début de l'ICB a permis d'observer pour la première fois des éjections avec ce type de béton. Ce résultat encourageant a conduit EDF à poursuivre, dans le cadre de son programme de travail sur l'extension de la durée de fonctionnement du parc électronucléaire français, le financement d'essais (CCI) dédiés à l'étude des mécanismes de refroidissement avec injection d'eau au début de l'ICB à la surface du bain avec le support de l'IRSN, de l'U.S.NRC, de la NRA et du CEA.

Des expériences ont également été réalisées en Allemagne pour tester un concept différent de refroidissement du corium (COMET) en injectant de l'eau à travers un dispositif spécifique constitué de plusieurs couches de béton poreux. Ce dispositif pourrait se révéler plus efficace que de verser de l'eau sur le corium car alors liquide et vapeur ne circulent pas à contrecourant. Ces expériences ont été réalisées au centre de Karlsruhe, mettant en œuvre jusqu'à 1 300 kg d'alumine et de fer fondus par réaction d'oxydoréduction exothermique et maintenus en température par chauffage par induction. Après érosion d'une couche de béton sacrificiel, le bain est refroidi par injection d'eau via une couche de béton très poreux à travers des plots en béton poreux dont la section a été optimisée pour maximiser l'efficacité de refroidissement tout en évitant une cinétique de production de vapeur trop importante qui se traduirait par une augmentation de la pression à l'intérieur de l'enceinte. La couche de béton très poreux qui alimente ces plots est reliée à un réservoir situé à un niveau plus élevé, l'eau s'écoulant uniquement par gravité. Au cours du programme d'essais OCDE/AEN MCCI-2 et lors d'un essai VULCANO VWU<sup>120</sup>-1, le refroidissement par un dispositif conçu suivant le même principe a également été étudié en matériaux prototypes. Les résultats ont permis de conclure à l'efficacité d'un tel système de refroidissement qui pourrait être mis en œuvre pour les nouveaux concepts de réacteur.

Grâce à l'ensemble des résultats expérimentaux acquis au cours des 20 dernières années, la connaissance des phénomènes d'érosion du béton et de refroidissement du corium a fortement progressé. Des modèles plus robustes, fondés sur une large base de données expérimentales, ont été implantés dans les logiciels de simulation, notamment le logiciel ASTEC. Néanmoins, il n'est toujours pas possible de modéliser de manière détaillée les phénomènes se produisant aux interfaces entre le corium et le béton, et donc de rendre compte de manière mécaniste des différences entre les cinétiques d'érosion dues à la nature du béton. L'IRSN, en partenariat avec les universités et le CNRS, a tenté d'utiliser des techniques de simulation directe pour progresser dans ce domaine, par exemple en étudiant les flux de matières à l'interface corium-béton ou les conséquences du passage de bulles à travers une interface entre deux liquides non miscibles, en termes de masse de liquide entraînée et d'effets sur les transferts convectifs de chaleur. Faute de disposer à des fins de validation d'informations à l'échelle locale, ces efforts ne se sont pas traduits par des avancées très significatives pour les modèles d'érosion et les modélisations actuelles restent encore très empiriques.

---

120. VULCANO Water - Uranium.



Par ailleurs, faute de données expérimentales suffisantes, des incertitudes subsistent encore sur les effets possibles d'un bain stratifié. Deux mécanismes pourraient limiter la durée d'existence d'un tel bain, l'oxydation de la phase métallique et le mélange des matériaux par les gaz de décomposition du béton. Des essais sont donc encore nécessaires pour étudier ces phénomènes et réduire les incertitudes. L'impact du ferrailage sur les mécanismes d'érosion reste également un sujet ouvert car les essais MOCKA réalisés ces dernières années à Karlsruhe avec des matériaux simulants à haute température présentent des résultats assez contradictoires et parce qu'il n'y a pas à ce jour d'essais équivalents en matériaux prototypes.

Au plan national, des recherches se poursuivent également pour étudier la possibilité de refroidir et de solidifier le corium en le recouvrant d'eau ou en injectant de l'eau dans un dispositif de type COMET en vue de concevoir des systèmes qui permettraient d'éviter le percement du radier pour les réacteurs existants. Elles sont menées en France dans le cadre du projet MIT3BAR<sup>121</sup>, en réponse à l'appel à projets RSNR lancé en 2012 par l'ANR à la suite de l'accident de Fukushima, et coordonné par le CEA en partenariat avec EDF et AREVA.

L'examen du réacteur n° 1 de la centrale de Fukushima Daiichi pourrait également contribuer à améliorer les connaissances relatives à l'interaction entre le corium et le béton et à l'efficacité des mécanismes de refroidissement en fournissant des informations pour une situation mettant potentiellement en jeu de grandes masses de corium à l'échelle d'un réacteur. En effet, les calculs de l'accident effectués à l'aide des logiciels de simulation d'accident de fusion du cœur, tels qu'ASTEC, MAAP et MELCOR, laissent présager que le cœur du réacteur n° 1 a été très fortement dégradé, que la cuve a rompu et que de grandes quantités de corium fondu se seraient écoulées sur le béton situé sous la cuve, l'érodant sur une épaisseur importante. Pour progresser sur la compréhension de la phase d'interaction corium-béton pour ce réacteur, il faut progresser en amont sur l'analyse de la phase de dégradation dans la cuve qui conduit selon les logiciels à des résultats très différents en termes de compositions, températures et propriétés physico-chimiques des débris et du corium [9].

### ► Possibilité d'un maintien du corium en cuve

Une contre-mesure envisagée par certains exploitants pour tenter d'éviter le percement de la cuve d'un réacteur dont le cœur aurait fondu est de noyer le puits de cuve afin de refroidir la cuve en organisant un écoulement diphasique d'eau autour de celle-ci. L'efficacité de cette action dépend de beaucoup de facteurs dont la taille et la puissance du réacteur, l'instant de relocalisation des matériaux dans le fond de la cuve, la fraction et la composition du corium en fond de cuve qui conditionnent la distribution du flux de chaleur appliqué sur la paroi interne du fond de cuve, ainsi que de la géométrie du puits de cuve et les caractéristiques de l'isolation thermique enveloppant la cuve. Il ne faut pas non plus oublier la présence ou non de singularités géométriques (décrochement à la jonction entre la virole et le fond de cuve, traversées dans le fond de cuve pour

---

121. Évaluation et mitigation du risque de percement de la troisième barrière de confinement des centrales nucléaires.

l'instrumentation) qui conditionnent le flux de chaleur pouvant être évacué par la face externe dans l'eau.

Dans le cadre d'une approche déterministe, une démonstration robuste de la possibilité d'une rétention de corium en cuve (en anglais : *In-Vessel Retention* ou IVR) implique la vérification que le flux de chaleur au travers de la cuve peut être extrait en tous points de la face externe de la cuve. Extraction opérée sans risque d'assèchement de la paroi, en particulier dans les zones où le flux de chaleur serait le plus élevé, et ceci pour toutes les configurations (stabilisées ou transitoires) envisageables du « lit de débris »<sup>122</sup>, généralement non homogènes. Cela dépend notamment de la distribution du flux de chaleur sur la face interne de la paroi de la cuve et de la distribution du flux critique en chaque point de la face externe de la cuve, qui dépend de nombreux paramètres comme souligné ci-dessus. La distribution du flux de chaleur sur la face interne de la paroi de la cuve résulte des mécanismes de convection naturelle au sein des différentes couches ou amas de corium situés au fond de la cuve tandis que les valeurs absolues sont conditionnées par les délais avant relocalisation vers le fond de cuve et l'évolution de la masse de corium relocalisée *i.e. in fine* de la puissance résiduelle totale à évacuer à travers la paroi du fond de cuve. Les équilibres physico-chimiques au sein des matériaux constituant le corium vont être modifiés et la situation peut évoluer progressivement vers un bain stratifié où une couche métallique non miscible surnage à la surface d'un bain d'oxydes pouvant être lui-même composé de deux phases de densités différentes<sup>123</sup>. Cette configuration peut être temporaire en présence de vapeur d'eau dans la cuve, l'oxydation progressive des phases métalliques pouvant conduire à une situation plus favorable, au plan de la distribution du flux de chaleur, de bain homogène.

Sans injection d'eau dans la cuve – situation vraisemblable dans les premières heures d'un accident de fusion du cœur, lui-même pouvant être justement la conséquence d'une perte de refroidissement de celui-ci – le transfert par rayonnement de la couche de métal, surnageant sur le bain oxyde vers les structures supérieures du cœur fortement chauffées, se traduit par une température à la surface de la couche de métal supérieure à la température de fusion de l'acier (température d'interface entre la couche de métal et la face interne de la cuve). La couche métallique transfère donc en raison du déséquilibre qui apparaît entre les températures d'interface un flux de chaleur plus élevé vers la cuve. Cela se traduit par un phénomène de concentration de flux de chaleur, appelé *focusing effect*, induisant un pic de flux de chaleur sur la cuve au droit de la couche métallique (figure 9.4), qui est d'autant plus marqué que l'épaisseur de métal surnageant est faible et que la masse d'oxydes – dans laquelle la puissance résiduelle est libérée – qui est présente sous la couche métallique est importante. En présence d'eau, la formation d'une croûte

---

122. Le « lit de débris » est le terme utilisé pour désigner l'ensemble constitué du corium proprement dit issu du cœur accidenté et qui va se retrouver en fond de cuve. Il contient éventuellement des amas solidifiés, et des morceaux de structures du bas des assemblages de combustible (grilles, etc.) qui peuvent être tombés dans ce corium.

123. Le comportement du corium en fond de cuve est ici résumé ; il est plus largement développé au paragraphe 5.1.2 de l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013.

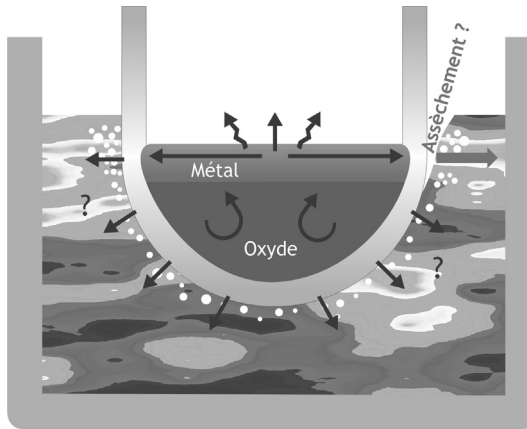


Figure 9.4. Distribution du flux de chaleur et risque d'assèchement. © Georges Goué/IRSN.

métallique à la surface du bain va réduire le déséquilibre dans les températures d'interface et limiter ce phénomène de concentration.

Par ailleurs, compte tenu de l'épaisseur importante de la paroi de la cuve et de l'intensité des flux de chaleur à évacuer à travers celle-ci, la cuve va fondre partiellement depuis sa face interne et son épaisseur se réduire à quelques centimètres pour des flux d'assèchement de l'ordre de  $1,5 \text{ MW/m}^2$ . Des phénomènes d'instabilité de croûte de corium peuvent alors se manifester au contact du film d'acier liquide, provoquant le transfert de l'acier fondu sous-jacent dans le bain de corium et entraînant des flux de chaleur transitoires localement très intenses lorsque le corium liquide entre à nouveau en contact avec la paroi<sup>124</sup>. Sur un plan mécanique, quelques centimètres d'acier résiduel seraient suffisants pour assurer la tenue de la cuve dès lors que le refroidissement externe serait assuré et que la cuve aurait été préalablement dépressurisée.

Si une rétention de corium en cuve apparaît possible pour des réacteurs de taille et puissance faibles, des incertitudes subsistent pour déterminer jusqu'à quel niveau de puissance elle pourrait l'être sans risquer de provoquer des conséquences encore plus graves. En effet, si le percement de la cuve devait survenir alors que le puits de cuve est complètement noyé, l'éjection du corium fondu contenu dans le fond de cuve pourrait déclencher au contact de l'eau une explosion de vapeur qui pourrait endommager l'enceinte de confinement du réacteur (voir plus loin paragraphe 9.3.1) et les composants qui contribuent à son étanchéité.

C'est pourquoi la France participe activement au projet européen *In-Vessel Melt Retention* (IVMR – « H2020 »), coordonné par l'IRSN avec la participation d'AREVA, du CEA, d'EDF et de 19 autres organismes d'étude et de recherche européens, avec l'objectif d'évaluer si une telle stratégie pourrait être appliquée avec succès aux réacteurs d'une puissance de 1 000 MWe existant en Europe (réacteurs à eau sous

124. Ce phénomène a été observé expérimentalement au cours d'essais réalisés dans le réacteur SCARABEE de bouchage total instantané (BTI) d'assemblages de combustible de réacteurs à neutrons rapides.

pression, réacteurs à eau bouillante, réacteurs de type VVER). Il est envisagé dans le projet, dont l'aboutissement est prévu en 2019, de définir une méthodologie commune pour analyser les capacités de rétention du corium en cuve et de compléter la base de données expérimentales pour réduire les incertitudes sur les phénomènes encore mal connus.

Dans le cadre de l'IVR, l'efficacité du renoyage du cœur à un instant donné conditionne la masse de corium qui sera relocalisé dans le fond de cuve et donc la valeur absolue de la puissance résiduelle qu'il faut évacuer à travers le fond de cuve. L'IRSN a, sur cette thématique, engagé des travaux de recherche concernant plus particulièrement :

- la modélisation des caractéristiques géométriques des différentes configurations possibles de « lits de débris » (porosité, surfaces d'échange, perméabilité, etc.) ;
- la modélisation des phénomènes thermohydrauliques susceptibles d'être rencontrés lors d'un renoyage pour ces différentes configurations ;
- la modélisation des phénomènes d'oxydation des mélanges oxyde-métal de corium et de production d'hydrogène ;
- la réalisation d'études d'impact du couplage de l'ensemble des phénomènes.

Le développement des modèles et leur validation s'appuient notamment sur les essais PRELUDE et les essais actuellement réalisés par l'IRSN dans l'installation PEARL à plus grande échelle dans le cadre du programme expérimental analytique sur le renoyage de lits de débris (PROGRES) de l'IRSN (voir le paragraphe 9.1).

Concernant les risques de *focusing effect*, l'IRSN s'emploie à identifier les conditions pour lesquelles la couche de matériaux métalliques peut durablement surnager sur la couche d'oxydes et donc étudie les cinétiques de transition entre ces couches en tenant compte notamment de l'apparition de croûtes aux interfaces et de l'oxydation des phases métalliques. Les expériences à ce sujet sont conduites dans le cadre du programme CORDEB évoqué au paragraphe 9.1 et se poursuivront dans l'installation utilisée pour ce programme au-delà (2016–2019) dans le cadre du programme européen IVMR, sous la coordination de l'IRSN.

Enfin, concernant l'interaction corium-eau, l'activité est fédérée au sein du projet ANR RSNR dénommé ICE<sup>125</sup> sur lequel nous reviendrons plus loin au paragraphe 9.3.1.

Une stratégie de rétention du corium en cuve a été adoptée en Finlande en 1995 à l'occasion de l'augmentation de la puissance des réacteurs VVER-440/213 à 510 MWe de la centrale électronucléaire de Loviisa, en installant un dispositif avec calorifuge mobile pour aménager un espace de refroidissement autour de la cuve et en modifiant le circuit de ventilation du puits de cuve pour créer un circuit de refroidissement. Les programmes expérimentaux (COPO<sup>126</sup> en Finlande et ULPU<sup>127</sup> aux États-Unis) et les simulations

---

125. Interaction Corium-Eau.

126. *Corium Pool Facility*.

127. *An IVR-related full-scale boiling heat transfer facility* at University of California, Santa Barbara.

numériques ont permis de vérifier que le circuit de refroidissement présentait des performances suffisantes compte tenu des distributions enveloppes du flux de chaleur sur le fond de cuve.

Concernant les nouveaux réacteurs, la stratégie de rétention en cuve a été adoptée pour l'AP600 ; compte tenu du niveau de puissance de ce réacteur (600 MWe), les marges ont été jugées suffisantes, y compris en l'absence d'injection d'eau dans la cuve, pour valider la démonstration, ce qui a permis à l'U.S.NRC de certifier ce réacteur en 1999. La démarche a ensuite été reconduite pour l'AP1000, qui a été certifié par l'U.S.NRC en 2005. Il est à souligner que les réacteurs AP600 et AP1000 n'ont pas de traversées d'instrumentation en fond de cuve.

Trois types d'éléments ont été pris en compte par l'U.S.NRC :

- des éléments de nature déterministe ;
- des évaluations apportant une confiance suffisante dans le fait que, si un percement de la cuve survenait tout de même – du fait notamment du *focusing effect* –, il n'y aurait pas d'effet « falaise », plus précisément que le puits de cuve et le radier pourraient alors assurer le confinement en résistant aux surpressions qui pourraient être induites par une interaction entre les matériaux fondus et de l'eau<sup>128</sup> ;
- des éléments de nature probabiliste, intégrant le risque de percement de la cuve et de perte précoce du confinement<sup>129</sup>.

Il est intéressant de noter que l'IVR est aussi la stratégie retenue par le concepteur du VVER 1000, qui néanmoins prévoit aussi un récupérateur externe (réacteurs de TianWan en Chine et de Kudankulam en Inde).

### **9.3. Le chargement dynamique de l'enceinte de confinement par accroissement brutal de la pression interne**

Il s'agit ici des phénomènes susceptibles d'entraîner une perte d'intégrité relativement précoce de l'enceinte, suivie d'un rejet massif de produits radioactifs dans

128. Pour l'AP1000, ceci fait l'objet de l'analyse présentée dans le document *Analysis of In-Vessel Retention and Ex-Vessel Fuel Coolant Interaction for AP1000* – NUREG/CR-6849, ERI/NRC-04-201 – August 2004. Pour l'AP600, se reporter au rapport *AP600 Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the AP600 standard Design* – NUREG-1512, 1998.

129. La réglementation américaine demande de montrer que la fréquence des rejets massifs précoces (avant 24 heures) est inférieure à  $10^{-6}$ /année.réacteur. Compte tenu des incertitudes sur les modèles de progression du corium vers le fond de la cuve, le concepteur a considéré, pour l'AP1000, une probabilité conditionnelle de défaillance de la cuve comprise entre 4 et 30 % et postulé une défaillance systématique de l'enceinte et un rejet massif dans l'environnement. Compte tenu de la fréquence calculée de défaillance du confinement de  $1,9 \times 10^{-8}$ /année.réacteur, dont 38 % conduisent à des rejets précoces, le concepteur a conclu qu'il est très en deçà de l'objectif fixé.

l'environnement. Selon la classification proposée par Norman C. Rasmussen au début des années 1970 (figure 9.5), nous distinguerons l'explosion de vapeur (mode de défaillance «  $\alpha$  ») et l'explosion d'hydrogène (mode de défaillance «  $\gamma$  ») ; il convient d'y ajouter l'échauffement direct des gaz de l'enceinte (*Direct Containment Heating* ou DCH).

### 9.3.1. L'explosion de vapeur

Le phénomène d'explosion de vapeur peut survenir lorsque deux fluides entrent en contact, l'un (en l'occurrence le corium liquide issu de la fusion du cœur) étant à une température supérieure à la température d'ébullition de l'autre (le réfrigérant). Il s'agit d'une réaction de nature thermodynamique. En pénétrant dans l'eau, le jet de corium se fragmente et vaporise l'eau de manière intense. Cette vaporisation peut créer une onde de choc qui fragmente plus finement le corium, augmentant encore la surface de contact entre les deux fluides et, de ce fait, les transferts de chaleur. Ce processus peut se propager dans le mélange corium-eau et déclencher une explosion. Le simple contact entre les deux fluides n'est pas une condition suffisante pour que se produise une telle explosion. Si la fragmentation du fluide chaud n'est que grossière (fragments millimétriques ou centimétriques), les transferts de chaleur ne seront pas suffisamment rapides et intenses, entraînant une simple production de vapeur, caractérisée par une

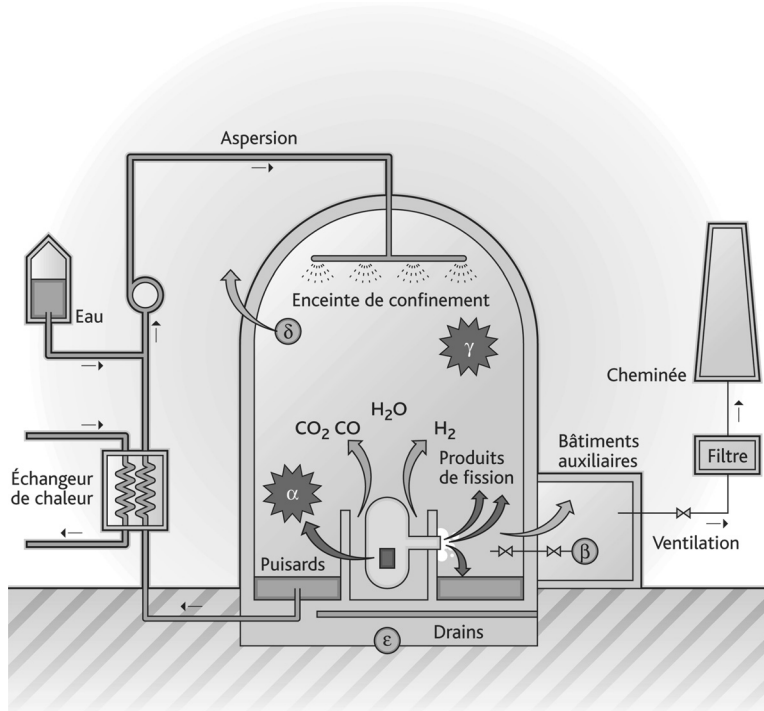


Figure 9.5. Représentation schématique des modes possibles de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement d'après le rapport Rasmussen [1].

augmentation lente en pression du système. Un fluide chaud restant liquide au contact du fluide froid par formation d'un film de vapeur et un confinement important limitant la production de vapeur dans les premiers instants sont des conditions propices au déclenchement d'une explosion très énergétique.

Les phénomènes de fragmentation fine et d'explosion ont tout d'abord été étudiés dans les années 1970 dans le cadre de l'analyse des accidents de fusion du cœur susceptibles de se produire dans les réacteurs à neutrons rapides, le réfrigérant étant du sodium. Depuis la fin des années 1980, cette étude s'est étendue au cas des REP. En France, des programmes d'essais à caractère analytique ont été conduits par le CEA pour le compte de l'IPSN puis de l'IRSN et ont permis de développer des modèles de transfert de chaleur.

Les essais BILLEAU (terminés en 1997) ont permis de caractériser les transferts de chaleur à la surface de sphères métalliques solides chauffées jusqu'à 2 200 °C et plongées dans de l'eau. Le programme TREPAM (terminé en 2003) a consisté à mesurer le flux de chaleur à la surface d'un filament de tungstène plongé dans de l'eau, pour différentes valeurs du diamètre du filament (10 à 250 µm), de température du filament (de 1 080 °C à 2 630 °C), de pression de l'eau (0,1 à 21 MPa), de sous-refroidissement de l'eau (0 à 80 °C en dessous de la température de saturation de l'eau) et de vitesse de plongée dans l'eau (0,2 à 46 m/s).

À l'étranger, des essais avec des matériaux plus représentatifs et parfois à plus grande échelle ont été réalisés. Il s'agit des programmes :

- CCM<sup>130</sup>, conduit par l'Argonne National Laboratory (États-Unis) au début des années 1990, qui a permis d'étudier la fragmentation de mélanges fondus de 2 à 12 kg d'UO<sub>2</sub>, de ZrO<sub>2</sub> et d'acier à 2 800 °C ;
- SUW<sup>131</sup> et WUMT, réalisés à Winfrith (Royaume-Uni) à la même époque avec une thermitite<sup>132</sup> à base d'uranium ;
- FITS<sup>133</sup>, conduit aux Sandia National Laboratories (États-Unis) avec une thermitite à base d'aluminium ;
- ALPHA, réalisé par le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Japon, avec le même matériau ;
- FARO, conduit par le Centre commun de recherche à Ispra (Italie), terminé en 1999, qui a permis d'étudier, dans la cuve TERMOS, la fragmentation de mélanges fondus de 18 à 176 kg d'UO<sub>2</sub> et de ZrO<sub>2</sub> et l'explosion de vapeur résultant de la chute dans de l'eau, sous des pressions de 0,2 à 5 MPa ;

---

130. *Cold Crucible Melting.*

131. *Scale-Urania-Water.*

132. Le corium est représenté par un mélange constitué d'un oxyde et d'un métal en fusion obtenu par une réaction chimique d'oxydoréduction exothermique comme celle entre l'oxyde de fer, Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, et l'aluminium (aluminothermie).

133. *Fully Instrumented Test Series.*

- KROTOS, conduit initialement par le même laboratoire de recherche puis par le CEA après 2004 dans un tube à choc (géométrie monodimensionnelle), qui a permis d'étudier la fragmentation au contact de l'eau d'un volume d'un litre de différents matériaux fondus (étain à 1 000 °C, alumine de 2 300 °C à 2 800 °C et mélange d'UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> à 2 800 °C), ainsi que l'explosion de vapeur pouvant en résulter ;
- PREMIX, réalisé par le centre d'étude de Karlsruhe (Allemagne), qui a permis d'étudier la fragmentation de 16 à 60 kg de thermitite à base d'aluminium produisant de l'alumine fondue portée à 2 300 °C ;
- ECO<sup>134</sup>, conduit par le même laboratoire, qui a permis d'étudier l'explosion résultant de la mise en contact de 6 à 18 kg d'alumine fondue et portée à 2 300 °C dans un à deux mètres d'eau.

Les résultats de ces différents programmes de recherche ont permis d'acquérir de nombreuses données expérimentales. Toutefois, les résultats étaient assez dispersés, certains essais donnant lieu à des explosions, d'autres non, sans raison apparente si ce n'est les propriétés physiques des matériaux utilisés (l'alumine fondue ayant plus tendance à produire des interactions explosives que le mélange UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> de conductivité thermique plus faible).

Sur la base des essais à caractère analytique, l'IRSN et le CEA ont développé ensemble le logiciel de simulation d'explosion de vapeur MC3D<sup>135</sup>. Ce logiciel utilise une description eulérienne avec une méthode mixte volumes finis (bilans de masse et d'énergie) et différences finies (bilan de quantité de mouvement) avec un maillage structuré (cartésien ou cylindrique) tridimensionnel. Il simule à la fois les phases de fragmentation fine et d'explosion. La complexité des phénomènes à décrire au cours de la fragmentation implique une modélisation très détaillée avec des schémas numériques précis. Le comportement du combustible est décrit à l'aide d'un modèle à trois champs :

- un champ liquide continu,
- un champ de gouttes issues de la fragmentation du champ continu,
- un champ de fragments solides fins.

Les instabilités de Rayleigh-Taylor à l'interface entre le corium et l'eau sont également modélisées.

Afin de progresser dans la modélisation des phénomènes, l'OCDE/AEN a lancé le projet international SERENA (2001–2005) [10], auquel la France a contribué (IRSN et CEA) au côté de l'Allemagne, du Japon, de la Corée, des États-Unis et de la Russie. Il avait pour objectif de dresser l'état de l'art des connaissances sur l'explosion de vapeur, de comparer les logiciels de simulation entre eux, d'évaluer leurs capacités à prédire des explosions et d'identifier les domaines où il convenait de chercher à réduire les incertitudes.

---

134. *Experiments on energy CONversion during a steam explosion.*

135. Logiciel de thermohydraulique multiphasique 3D.



Le programme international de l'OCDE/AEN SERENA-2 [11] qui lui a succédé (2005–2012) a comporté 12 essais qui furent conduits par le CEA dans l'installation KROTOS, déménagée d'Ispra à Cadarache à la fin du programme FARO, et par le Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) dans l'installation TROI<sup>136</sup> à Daejeon en Corée du Sud. L'objectif poursuivi était de mieux comprendre les mécanismes de déclenchement de l'explosion de vapeur et l'effet de la nature des matériaux utilisés pour représenter le corium, ainsi que de vérifier la capacité des modèles à reproduire les effets liés à la géométrie de la zone d'interaction.

Les essais réalisés dans l'installation KROTOS ont consisté à injecter 5 kg de corium fondu (mélange  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$  mais également des compositions plus réalistes intégrant également des phases métalliques ou de l'oxyde de fer) dans un tube (géométrie monodimensionnelle). Un système de cinématographie à rayon X permettait de filmer en temps réel la fragmentation du jet et la vaporisation de l'eau autour des fragments de corium. Dans l'installation TROI, des masses de corium plus importantes de 20 kg (compositions identiques à celles de KROTOS dans le cadre du programme SERENA) ont été injectées dans un récipient de hauteur et largeur similaires (géométrie bidimensionnelle représentative de celles de puits de cuve de REP). Les essais étaient définis à la suite de pré-calculs réalisés avec les différents logiciels de simulation. L'analyse des résultats était discutée entre experts internationaux. Le programme a comporté également des exercices de comparaison entre logiciels et des applications à l'échelle d'un réacteur.

Les programmes SERENA et SERENA-2 ont permis de progresser dans la compréhension des phénomènes de fragmentation fine d'un jet de corium dans l'eau et de l'explosion qui peut en résulter. Ils ont montré l'influence de la cinétique de solidification des fragments de corium sur l'ampleur de l'explosion (une solidification rapide limite le processus de fragmentation fine, donc les transferts de chaleur et la vaporisation de l'eau). En général, les logiciels de simulation développés de par le monde prédisent globalement bien l'énergie mécanique évaluée lors des essais utilisant de l'alumine fondue et surestiment celle évaluée lors des essais avec du corium fondu. L'analyse des images prises lors des essais réalisés dans l'installation KROTOS montre que les instabilités du film de vapeur entourant le jet de corium sont bien reproduites par les modèles du logiciel MC3D. Par ailleurs, le logiciel rend correctement compte de l'atténuation de l'onde de choc lorsque l'explosion se produit dans une géométrie bidimensionnelle du type de celles étudiées dans l'installation TROI.

En revanche, les effets liés à l'oxydation du corium pendant l'interaction ne sont pas encore bien compris. Les recherches, notamment sur la fragmentation du jet et l'oxydation du corium, se poursuivent par des études théoriques et expérimentales à caractère analytique dans le cadre du projet ICE (2013–2017), lancé en réponse à l'appel à projets RSNR de l'ANR déjà évoqué et coordonné par l'IRSN en partenariat avec le CEA, EDF et l'Université de Nancy.

---

136. *Test for Real cOrium Interaction with water.*

### 9.3.2. Les risques liés à l'hydrogène

L'hydrogène, produit principalement par l'oxydation du zirconium des gaines lors de la phase de dégradation du cœur, mais aussi par celle des autres métaux présents dans le bain de corium ou dans le radier lors de la phase d'interaction entre le corium et le béton, peut s'accumuler dans l'enceinte de confinement. Le brassage plus ou moins intense de l'atmosphère de l'enceinte de confinement influe sur la répartition de l'hydrogène qui peut ainsi ne pas être homogène. L'hydrogène peut atteindre localement des concentrations importantes qui dépassent le seuil d'inflammabilité du mélange gazeux, sachant que la détonation d'hydrogène dans une enceinte de confinement est un événement que l'on cherche à écarter.

La répartition de l'hydrogène dans l'enceinte résulte de phénomènes thermohydrauliques dont l'étude est rendue complexe par le nombre de fluides, composant l'atmosphère de l'enceinte, à traiter et par la géométrie compartimentée de l'enceinte : convection induite par les différences de température entre l'atmosphère et les parois, ainsi que par l'utilisation éventuelle de l'aspersion, condensation de la vapeur d'eau sur les parois de l'enceinte avec les gouttes d'eau résultant de l'aspersion, diffusion, phénomènes de turbulence, effet des recombineurs d'hydrogène, etc. [12, 13].

Afin d'évaluer le risque de combustion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement, l'IRSN utilise ses propres logiciels de simulation (ASTEC, TONUS et le logiciel FLUENT en attendant la mise en production de P<sup>2</sup>REMICS) validés et des critères issus de ses propres programmes de recherche, permettant de déterminer les configurations potentiellement dangereuses. Ces outils permettent de prédire la répartition et la combustion de l'hydrogène en tenant compte de l'effet des moyens de limitation des conséquences d'une fusion du cœur comme les recombineurs, l'aspersion et le système d'éventage.

Pour prédire la répartition de l'hydrogène à l'intérieur de l'enceinte, deux approches sont utilisées par l'IRSN : une modélisation fondée sur plusieurs compartiments dans lesquels les concentrations et les températures de fluides sont homogènes, et une modélisation plus détaillée multidimensionnelle avec un grand nombre de mailles. La première approche, économe en temps de calcul, est utilisée dans le logiciel ASTEC. La seconde est utilisée dans le logiciel TONUS développé par l'IRSN avec le CEA<sup>137</sup> et dans FLUENT. Ces deux approches sont complémentaires : la première permet d'identifier les scénarios nécessitant une analyse détaillée réalisée en utilisant la deuxième approche.

La validation de ces logiciels de simulation repose sur plusieurs programmes expérimentaux réalisés en France ou à l'étranger dans des installations bien instrumentées, simulant à différentes échelles la géométrie d'une enceinte de réacteur :

- l'installation PANDA (figure 9.6a), de l'Institut Paul Scherrer (PSI) à Villigen, en Suisse, constituée de quatre compartiments d'un volume total de 460 m<sup>3</sup>, permettant entre autres d'étudier la forme des écoulements de fluide ;
- l'installation THAI<sup>138</sup> (figure 9.6b), de Becker Technologies, à Eschborn, en Allemagne, constituée de plusieurs compartiments d'un volume total de

137. EDF développe le logiciel SATURNE.

138. *Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols and Iodine*.

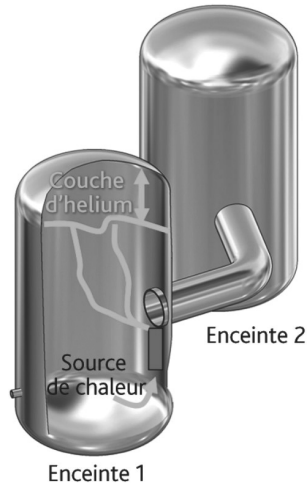


Figure 9.6a. Schéma de l'installation PANDA. © PSI.

60 m<sup>3</sup> à parois isolées thermiquement et conçue pour étudier la répartition et la combustion d'hydrogène, ainsi que le fonctionnement des recombineurs catalytiques d'hydrogène ;

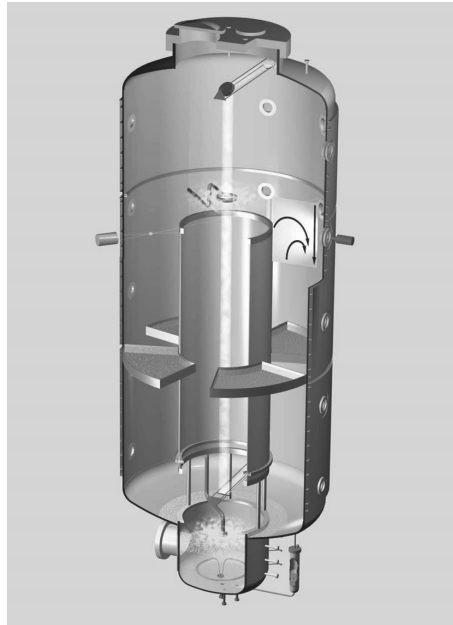


Figure 9.6b. Schéma de l'installation THAI [14].

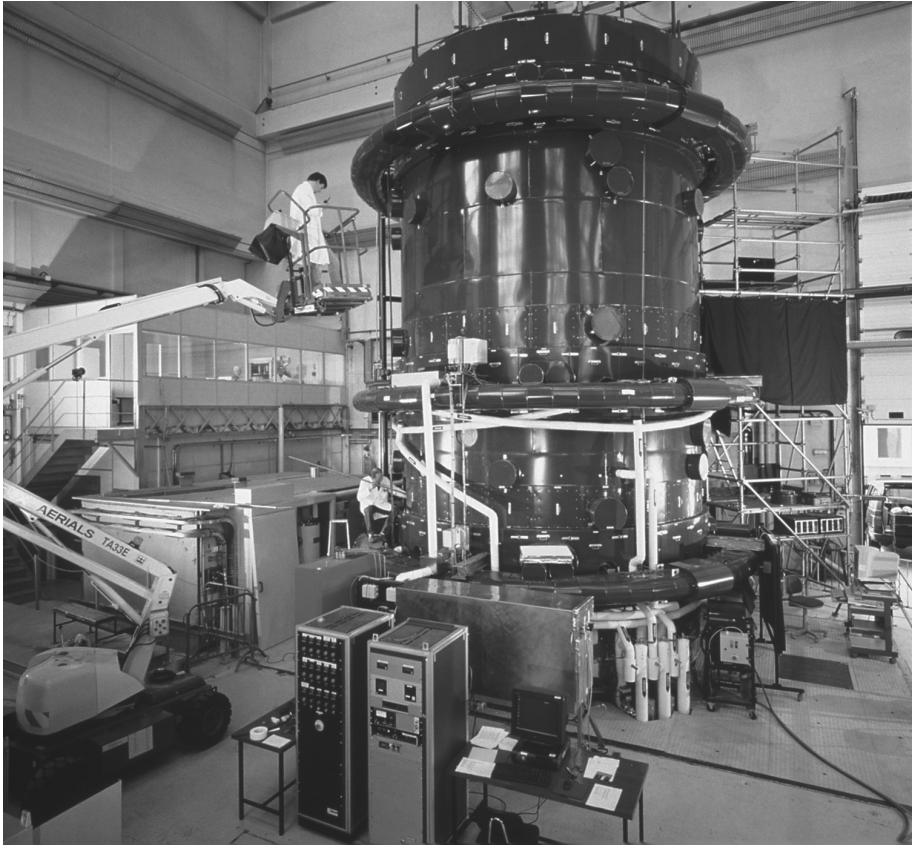


Figure 9.6c. Vue de l'installation MISTRA. © A. Gonin/CEA.

- l'installation MISTRA (figure 9.6c) du CEA à Saclay, d'un volume interne cylindrique de  $100 \text{ m}^3$ , adaptée à l'étude des phénomènes de condensation de la vapeur sur les parois et les gouttes d'aspersion ;
- l'installation TOSQAN (figure 9.6d) de l'IRSN à Saclay, d'un volume interne cylindrique de  $7 \text{ m}^3$ , dédiée également à l'étude des phénomènes de condensation et d'aspersion, ainsi que des échanges thermiques et massiques avec l'eau du puisard.

Excepté dans l'installation THAI, l'hydrogène est pour des raisons de sécurité simulé par de l'hélium, gaz ayant des propriétés physiques très voisines et présentant l'avantage de ne pas être combustible. Par ailleurs, des essais réalisés dans THAI ont confirmé la similarité des répartitions de l'hydrogène et de l'hélium dans le volume d'essais.

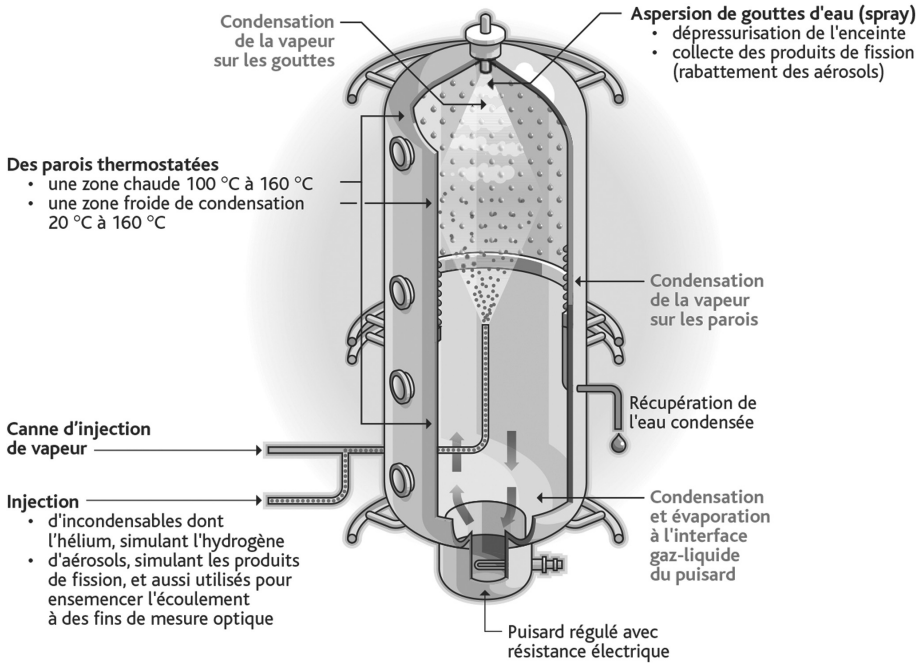


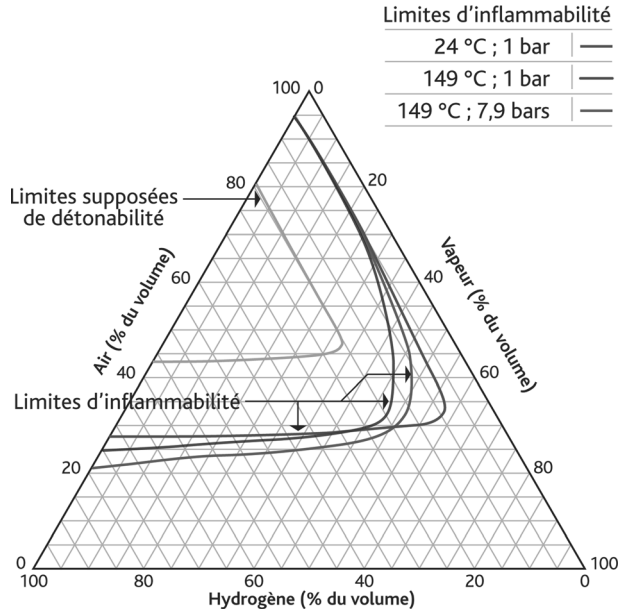
Figure 9.6d. Schéma de l'installation TOSQAN. © Stéphane Jungers/IRSN-source IRSN.

De nombreux projets ou programmes nationaux et internationaux ont permis de réunir un grand nombre de données expérimentales permettant d'étendre le domaine de validation des logiciels de simulation. Nous citerons notamment les programmes internationaux OCDE/AEN SETH (*SESAR Thermalhydraulics*, 2000–2004) dans l'installation PANDA, SETH-2 (2007–2010) associant les installations PANDA et MISTRA, THAI (2007–2009) et THAI-2 (2011–2014) dans l'installation THAI. Le programme SETH-2 a notamment permis d'étudier les phénomènes à l'origine de la déstabilisation de configurations stratifiées, sous l'effet de la chaleur dégagée par les recombineurs d'hydrogène et de l'aspersion, l'hydrogène étant, du fait de sa faible densité, initialement concentré dans la partie supérieure de l'enceinte.

Les effets d'échelle ont également fait l'objet de recherches dans le cadre du programme ERCOSAM<sup>139</sup>-SAMARA (2010–2014), soutenu par la Commission européenne et par ROSATOM (Russie), comprenant notamment des essais dans les installations PANDA, MISTRA et TOSQAN déjà citées, ainsi que dans l'installation SPOT (60 m<sup>3</sup>) en Russie. L'extrapolation des résultats aux grandes échelles a été réalisée sur la base de précalculs. Elle pourrait être confortée à l'avenir avec des essais dans l'installation russe KMS de 2 000 m<sup>3</sup> (en cours de conception).

Concernant la combustion, il est à noter qu'un mélange ternaire air-vapeur-hydrogène (figure 9.7) réputé inflammable peut conduire à différents régimes de combustion

139. *Containment thermal-hydraulics of current and future LWRs for severe accident management.*



**Figure 9.7.** Diagramme de Shapiro pour les mélanges hydrogène-air-vapeur d'eau (à noter que les limites indiquées de détonabilité ont été remises en cause par des études ultérieures). © DR.

qui dépendent principalement de la concentration maximale d'hydrogène atteinte et de la répartition de ce gaz entre les locaux :

- la déflagration laminaire,
- la déflagration rapide,
- la transition déflagration/détonation (TDD),
- la détonation – phénomène dont les conséquences peuvent être désastreuses et qu'il convient donc d'éviter.

La combustion peut être amorcée dans un mélange réputé inflammable à l'aide d'une source d'énergie de quelques millijoules. Aussi, il apparaît probable qu'en présence de sources électriques ou de points chauds, l'inflammation se produise assez rapidement après l'entrée du mélange gazeux dans le domaine de combustion. Par contre, il faut une source d'énergie beaucoup plus importante (au moins 100 kilojoules) pour déclencher une détonation stable du mélange : ceci explique que le cas d'une détonation directe du mélange gazeux dans l'enceinte de confinement puisse être écarté et que le seul mécanisme retenu comme pouvant entraîner une détonation est l'accélération de flamme et la transition déflagration-détonation.

Deux types de critères ont ainsi été définis et adoptés :

- le critère «  $\sigma$  » qui porte sur l'accélération de flamme. La grandeur  $\sigma$  est le facteur d'expansion du mélange, rapport des densités des gaz frais et des gaz brûlés à

pression constante. Il s'agit donc d'une propriété intrinsèque du mélange considéré, la valeur critique  $\sigma^*$ , au-delà de laquelle l'accélération de flamme est possible, dépend de la température initiale des gaz et de la stabilité de la flamme ; elle a été déterminée à l'aide des résultats de nombreuses expériences à différentes échelles et dans différentes géométries ;

- le critère «  $\lambda$  » : de manière similaire, des conditions nécessaires ont été établies pour apprécier la possibilité d'une transition entre les régimes de déflagration et de détonation (TDD). Elles reposent sur la comparaison d'une longueur caractéristique de la géométrie du local étudié et de la taille des cellules de détonation (notée  $\lambda$ ) qui caractérise la réactivité du mélange.

L'étude de la propagation d'une flamme après inflammation, dans un mélange d'air, de vapeur et d'hydrogène a fait l'objet de nombreux programmes expérimentaux [15]. L'objectif de ces essais était double : étudier la transition entre les modes de combustion et produire une base de données expérimentales pour valider les outils de simulation.

Sur ce sujet, l'IRSN entretient une collaboration de longue date avec l'Institut de combustion aérothermique réactivité et environnement (ICARE) du CNRS à Orléans. En plus de la détermination des limites d'inflammabilité des mélanges, les travaux entrepris dans le cadre de cette collaboration ont permis notamment d'affiner le critère d'accélération de flamme «  $\sigma$  ».

Ainsi, un programme d'essais analytiques est mené, depuis 2004, dans l'installation ENACCEF (« Enceinte accélération de flamme ») d'ICARE (figure 9.8). Cette installation a été conçue pour représenter à l'échelle 1/24 la casemate d'un générateur de vapeur et le dôme de l'enceinte de confinement d'un REP de 900 MWe. Aussi, ENACCEF est composée

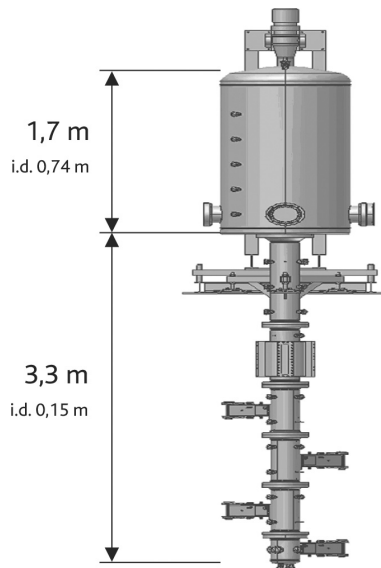


Figure 9.8. Schéma de l'installation ENACCEF [16].

d'un dôme de volume ajustable entre 781 et 958 litres (représentant le volume libre de l'enceinte situé au-dessus du générateur de vapeur), relié à un tube cylindrique de 3,2 m de haut et de 0,17 m de diamètre interne (représentant la casemate du générateur de vapeur), pouvant contenir des obstacles, dans lequel est étudiée l'accélération de la flamme. L'instrumentation mise en œuvre comporte des capteurs photomultiplicateurs et des capteurs de pression pour mesurer la progression du front de flamme et la pression générée le long du tube. Par ailleurs, la composition du mélange gazeux est analysée à plusieurs emplacements de la section d'essai et des techniques de mesure par vélocimétrie par effet doppler à laser (LDV<sup>140</sup>) et par vélocimétrie par images de particules (PIV) sont utilisées pour mesurer le champ de vitesse de l'écoulement avant l'arrivée de la flamme.

Les essais ont permis d'affiner l'expression des valeurs critiques du facteur d'expansion «  $\sigma$  » pour les mélanges homogènes et de l'étendre partiellement aux mélanges hétérogènes.

Des essais à plus grande échelle avaient également été réalisés auparavant dans l'installation RUT de 62 m de long, située en Russie à l'Institut Kurchatov de Moscou. Cette installation se compose d'un canal rectiligne (« canyon ») connecté à une cavité, elle-même reliée à un second canal plus court et incurvé à son extrémité. Toutes ces zones ont une section rectangulaire et peuvent être éventuellement obstruées par des obstacles. Cette géométrie permet d'étudier à la fois l'accélération monodirectionnelle de la flamme dans les canaux et les effets tridimensionnels ou interactions plus complexes dans la cavité. Les mélanges utilisés contenaient de l'hydrogène, de l'air et éventuellement un diluant (vapeur d'eau). Un programme d'essais réalisés pour le compte de l'IPSN en partenariat avec les chercheurs allemands du centre de Karlsruhe (FzK) a permis d'étudier les différents régimes de combustion et d'obtenir des valeurs des critères «  $\sigma$  » d'accélération de flamme et «  $\lambda$  » de taille des cellules de détonation, critères utilisés pour prédire les différents régimes de combustion dans les logiciels de simulation ASTEC et TONUS<sup>141</sup>.

Ce programme a été complété par le programme HYCOM (*integral large scale experiments on HYdrogen COMbustion for severe accident code validation*, 2000–2003) soutenu par la Commission européenne, qui avait pour objectif l'étude de l'accélération de flamme dans les mélanges d'hydrogène et d'air (sans eau) en particulier la validation du critère «  $\sigma$  ». L'effet de l'expansion des gaz brûlés (effet piston) et celui du compartimentage ont été étudiés lors de 12 essais réalisés dans l'installation RUT. Les effets liés à la présence d'exutoires de pression, aux gradients de concentration et aux changements de section ont été étudiés à l'aide de 46 essais à caractère plus analytique réalisés en utilisant les installations à plus petites échelles DRIVER et TORPEDO du centre de Karlsruhe en Allemagne. Elles étaient constituées de deux tubes cylindriques de diamètres respectifs 174 mm et 520 mm et de longueurs respectives 12 m et 6 m. Ce programme, auquel l'IPSN (puis l'IRSN) a activement participé avec le soutien d'EDF, a également comporté un exercice d'intercomparaison de logiciels de simulation à l'échelle

140. *Laser Doppler Velocimetry*.

141. À noter que le logiciel allemand équivalent, COM3D, utilise des critères équivalents.



d'un réacteur, étudiant une géométrie d'enceinte de confinement semblable à celle d'EPR.

Les recherches sur la répartition de l'hydrogène à l'intérieur de l'enceinte de confinement d'un réacteur (effets de l'aspersion, ainsi que des recombineurs – voir ci-après), sur la combustion (transition déflagration détonation à grande échelle) et d'explosion se poursuivent dans le cadre du programme MITHYGENE<sup>142</sup> (2013–2018). Ce programme a été lancé en réponse à l'appel à projets RSNR de l'ANR déjà évoqué et coordonné par l'IRSN en partenariat avec le CEA, ICARE, AREVA Expansion, le centre de recherches allemand de Jülich (KfJ), EDF et Air Liquide.

Pour réduire la teneur en hydrogène dans les enceintes de confinement lors d'un accident avec fusion du cœur, des recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène (figure 9.9) ont été installés dans toutes les enceintes des réacteurs du parc français.

L'étude du comportement des recombineurs en situation représentative d'un accident de fusion du cœur a fait l'objet de nombreux programmes d'essais réalisés notamment par les constructeurs (SIEMENS, AECL, etc.). L'IPSN (puis l'IRSN) a conduit en partenariat avec EDF le programme d'essais H2-PAR<sup>143</sup> (1998 à 2000) dont l'objectif était d'étudier l'empoisonnement éventuel des sites de catalyse dans les recombineurs par les produits de fission, notamment les halogènes. L'installation comportait un four qui permettait de porter environ 10 kg d'un mélange  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$  à 2 900 °C. Des composés inertes représentatifs des principaux produits de fission étaient inclus dans ce mélange. Les aérosols et les gaz se dégageant du mélange en fusion se répandaient à l'intérieur d'une enceinte en Terphane de 7,6 m<sup>3</sup> dans laquelle était installée une maquette représentative d'un recombineur d'hydrogène utilisé dans les réacteurs du parc français. Les essais ont

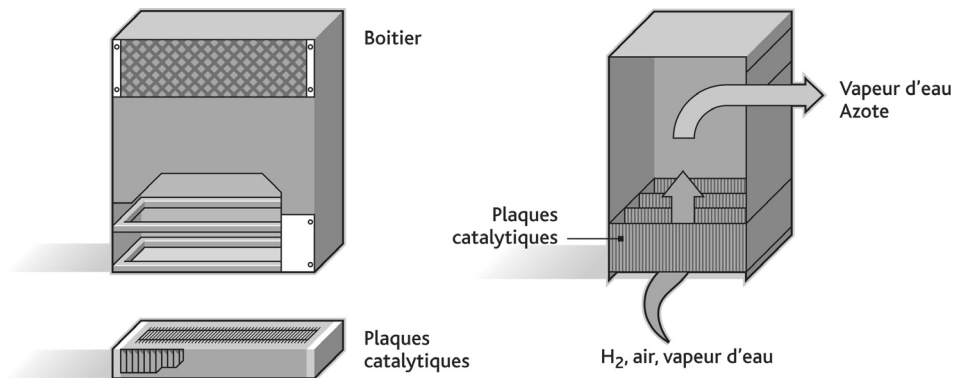


Figure 9.9. Schéma de principe d'un recombineur catalytique passif d'hydrogène. © IRSN.

142. Amélioration de la connaissance du risque hydrogène et de sa gestion en situation d'accident de fusion du cœur (MITigation HYdroGENE).

143. *Hydrogen Passive Autocatalytic Recombiners*.

également permis d'étudier le risque d'inflammation de l'hydrogène à l'intérieur du recombineur. L'atmosphère de l'enceinte contenait un mélange d'air, d'hydrogène et de vapeur d'eau dont les proportions constituaient l'un des paramètres étudiés. La sensibilité des performances de recombinaison à différents paramètres géométriques (nombre de plaques catalytiques, hauteur de la cheminée) et chimiques (plusieurs plaques catalytiques étaient remplacées par des plaques chimiquement neutres) a pu également être étudiée.

Le programme d'essais KALI H<sub>2</sub>, réalisé par le CEA à la fin des années 1990 en partenariat avec EDF, a également permis d'étudier les effets de l'humidité, de l'exposition à des fumées de feux de câbles et au monoxyde de carbone sur les performances des recombineurs. Les résultats de ce programme ont mis en évidence le faible impact de l'humidité sur les performances des recombineurs. Ils ont montré aussi la désactivation de la recombinaison par le monoxyde de carbone pour les atmosphères pauvres en oxygène et une perte d'efficacité d'environ 5 % des performances de recombineurs exposés aux fumées de feux de câbles. L'incendie survenu le 10 mai 2011 dans l'enceinte du réacteur n° 2, à l'arrêt, de la centrale nucléaire de Ringhals en Suède a mis en évidence aussi la possibilité de perforation des plaques catalytiques par les produits chlorés issus de la combustion de matières en plastique. Aussi, des investigations sont menées conjointement par l'IRSN et le centre de recherches de Jülich pour étudier l'effet des feux de câble sur les recombineurs. Les premiers résultats de cette étude montrent le retard au démarrage de la recombinaison pour les plaques catalytiques exposées aux fumées des feux de câble [17].

Lors de l'essai Phébus FPT3, des échantillons de plaques de recombineur de différents constructeurs ont été exposés pendant quelques dizaines de minutes aux aérosols et vapeurs radioactifs présents dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement. La faible teneur en oxygène dans ce réservoir, pour des raisons de sécurité, a quelque peu compliqué l'analyse des résultats qui n'ont néanmoins pas mis en évidence de phénomène inattendu.

Pour instruire l'effet d'un manque d'oxygène, celui du monoxyde de carbone ou encore celui de la présence de poussières sur le démarrage et l'efficacité des recombineurs, l'IRSN travaille avec le centre de recherches de Jülich en Allemagne, qui dispose de la plateforme expérimentale REKO avec plusieurs installations à différentes échelles (figure 9.10). L'IRSN développe sur la base des résultats expérimentaux le logiciel de simulation SPARK qui permet de prendre en compte l'ensemble des phénomènes physico-chimiques régissant la recombinaison. Cette collaboration a d'ores et déjà permis de définir les limites d'inflammation de l'hydrogène par les recombineurs. Ces résultats ont été confirmés par le programme des essais réalisés dans le cadre des projets OCDE THAI et THAI-2. Les leçons tirées de ces divers essais permettent d'améliorer les modèles intégrés dans les logiciels de simulation utilisés à l'IRSN (dont ASTEC) et de parfaire en conséquence les évaluations que l'IRSN est amené à produire au regard du risque d'explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement des réacteurs, dans les espaces entre enceintes pour les réacteurs de 1 300 MWe et 1 450 MWe, ainsi que dans les bâtiments d'entreposage du combustible (et dans l'installation ITER).



Figure 9.10. Vue de la plateforme REKO. © Forschungszentrum Jülich.

### 9.3.3. *L'échauffement direct des gaz dans l'enceinte*

L'échauffement direct des gaz de l'enceinte a tout d'abord été étudié expérimentalement et analytiquement par les Américains dans les années 1990 pour les REP des sites de Zion, Surry et Calvert Cliffs. En cas de rupture sous pression de la cuve d'un réacteur, un corium pourrait être éjecté et fragmenté dans le puits de cuve puis les fragments transportés dans l'enceinte de confinement. Les composés métalliques du corium (tels que le zirconium et le fer) s'oxyderaient au contact de la vapeur d'eau et de l'air présents dans l'enceinte, dégageant de la chaleur et produisant une quantité d'hydrogène qui s'ajouterait à celle déjà produite par l'oxydation des gaines au début de l'accident et non recombinaison. L'échauffement des gaz de l'enceinte par rayonnement et convection, et la combustion de l'hydrogène entraîneraient un accroissement brutal de la pression à l'intérieur de l'enceinte, susceptible, selon la masse de corium éjecté et l'hydrogène produit, de menacer son intégrité.

Les études américaines ont permis de conclure que la dispersion du corium et l'amplitude de la surpression en résultant étaient très sensibles à la géométrie du puits de cuve. Des essais à caractère analytique, dans lesquels le corium était simulé par de l'eau et la géométrie étudiée (puits de cuve et chemins de communication avec le volume

libre de l'enceinte) était celle d'un réacteur de 900 MWe, ont été conduits à KAERI en Corée du Sud pour le compte de l'IPSN à la fin des années 1990. Les résultats ont permis d'établir un modèle empirique qui a été intégré dans le logiciel de simulation ASTEC, fournissant la fraction de corium éjectée hors du puits de cuve en fonction des paramètres géométriques et des conditions d'éjection.

Au début des années 2000, l'IRSN a lancé un nouveau programme de recherche en partenariat avec des chercheurs allemands dans l'installation DISCO<sup>144</sup> du centre de Karlsruhe, constituée de deux dispositifs expérimentaux. Le premier était une maquette en plexiglass permettant de visualiser les écoulements, le corium étant simulé par de l'eau, du gallium ou du métal de Wood<sup>145</sup>, un alliage à bas point de fusion. Le second permettait de réaliser des expériences plus représentatives, le corium étant représenté par un mélange de 10 kg d'alumine et de fer en fusion, obtenu par une réaction d'oxydo-réduction exothermique, porté à environ 2 700 °C. Plusieurs géométries ont été étudiées dans ces dispositifs : celles d'un EPR, d'un réacteur de type P'4 (1 300 MWe), d'un VVER-1000 et d'un REP allemand KONVOI. Le programme financé par l'IRSN<sup>146</sup> a comporté 60 essais analytiques à basse température et douze essais intégraux à haute température sur une maquette au 1/16<sup>e</sup> de l'enceinte de confinement d'un réacteur P'4, représentant la géométrie du puits de cuve, les compartiments en communication avec le puits de cuve et le dôme.

Les résultats expérimentaux ont été analysés à l'aide du logiciel de simulation MC3D (paragraphe 9.3.1). L'analyse a permis d'établir une corrélation donnant la fraction de corium dispersé axialement dans le puits de cuve en fonction de la pression régnant dans la cuve au moment de sa rupture. Un autre enseignement est que l'accroissement de la pression dans l'enceinte provient essentiellement de la combustion de l'hydrogène produit lors de la dispersion du corium et dans une moindre mesure de celui préexistant dans l'enceinte à l'instant de la rupture de la cuve. Le taux de production d'hydrogène après la rupture de la cuve est corrélé à la fraction de corium dispersé axialement dans le dôme.

Ces résultats ont permis d'améliorer sensiblement le modèle d'échauffement direct de l'enceinte du logiciel de simulation ASTEC et de l'appliquer avec une plus grande confiance à la géométrie des REP du parc français.

## 9.4. Le rejet de produits radioactifs

L'amplitude et la nature des rejets de produits radioactifs dépendent de trois principaux processus :

- l'émission des produits radioactifs par le combustible lors de son endommagement,
- le transport de ces produits radioactifs dans les circuits du réacteur,
- leur comportement dans l'enceinte de confinement.

---

144. *Dispersion of simulated corium.*

145. Le métal de Wood est un alliage eutectique composé de bismuth, de plomb, d'étain et de cadmium. Son point de fusion est d'environ 70 °C.

146. Hormis pour le cas des KONVOI.

La volatilité des produits radioactifs dépend de leur état physique, lui-même déterminé par la nature chimique sous laquelle ils se trouvent. Les réactions chimiques jouent donc un rôle clé, sachant qu'elles interviennent sur une plage de température très étendue (de 50 °C à 3 000 °C) et qu'elles concernent un grand nombre d'éléments : les produits de fission, le combustible et les matériaux de structure du cœur (zirconium, acier, matériaux absorbant les neutrons tels que AIC et/ou carbure de bore, etc.). Ces matériaux libèrent une masse considérable de vapeur et d'aérosols, qui peut être bien supérieure à celle de tous les produits de fission réunis. Ensuite, intervient également la nature des matériaux constitutifs des parois des circuits et de l'enceinte de confinement.

Les recherches menées spécifiquement (expériences analytiques) sur les trois processus précités sont développées dans les paragraphes suivants. Les enseignements tirés, à l'égard de chacun de ces processus, des essais plus globaux (intégraux) du programme Phébus-PF seront ensuite précisés.

Les éléments en référence [18] constituent une synthèse des connaissances acquises sur le rejet de produits radioactifs en cas de fusion accidentelle du cœur.

#### **9.4.1. L'émission des produits radioactifs par le combustible**

L'émission de produits de fission par le combustible au cours de son échauffement a été étudiée en France dans les programmes expérimentaux HEVA<sup>147</sup> (8 essais dans les années 1980) et VERCORS<sup>148</sup> (17 essais, de 1989 à 2002), réalisés par le CEA au centre de Grenoble pour le compte de l'IPSN et d'EDF. À peu près à la même époque, des programmes similaires étaient réalisés à l'étranger :

- les essais HI<sup>149</sup> (6 essais) et VI<sup>150</sup> (7 essais) réalisés à l'Oak Ridge National Laboratory (ORNL), États-Unis,
- les essais VEGA<sup>151</sup> (10 essais) réalisés par le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Japon,
- les essais AECL-CRL (plus de 300 essais) réalisés par l'Atomic Energy of Canada Limited (AECL), aux Chalk River Laboratories, Canada.

Tous ces essais consistaient à chauffer dans un four des échantillons de combustible ayant séjourné dans un réacteur, à identifier les produits de fission libérés et à mesurer les quantités émises, en utilisant la spectrométrie gamma en ligne et d'autres techniques d'analyse radiochimique sur des prélèvements. Les principaux paramètres étudiés étaient la nature du combustible, son taux de combustion, la présence ou non d'une gaine, la température maximale atteinte au cours de l'essai et la composition du gaz s'écoulant autour du combustible : mélange de vapeur d'eau et d'hydrogène dans des proportions variables, gaz neutres, air.

---

147. Hélium, vapeur.

148. Vérification réaliste du confinement des réacteurs.

149. *Horizontal Induction.*

150. *Vertical Induction.*

151. *Verification Experiments of radionuclides Gas/Aerosol release.*

En France, les six premiers essais du programme VERCORS (VERCORS-1 à 6) ont été réalisés entre 1989 et 1994 sur des échantillons de combustible d'UO<sub>2</sub> chauffés jusqu'à 2 300 °C. Puis, deux séries d'essais, VERCORS HT (trois essais) et RT<sup>152</sup> (huit essais), suivirent entre 1996 and 2002 à plus haute température, jusqu'à la fusion du combustible. Ces essais mettaient en œuvre des combustibles UO<sub>2</sub> et MOX sous forme de segments de crayon ou de lit de débris. Le dispositif utilisé pour les essais HT comportait en aval du combustible un canal refroidi et instrumenté permettant d'étudier le comportement des produits de fission émis lors de leur transfert dans un circuit primaire, notamment leur dépôt sur les parois.

Les échantillons de combustible consistaient généralement en un segment de crayon contenant trois pastilles et leur gaine, prélevé sur des crayons ayant séjourné plusieurs années dans un réacteur d'EDF. Dans la plupart des essais, ce segment était ré-irradié pendant plusieurs jours dans un réacteur d'essais (réacteur SILOE à Grenoble, puis réacteur OSIRIS du centre de Saclay après l'arrêt du réacteur SILOE) afin de reconstituer l'inventaire de produits de fission à vies courtes, tel que l'iode 131, disparus depuis que le crayon avait été déchargé du cœur du réacteur d'origine.

Ces essais ont permis d'acquérir une base de données expérimentales très précises sur les cinétiques d'émission des produits de fission et des actinides dans différentes configurations. Cette base a servi au développement et à la validation de modèles empiriques implantés dans le logiciel de simulation ASTEC. Un outil de simulation plus sophistiqué, MFPR<sup>153</sup>, fondé sur une description plus détaillée des phénomènes physiques et physico-chimiques, a également été développé par les chercheurs de l'Institut de sûreté nucléaire de l'Académie des sciences de Russie (IBRAE) à Moscou en collaboration avec l'IRSN ; il est utilisé pour analyser les résultats des essais.

Il ressort de tous ces travaux de recherche qu'il est possible de distinguer très schématiquement :

- les produits de fission volatils, tels que les isotopes de krypton (Kr), xénon (Xe), iode (I), césium (Cs), rubidium (Rb), tellure (Te), antimoine (Sb), qui sont quasiment totalement libérés par le combustible dès que celui-ci atteint 2 300 °C ;
- les produits de fission semi-volatils, tels que les isotopes de molybdène (Mo), baryum (Ba), yttrium (Y), rhodium (Rh), palladium (Pd), technétium (Tc), dont le taux d'émission, compris entre 10 et 100 %, dépend fortement du potentiel d'oxygène du fluide s'écoulant le long du combustible étudié<sup>154</sup> ;
- les produits de fission peu volatils, tels que les isotopes de strontium (Sr), niobium (Nb), ruthénium (Ru), lanthane (La), cérium (Ce), europium (Eu), neptunium (Np) et de certains actinides tels que l'uranium (U), généralement émis au maximum à 10 %,

---

152. *Release of Transuranics.*

153. *Module for Fission Product Release.*

154. Les oxydes de molybdène sont bien plus volatils que le molybdène métal, ce qui explique que de plus grandes quantités sont émises sous vapeur d'eau ; c'est l'inverse pour le baryum dont l'émission de la forme métallique est favorisée sous hydrogène.

avec l'exception notable du ruthénium qui possède une plus grande volatilité lorsque le combustible est exposé à de l'air plutôt qu'à de la vapeur d'eau ;

- les produits de fission non volatils et les actinides, tels que les isotopes de zirconium (Zr), néodyme (Nd) et de plutonium (Pu) pour lesquels aucune émission n'a vraiment été décelée lors des différents essais.

L'installation VERCORS a été démantelée et une nouvelle installation ayant les mêmes fonctionnalités, VERDON, a été construite par le CEA sur le site de Cadarache. L'installation permet d'étudier, en plus du relâchement, le transport et le dépôt des produits de fission dans des tubes à gradient thermique. Des essais avec du combustible MOX et du combustible  $\text{UO}_2$  à des taux de combustion élevés, sous mélange d'hydrogène et de vapeur d'eau, ainsi qu'un essai en présence d'air ont été réalisés dans cette nouvelle installation dans le cadre de l'*International Source Term Program* (ISTP, 2005–2013).

L'émission de produits de fission lors du renoyage d'un cœur a été étudiée expérimentalement dans les essais LOFT-FP déjà évoqués au paragraphe 9.1. Ils ont montré un fort relâchement d'espèces volatiles (isotopes de l'iode et du césium) lors de l'emballement de l'oxydation des gaines. Des essais ont également été effectués au début des années 2000 dans le cadre du programme ISTC 1648 conduit par le Scientific Research Institute of Atomic Reactors (NIAR) en Russie, sur des tronçons de crayons irradiés provenant d'un réacteur VVER portés à 1 700 °C.

L'émission de vapeurs et d'aérosols relâchés par les barres de commande contenant un alliage d'argent, d'indium et de cadmium (AIC) a été modélisée grâce aux mesures effectuées dans les années 1990 au cours d'essais spécifiques (essais EMIS<sup>155</sup>) réalisés par le CEA à Grenoble pour le compte de l'IPSN sur des échantillons de matériaux portés jusqu'à la fusion. Des échantillons d'AIC ont également été vaporisés lors de certains essais VERCORS (essais EMAIC<sup>156</sup>) pour étudier leur influence sur la chimie des produits de fission libérés.

Une fois émis par le cœur, les produits radioactifs et les éléments provenant de la dégradation des structures du cœur subissent un refroidissement rapide. Les vapeurs se condensent, formant des aérosols (phénomène de nucléation homogène), ou se condensent sur des aérosols déjà formés (phénomène de nucléation hétérogène) ainsi que sur les parois du circuit primaire. Les vapeurs de certains produits de fission, tels que le césium et l'iode, peuvent de plus réagir chimiquement avec les matériaux des parois du circuit (Ni, Cr, Fe) et se fixer de manière plus ou moins réversible. En effet, le chauffage de la paroi sous l'effet de la puissance dégagée par les produits de fission ou la diminution des pressions partielles de ces éléments dans le fluide s'écoulant dans le circuit peuvent entraîner une ré-émission de certains des produits de fission déposés.

---

155. Émission de produits de fission.

156. Émission de l'argent, de l'indium et du cadmium.

### 9.4.2. *Le transport des produits radioactifs dans les circuits du réacteur*

Les mécanismes régissant le transport – et le dépôt – des aérosols dans un circuit ont fait l'objet de nombreuses études expérimentales et théoriques, souvent d'ailleurs hors du domaine nucléaire. Ces travaux ont permis d'établir des modèles de base qui ont été implantés dans les logiciels de simulation des accidents de fusion du cœur comme ASTEC. Il s'agit de l'agglomération des aérosols contribuant à l'accroissement de leur taille, de la thermophorèse et de la diffusiophorèse<sup>157</sup>, phénomènes responsables de dépôts en présence respectivement d'un gradient de température entre le fluide porteur et la paroi ou de condensation du fluide porteur sur la paroi, de sédimentation par gravité ou d'impaction sur une paroi en cas de changement de direction du fluide porteur, de diffusion brownienne ou turbulente, etc.

Des programmes d'essais à caractère analytique ont permis de vérifier ces modèles, notamment les programmes TUBA et TRANSAT réalisés dans les années 1990 par l'IPSN pour étudier la thermophorèse et la diffusiophorèse, le programme DEVAP<sup>158</sup> réalisé à la même époque par le CEA au centre d'études de Grenoble pour le compte de l'IPSN, consistant à mesurer les dépôts par condensation d'iodure et d'hydroxyde de césium injectés dans un tube à gradient thermique contrôlé. Un tel tube présente un profil de température en paroi décroissant entre l'entrée et la sortie, représentatif des conditions thermiques régnant dans le circuit primaire d'un REP accidenté. Au Royaume-Uni, le programme FALCON a également permis d'étudier expérimentalement au début des années 1990 le dépôt de produits de fission simulés (I, Cs) dans des tubes à gradient thermique contrôlé et les interactions entre vapeurs et aérosols.

Les aérosols déposés peuvent être remis en suspension en cas d'accroissement brutal du débit du fluide s'écoulant dans le circuit, par exemple consécutivement à une tentative de renoyage du cœur. Les phénomènes en jeu ont été étudiés expérimentalement au cours des années 1990 dans l'installation STORM du Centre commun de recherche d'Ispra en Italie.

Par ailleurs, des essais ont été effectués dans l'installation ARTIST<sup>159</sup> de PSI, en Suisse, dans le cadre d'un programme international, pour étudier la rétention d'aérosols dans le circuit secondaire d'un générateur de vapeur. Les résultats obtenus ont permis d'évaluer plus précisément les rejets en cas de rupture de tubes d'un générateur de vapeur lors du fonctionnement du réacteur.

Au vu des incertitudes concernant le comportement de l'iode dans le circuit primaire, confirmée lors des essais Phébus-PF (voir plus loin), l'IRSN a construit dans ses laboratoires de Cadarache un dispositif expérimental dénommé CHIP, permettant

---

157. Déplacement des aérosols induit par la diffusion dans un milieu gazeux des molécules d'eau vers une paroi froide sur laquelle elles se condensent.

158. Dépôt en phase vapeur des produits de fission volatils sur les surfaces des circuits.

159. *Aerosol Trapping in a Steam-Generator.*



d'étudier le comportement de différentes espèces chimiques dans un circuit primaire ; le dispositif est constitué :

- de plusieurs générateurs d'espèces chimiques sous forme de vapeur ou de gaz : mélange d'hydrogène et de vapeur d'eau ( $H_2/H_2O$ ), simulants de produits de fission très volatils et réactifs tels que diiode ( $I_2$ ), césium (Cs), molybdène (Mo), produits réactifs présents en grande quantité lors de la fusion du cœur tels que bore (B), argent (Ag), indium (In), cadmium (Cd) provenant de la fusion des barres de commande du réacteur ;
- d'un circuit de chauffe permettant de porter les différents réactifs à une température comprise entre 1 500 °C et 1 600 °C ;
- d'un circuit à gradient thermique contrôlé, réalisé dans le même matériau que le circuit primaire dans lequel sont injectés les réactifs ; ce circuit comporte des dispositifs de prélèvement à haute température (de 500 à 900 °C), et à plus basse température (environ 150 °C) permettant de séparer à ces deux niveaux de température les espèces aérosols et gazeuses d'iode ;
- d'un filtre permettant de récupérer à la sortie du circuit les aérosols formés au cours du refroidissement des réactifs afin de les analyser.

Des essais ont été réalisés par l'IRSN dans le cadre de l'*International Source Term Program* (ISTP, 2005–2015) afin de quantifier les fractions d'iode volatil produites dans le circuit primaire pour des systèmes réactionnels représentatifs des conditions d'un accident de fusion du cœur de réacteur à eau. Une analyse des espèces chimiques constitutives des aérosols collectés dans le filtre permet également de mieux connaître les espèces chimiques de l'iode transportées sous forme condensée. L'analyse de ces résultats permet de mieux comprendre les réactions chimiques impliquées dans la production d'iode volatil et leurs cinétiques, et d'améliorer en parallèle les modèles de transport d'iode dans le logiciel de simulation ASTEC, permettant également de caractériser les rejets radioactifs potentiels en cas d'accident de fusion du cœur.

### **9.4.3. Le comportement des produits radioactifs dans l'enceinte de confinement**

Les aérosols émis dans l'enceinte de confinement sont également soumis à des phénomènes d'agglomération, de dépôt et éventuellement de remise en suspension. Les phénomènes physiques de base sont les mêmes que ceux agissant dans le circuit primaire. Certains composants des aérosols peuvent être hygroscopiques et absorber la vapeur d'eau présente dans l'enceinte de confinement, augmentant leur masse et accélérant leur dépôt par sédimentation. Les phénomènes de dépôt prédominants des aérosols dans l'enceinte de confinement sont la sédimentation et la diffusiophorèse. Par ailleurs, l'aspersion, qui pourrait être utilisée pour refroidir l'atmosphère de l'enceinte de confinement et en abaisser la pression, a la capacité d'accélérer le dépôt des aérosols.

Le phénomène de rabattement des aérosols par l'aspersion a été en particulier étudié à l'IRSN au cours d'un programme d'essais à caractère analytique réalisés dans

l'installation CARAIDAS (de l'IRSN) à Saclay. Ce programme a permis d'étudier et de modéliser la condensation de la vapeur d'eau sur les gouttes d'eau ainsi que son évaporation, la collecte d'aérosols par les gouttes lors de leur chute et l'absorption d'iode gazeux par ces gouttes. Des expériences sur les effets de l'aspersion ont également été effectuées à plus grande échelle dans l'installation TOSQAN déjà citée. Les résultats ont été utilisés pour développer et valider un modèle de dépôt des aérosols implanté dans le logiciel de simulation ASTEC.

Une quantité importante des produits radioactifs libérés par le cœur se retrouve *in fine* dans l'eau des puisards, à la suite de leur rabattement par l'aspersion, du lessivage des parois de l'enceinte par les condensats de vapeur d'eau ou de leur dépôt par sédimentation. Il en résulte un rayonnement radioactif intense dans les puisards. Par ailleurs, la majorité des iodures métalliques (CsI, RbI, CdI<sub>2</sub>, InI) sont solubles dans l'eau – à l'exception notable de l'iodure d'argent AgI – et forment des ions I<sup>-</sup>. Sous l'action des produits de radiolyse de l'eau et d'un grand nombre de réactions chimiques radiolytiques et thermiquement activées, les ions iodure I<sup>-</sup> peuvent être oxydés en iode volatil I<sub>2</sub> qui se dégage alors dans l'atmosphère de l'enceinte. La production d'iode volatil dépend de nombreux paramètres, le plus important étant le pH de l'eau. À pH basique, le taux de production est très faible, suggérant ainsi une contre mesure relativement simple à mettre en œuvre en cas d'accident (ajout de soude). L'eau des puisards contient également des matériaux organiques provenant notamment des peintures immergées. Les réactions de l'iode avec les radicaux organiques peuvent produire des iodures organiques volatils, tels l'iodure de méthyle CH<sub>3</sub>I, qui se dégagent également dans l'atmosphère de l'enceinte.

Ces différentes réactions chimiques ont été étudiées en France dans les laboratoires de l'IPSN au cours d'essais à caractère analytique réalisés à l'échelle de l'éprouvette en utilisant un irradiateur  $\gamma$  (programme Iode, fin des années 1980–début des années 1990).

Les émanations d'iode à partir du puisard impliquant également des transferts de masse entre l'eau et l'atmosphère de l'enceinte de confinement, des essais plus globaux ont ensuite été réalisés dans les années 1990 dans l'installation CAIMAN du CEA pour le compte de l'IPSN en partenariat avec EDF. Il s'agissait d'une enceinte de 300 litres, comprenant à sa base un puisard de 25 litres placé dans le champ d'une source de <sup>60</sup>Co délivrant un débit de dose  $\gamma$  de 10 kGy/h. Des plaques revêtues de peintures de même nature que celles utilisées dans les REP du parc électronucléaire français pouvaient être disposées dans l'eau du puisard et dans l'atmosphère du réservoir. L'eau du puisard pouvait être portée à 90 °C et celle de l'atmosphère à 130 °C. L'iode introduit dans l'eau sous forme soluble était mélangé à un traceur (<sup>131</sup>I). Un système de filtres sélectifs, appelé *Maypack*<sup>160</sup>, permettait de distinguer les différentes espèces d'iode produites (I<sub>2</sub> et

---

160. Dispositif de mesure inventé par F.G. May dans les années 1960 dans lequel un gaz prélevé circule successivement à travers une membrane piégeant les aérosols puis deux filtres : un premier filtre constitué d'un *knit-mesh* qui est une tresse argentée qui piège l'iode moléculaire, un second filtre constitué de charbons actifs (imprégnés de potassium) qui absorbe les autres formes d'iode gazeux, dont l'iode organique. La mesure des concentrations déposées dans les différents étages permet d'obtenir le résultat recherché. Des améliorations ont par la suite été apportées par différents chercheurs de l'IRSN, notamment en remplaçant le charbon actif par de la zéolithe et en mesurant en temps réel les dépôts par scrutation  $\gamma$  lorsque l'iode est radioactif.

CH<sub>3</sub>I) et leurs formes physiques (aérosols ou gaz) ainsi que d'en mesurer les quantités grâce à un spectromètre  $\gamma$ . Réalisé à l'IPSN en support au programme Phébus-PF dans une enceinte similaire de 10 m<sup>3</sup>, le programme SISYPHE a également contribué significativement au développement de modèles de transferts de masse des composés iodés en conditions de puisards évaporants.

Ces différents programmes ont permis de mieux comprendre et de modéliser les phénomènes gouvernant la production des espèces d'iode volatil dans les puisards. Ils ont également mis en évidence le rôle des peintures dont le taux d'adsorption de l'iode augmente sensiblement avec la température. La réaction n'est toutefois pas irréversible et une partie de l'iode adsorbé se revolatilise sous une forme organique. Ces recherches ont permis d'acquérir des données sur ce phénomène et d'établir de premières corrélations utilisées dans les logiciels de simulation servant à évaluer les rejets radioactifs potentiels en cas d'accident de fusion du cœur.

Au Canada, une installation pratiquement identique à l'installation CAIMAN, la RTF (*Radioiodine Test Facility*), a été utilisée par l'AECL dans les laboratoires de Chalk River pour réaliser de nombreux programmes expérimentaux relatifs à la production d'iode volatil dans les puisards. Nous citerons en particulier les essais Phébus-RTF, menés dans le cadre du programme international Phébus-PF. Ils ont permis de quantifier les effets liés à la présence d'argent insoluble dans l'eau des puisards, observés lors des premiers essais Phébus-PF, conduisant, lorsque l'argent est en excès, à réduire significativement la concentration des ions I<sup>-</sup> et par là-même la production d'iode volatil dans les puisards, même lorsque le pH est acide.

Des essais analytiques ont été réalisés dans le cadre de deux programmes internationaux conduits par CNL sous l'égide de l'OCDE/AEN, auxquels la France a participé, les programmes BIP (*Behaviour of Iodine Project*, 2007–2011) et BIP2 (*Behaviour of Iodine Project - Phase 2*, 2011–2014). Ils ont eu pour objectif d'étudier plus en détail la production d'iode organique et d'établir des modèles plus précis que ceux obtenus jusqu'à présent, permettant d'extrapoler avec plus de confiance les résultats obtenus en laboratoire à l'échelle du réacteur.

Au vu des incertitudes sur le comportement de l'iode, l'IRSN a construit dans ses laboratoires de Cadarache une nouvelle installation, EPICUR, pour étudier plus en détail les processus physico-chimiques de production d'iode volatil ; les essais ont été engagés en 2005. L'installation comprend un réservoir de 5 litres pouvant être porté à 120 °C et placé dans le champ de six sources de cobalt 60 délivrant un débit de dose de rayonnement  $\gamma$  moyen de 2,5 kGy/h. L'iode est tracé par de l'iode 131 et un *Maypack* scruté en temps réel par un spectromètre  $\gamma$  permet de mesurer avec précision les cinétiques de production d'iode volatil ainsi que sa nature, iode moléculaire ou organique. Une série de 30 essais ont été réalisés dans le cadre du programme international ISTP (2005–2013) et ont permis d'étudier la formation d'iode organique à partir de surfaces peintes, immergées ou non ; ces essais ont révélé l'importance de la production d'iode organique à partir de surfaces peintes lorsque celles-ci sont dans l'atmosphère du réservoir.

Les essais ont aussi permis d'étudier la formation et la stabilité des oxydes d'iode (IO<sub>x</sub>) formés sous rayonnement dans l'atmosphère de l'enceinte. En effet, l'iode présent sous

formes moléculaire et organique dans l'atmosphère de l'enceinte peut réagir avec les produits de radiolyse de l'air, ozone et oxydes d'azote, pour former des oxydes et nitroxydes d'iode, non volatils. Ces aérosols sont susceptibles de se déposer dans l'enceinte ou dans les filtres en cas d'événement de l'enceinte. Des essais préliminaires réalisés en laboratoire en Allemagne (programme PARIS), en support à la compréhension des résultats du programme Phébus-PF, avaient déjà montré l'importance de ces réactions, même pour de faibles concentrations en iode moléculaire. Les mécanismes de formation et de décomposition des IOx font encore l'objet de recherches dans le cadre des programmes OCDE/AEN STEM<sup>161</sup> et STEM-2 conduit par l'IRSN en vue de développer les modèles associés.

L'installation EPICUR est également utilisée, notamment dans le cadre du programme OCDE/AEN STEM (2011–2015) pour étudier la stabilité des aérosols d'iode sous rayonnement et pour différents taux d'humidité, l'effet du vieillissement des peintures sur leur capacité à adsorber de l'iode et à relarguer des iodures organiques volatils, et enfin les mécanismes de revolatilisation à long terme de l'iode déposé sur les parois ou dans les média filtrants. L'analyse des résultats permettra de réduire les incertitudes sur la prédiction des rejets potentiels d'iode en cas d'accident de fusion d'un cœur de réacteur.

Au début des années 2000, des essais réalisés par l'IPSN en laboratoire à Saclay (essais RECI<sup>162</sup>) ont montré que l'échauffement de l'air chargé en aérosols passant à l'intérieur des recombineurs d'hydrogène peut entraîner la décomposition des iodures métalliques (typiquement CsI, AgI, InI et CdI<sub>2</sub>) déposés sur ces aérosols en formant des composés volatils d'iode, tels que I<sub>2</sub>, HOI et HI. Des essais à plus grande échelle, réalisés dans des conditions plus réalistes dans l'installation THAI déjà mentionnée (programme THAI), ont confirmé ce phénomène et permis de mesurer des taux de décomposition de l'ordre de quelques pourcents.

En parallèle à l'ensemble de ces programmes de recherche à caractère analytique, se sont déroulés des programmes mettant en œuvre de grands moyens de recherche. En effet, comme nous l'avons vu, la chimie joue un rôle primordial dans le comportement des produits de fission émis lors de la fusion du cœur et l'évaluation des rejets qui peuvent en résulter. C'est pourquoi il a été jugé essentiel de s'assurer sur des expériences dites intégrales, c'est-à-dire se rapprochant le plus possible de la réalité, que les phénomènes et leurs interactions éventuelles sont bien pris en compte dans les modèles utilisés dans les logiciels de calcul des rejets. Déjà, dans les années 1980 et 1990, les Américains et les Canadiens avaient réalisé des expériences en réacteur mettant en œuvre du combustible irradié (essais PBF, essais LOFT-FP et essais FLHT déjà évoqués), dans lesquelles une instrumentation adaptée permettait d'identifier et de quantifier les produits de fission émis par le combustible. Néanmoins, aucune des expériences ne modélisait l'enceinte de confinement. D'autre part, les informations obtenues sur les formes chimiques sous lesquelles les principaux produits de fission (Cs, I) étaient émis étaient très imprécises.

---

161. *Source Term Evaluation and Mitigation.*

162. Recombineur et iode.

#### **9.4.4. *Apports du programme international Phébus-PF sur les différents processus intervenant dans le rejet de produits radioactifs***

Pour combler ces lacunes, l'IPSN (puis l'IRSN) a conduit le programme Phébus-PF (1988–2012) dans l'installation expérimentale PHEBUS déjà décrit en détail au paragraphe 9.1.

Les principaux enseignements du programme concernant les produits de fission et/ou de la validation des modèles associés sont les suivants [7] :

- les modèles d'émission des produits de fission et des actinides lors de la dégradation du combustible, déduits des essais VERCORS, sont confirmés, excepté pour le baryum relâché en faible quantité, probablement par suite de la formation avec le zirconium d'un composé chimique moins volatil ;
- les modèles de transport et de dépôt des aérosols permettent de reproduire globalement leur comportement observé, aussi bien dans le circuit primaire que dans l'enceinte de confinement ;
- le césium est transporté sous forme de molybdate de césium ( $\text{CsMoO}_3$ ), une espèce moins volatile que la forme hydroxyde de césium ( $\text{CsOH}$ ) qui était communément retenue par les experts et utilisée jusqu'alors dans tous les essais à effets séparés pour étudier le comportement du césium ;
- une fraction de l'iode relâché à la brèche du circuit primaire dans l'enceinte de confinement est gazeuse alors que les calculs de thermodynamique à l'équilibre prévoient que tout l'iode émis par le combustible devrait se trouver sous une forme condensée à 150 °C, l'iodure de césium ( $\text{CsI}$ ) ; le circuit primaire constitue donc une nouvelle source d'iode gazeux dans l'enceinte qui est à prendre en compte dans l'évaluation des rejets ;
- cette fraction de l'ordre de quelques pourcents dans les essais réalisés avec du matériau de barre de commande en alliage argent-indium-cadmium (AIC), atteint près de 100 % dans l'essai où l'AIC a été remplacé par du carbure de bore ;
- même lorsque l'eau des puisards est acide, il y a très peu d'émanation d'iode gazeux depuis le puisard dans les essais réalisés avec de l'AIC, l'argent, comme étudié par la suite lors d'essais à caractère plus analytique, fixant les ions  $\text{I}^-$  ;
- après une décroissance rapide, les concentrations d'iode volatil dans l'enceinte de confinement se stabilisent au bout de quelques jours autour d'une valeur approximativement identique quel que soit l'essai. Ceci traduit un équilibre entre les différentes réactions chimiques de production et de destruction des formes volatiles de l'iode dans l'enceinte de confinement : réactions dans l'atmosphère de l'enceinte avec les produits de radiolyse de l'air (ozone, oxydes d'azote), transferts entre atmosphère et peintures sur les parois, transferts entre atmosphère et l'eau des puisards, etc.

Le comportement inattendu de l'iode observé lors des essais Phébus-PF (circuit primaire comme source principale d'iode gazeux sur le court terme, concentration invariable à long terme dans l'enceinte) a conduit à réorienter les programmes de recherche étudiant les phénomènes élémentaires (ISTP, STEM, BIP, BIP2, THAI, THAI-2), qui, jusque-là, s'étaient attachés à étudier les réactions radiochimiques et chimiques principalement en phase aqueuse (Iode, CAIMAN, RTF, etc.), l'eau du puisard étant alors considérée comme la seule source de production d'iode volatil. Des recherches à caractère très analytique et théorique ont également été engagées dans le cadre de la constitution d'un laboratoire « sans mur », le C3R, impliquant l'IRSN, le Laboratoire de physico-chimie des processus de combustion et de l'atmosphère (PC2A) de Lille et le CNRS.

#### **9.4.5. Aspects à explorer**

##### **A) Aspects liés à l'iode et au ruthénium**

Dans certaines configurations accidentelles (après percement de la cuve, lors d'un accident alors que le réacteur est à l'arrêt avec la cuve ouverte pour rechargement du combustible, ou lors d'un accident de dénoyage d'une piscine d'entreposage de combustible usé), du combustible pourrait se dégrader en présence d'un mélange de vapeur d'eau et d'air. Les essais canadiens AECL-CRL, déjà mentionnés, ont mis en évidence dans ces conditions un fort relâchement de ruthénium, alors que, sous mélange de vapeur d'eau et d'hydrogène, il est très peu relâché comme nous l'avons vu précédemment. Cet élément présente une forte radiotoxicité, notamment ses deux isotopes  $^{103}\text{Ru}$  et  $^{106}\text{Ru}$ , dont les périodes radioactives sont respectivement de 39 jours et de 369 jours. L'essai VERDON 2 réalisé en 2012 dans l'installation VERDON du CEA dans le cadre du programme ISTP, sur un combustible MOX irradié à environ 60 GWj/t, a confirmé ce phénomène et permis de mieux le quantifier. Lors de son transport dans les circuits, le ruthénium se transforme en espèces moins volatiles. Toutefois, comme l'ont montré des expériences à caractère analytique réalisées en Hongrie et en Finlande au début des années 2000, du tétraoxyde de ruthénium ( $\text{RuO}_4$ ) sous forme gazeuse, bien qu'instable à température ambiante, pourrait subsister en faible quantité et pourrait s'accumuler dans l'enceinte de confinement d'un réacteur accidenté. Des essais réalisés dans l'installation EPICUR dans le cadre du programme ISTP ont permis d'étudier le comportement sous rayonnement de cet oxyde dans l'enceinte de confinement et de le modéliser.

Les études sur le comportement complexe de l'iode et du ruthénium dans les circuits se sont poursuivies dans le cadre du programme OCDE/AEN STEM jusqu'en 2015 et elles vont continuer avec les programmes MIRE<sup>163</sup> et STEM-2 au-delà. Si nécessaire, d'autres essais pourraient être réalisés au-delà dans l'installation CHIP pour approfondir l'étude et la modélisation de l'effet des matériaux des barres de commande sur les formes chimiques sous lesquelles l'iode est transporté dans le circuit primaire.

---

163. Mitigation des rejets à l'environnement en cas d'accident nucléaire.

## B) Filtration des rejets dans l'air

Le déroulement de l'accident de Fukushima Daiichi a attiré l'attention sur l'intérêt qu'il y aurait à munir les circuits de dépressurisation des enceintes de confinement de filtres très efficaces, retenant notamment toutes les formes volatiles d'iode (diiodure ou  $I_2$ , iodures organiques tels que l'iodure de méthyle [ $CH_3I$ ]) et ceci dans les conditions d'un accident de fusion du cœur<sup>164</sup> et pour des périodes pouvant s'étendre sur plusieurs jours. Des travaux de recherche effectués récemment au PSI, en Suisse, tendraient à montrer que l'efficacité de piégeage de toutes les formes volatiles d'iode par des solutions aqueuses pourrait être considérablement augmentée en utilisant une combinaison de thiosulfate alcalin et d'amine quaternaire. Par ailleurs, en réponse à l'appel à projets RSNR lancé en 2012 par l'ANR à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi, l'IRSN coordonne en partenariat avec EDF, AREVA et des universités (Lille, Marseille, Nancy, Nantes) le programme MIRE (2013–2017) de recherches en vue d'améliorer la rétention de toutes les formes d'iode dans les média filtrants<sup>165</sup>. Enfin, le projet de recherche et développement PASSAM (*Passive and Active Systems on Severe Accident source term Mitigation*, 2013–2016), coordonné par l'IRSN et soutenu par la Commission européenne, réunit huit partenaires, dont EDF, pour explorer les améliorations possibles des systèmes de filtration en service et étudier des dispositifs innovants d'une plus grande efficacité.

## C) Une parade « voie eau » à explorer

L'IRSN mène des études concernant une enceinte géotechnique comme « parade voie eau » en situation d'accident de fusion du cœur. Dans le cas d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression non équipé d'un récupérateur, les matériaux fondus peuvent entrer directement en contact avec le radier en béton du bâtiment du réacteur. Comme cela a été vu précédemment, l'interaction corium-béton est un sujet d'études et de recherches, visant à préciser les conditions d'érosion et le délai de percement du radier. Il existe un risque, non totalement écarté – bien que fortement réduit depuis qu'EDF a procédé à un épaississement des radiers des deux réacteurs de Fessenheim, jugés critiques – que les matériaux fondus et les eaux des puits atteignent le sol, des nappes phréatiques, puis la rivière ou la mer la plus proche.

L'IRSN a engagé en 2009 une étude sur la faisabilité et l'efficacité d'une enceinte géotechnique verticale réalisée dans les terrains de fondation des centrales et descendue jusqu'à l'atteinte d'une formation géologique peu perméable, afin de constituer une rétention empêchant les eaux souterraines de s'écouler vers les limites du site. Une telle enceinte géotechnique procurerait un délai de grâce de plusieurs mois à la suite d'un accident de fusion du cœur, puis un moyen pratique de limiter la pollution à l'extérieur du site, par pompage, entreposage et traitement des eaux contaminées confinées à l'intérieur du périmètre de cette enceinte.

---

164. Par exemple, en supposant également l'indisponibilité des circuits électriques de réchauffage des filtres destinés à éliminer la vapeur d'eau qui sature les sites de piégeage de l'iode sur certains matériaux comme les charbons actifs.

165. Les circuits de dépressurisation des enceintes de confinement des réacteurs du parc électro-nucléaire français sont munis de filtres à sable.

La réalisation d'une telle enceinte géotechnique est peu aisée mais généralement possible pour un réacteur existant. Ceci nécessite toutefois de disposer, à une profondeur accessible dans le sol, d'une couche de matériaux suffisamment étanches (argile, craie compacte, roche peu fissurée, etc.), afin de constituer un volume fermé.

Les investigations menées par l'IRSN l'ont conduit à considérer que la faisabilité d'enceintes géotechniques – en valorisant les enceintes géotechniques existantes réalisées pour les besoins de la construction des installations – était acquise pour l'ensemble des sites du parc électronucléaire, sauf pour celui de Fessenheim qui nécessite des études complémentaires, et que les études hydrogéologiques permettaient de conclure à l'efficacité vraisemblable de tels dispositifs pour la plupart des sites, ceux de Belleville et de Cruas nécessitant toutefois des études spécifiques.

Ce sujet fait l'objet d'échanges avec EDF, dans le cadre de demandes formelles de l'ASN. Il pourrait conduire à terme à des actions de recherche et développement. De son côté, l'IRSN a prévu de mener une réflexion sur la conception (en termes de sûreté et de radioprotection) d'un dispositif de pompage des eaux accumulées dans une enceinte géotechnique lors d'un accident de fusion du cœur.

## Références

- [1] N. Rasmussen *et al.*, Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400 (NUREG-75/014), Washington DC, US Nuclear Regulatory Commission, 1975.
- [2] Special Issue on ASTEC, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 272, 119–298, 2014.
- [3] Major Achievements after 4.5 years of SARNET, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 52, 1, 1–157, 2010.
- [4] ERMSAR 2013 Conference of the SARNET Network, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 74, 1–223, 2014.
- [5] Voir le site de l'OECD/NEA où figurent les rapports NEA/CSNI dans le domaine des accidents de fusion du cœur : <http://www.oecd-neo.org/nsd/docs/>
- [6] Voir le site de l'U.S.NRC où figurent les rapports NUREG dans le domaine des accidents de fusion du cœur : <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/>
- [7] Special Issue. Phebus FP Final Seminar, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 61, November 2013.
- [8] Ability of Current Advanced Codes to Predict In-Vessel Core Melt Progression and Degraded Core Coolability – Benchmark Exercise on Three Mile Island-2 Plant – Final report, NEA/CSNI/R(2015)3.
- [9] Benchmark Study of the Accident of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant (BASF Project) – Phase 1 Summary Report, NEA/CSNI/R(2015)18.
- [10] OECD Research Programme on Fuel Coolant Interaction. Steam explosion resolution for nuclear applications – SERENA, Final Report, NEA/CSNI/R(2007)11, 7 September 2007.
- [11] OECD/SERENA Project Report. Summary and conclusions, NEA/CSNI/R(2014)15, February 2015.



- [12] State-of-the-art report on containment thermalhydraulics and hydrogen distribution, NEA/CSNI/R(1999)16.
- [13] A. Bentaib, H. J. Allelein *et al.*, International Standard Problem ISP-47 on containment thermalhydraulics, Final Report, NEA/CSNI/R(2007)10.
- [14] OECD/NEA THAI project final report – Hydrogen and fission product issues relevant for containment safety assessment under severe accident conditions, NEA/CSNI/R (2010/3).
- [15] State-of-the-art report on Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2000)7.
- [16] H. Cheikhcravat, « Étude expérimentale de la combustion de l'hydrogène dans une atmosphère inflammable en présence de gouttes d'eau », thèse de l'Université d'Orléans, septembre 2009.
- [17] A. Bentaib, N. Meynet & A. Blayer, Overview on hydrogen risk R&D activities methodology and open issues, *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 47, 1, 26–32, 2015.
- [18] L.E. Herrantz, T. Haste & T. Kärkelä, Recent advances in Source Term area within the SARNET European Severe Accident Research Network (SARNET2), *Nuclear Engineering and Design*, 288, 56–74, 2015.

# Chapitre 10

## Recherches sur le comportement de composants importants des centrales nucléaires, leur vieillissement en particulier

---

Le présent chapitre dresse un état des travaux de recherche et de développement les plus significatifs consacrés aux composants métalliques, aux ouvrages de génie civil et à d'autres composants jouant un rôle pour la sûreté des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire, notamment un rôle de « barrière » de confinement.

Les travaux de recherche et de développement dans lesquels l'IRSN s'implique tout particulièrement concernent deux aspects :

- le comportement de composants sous sollicitations accidentelles (séisme, accident de fusion du cœur, etc.) ;
- le vieillissement au sens large, à savoir les effets de divers mécanismes d'endommagement – ou pathologies – susceptibles d'affecter des composants (structures métalliques, ouvrages de génie civil, etc.) au cours du temps et consécutifs à leur utilisation (en fonctionnement normal).

L'endommagement progressif des composants se produit sous l'effet des sollicitations d'exploitation et de leur environnement (pression, température et transitoires thermiques, vibrations, irradiation, composition chimique du milieu environnant, etc.). L'expérience d'exploitation, notamment les résultats des contrôles et des visites

périodiques, met en effet en évidence qu'en dépit de la prise en compte des mécanismes d'endommagement (pour ceux qui sont connus) lors de la conception, du dimensionnement, de la fabrication et de l'exploitation des composants, des dégradations rédhibitoires peuvent apparaître : on peut citer à ce sujet la fissuration des adaptateurs des couvercles de cuves et celle des faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur. Dans d'autres cas, la cinétique de l'endommagement a été plus rapide qu'il n'avait été prévu (fatigue thermique des tuyauteries).

Il est bien entendu nécessaire que, pour les composants étudiés à l'égard de sollicitations accidentelles, le respect des exigences de sûreté soit vérifié sur les composants « en fin de vie » en tenant compte des effets du vieillissement en fonctionnement normal – ou de leur remplacement éventuel.

Concernant le comportement de composants à des sollicitations accidentelles, les travaux portent, pour les composants métalliques, sur la compréhension du comportement de structures complexes telles que les ponts roulants, pour les ouvrages de génie civil sur le développement de lois et modèles de comportement thermomécanique des différents constituants (béton, armatures, etc.). Ces lois et modèles sont ensuite introduits dans des logiciels de simulation tels que Cast3M, développé par le CEA et utilisé notamment par l'IRSN pour ses études en appui à l'expertise ou en anticipation d'échéances importantes – particulièrement les réexamens de sûreté décennaux des réacteurs du parc électronucléaire et d'éventuelle poursuite de l'exploitation de ces réacteurs au-delà de 40 ans (projet « durée de fonctionnement » ou DDF).

La maîtrise du vieillissement repose sur deux grands principes : **l'anticipation et la surveillance**. Elle concerne tout particulièrement les composants participant aux deuxième et troisième barrières de confinement : enveloppe du circuit primaire, enceinte de confinement. Il est en effet indispensable que ces composants conservent tout au long de leur vie, jusques et y compris leur déconstruction lors du démantèlement des installations, les caractéristiques prévues lors de leur conception (conformité). À cet égard, il convient de rappeler que, pour les composants métalliques ayant un rôle de barrière de confinement, un objectif fondamental est le maintien d'une ductilité suffisante tout au long de leur vie : cette exigence concerne tout particulièrement la cuve des réacteurs à eau sous pression, dont l'irradiation provoque une fragilisation progressive (augmentation de la température de transition ductile-fragile).

Les travaux de recherche et de développement effectués dans le domaine du vieillissement ont pour but d'améliorer les connaissances sur les mécanismes d'endommagement ou les pathologies pouvant affecter les composants (figure 10.1). En France, ces travaux ont pris une nouvelle ampleur depuis qu'EDF a affiché son intention de poursuivre l'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire significativement au-delà de 40 ans, sachant que certains composants ne peuvent pas être remplacés, ou difficilement (cuve, enceinte de confinement).

Les travaux de recherche et de développement exposés ci-après – plus particulièrement ceux menés par l'IRSN –, concernent ainsi :

- les composants métalliques du circuit primaire,
- les enceintes de confinement en béton,

### 1 L'enceinte de confinement

Double paroi en béton, ou simple paroi revêtue d'acier.

- **Risques :** **dégradation du béton, perte de précontrainte.**
- **Moyens de maîtrise :** surveillance des déformations par capteurs, sondages, colmatage des microfissures, épreuve décennale sous pression, R&D.

### 2 La cuve

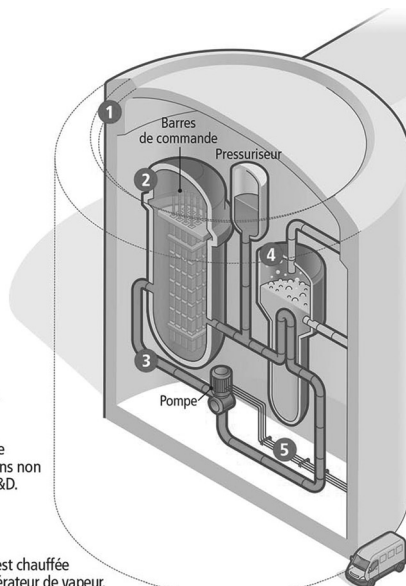
En acier très épais, elle renferme le cœur du réacteur.

- **Risques :** **corrosion, contraintes thermiques et mécaniques, fragilisation par irradiation.**
- **Moyens de maîtrise :** programme de surveillance de l'irradiation, examens non destructifs, épreuve hydraulique, R&D.

### 3 Le circuit primaire

L'eau y circule depuis la cuve, où elle est chauffée par le cœur du réacteur, jusqu'au générateur de vapeur.

- **Risques :** **corrosion, fatigue thermique et mécanique.**
- **Moyens de maîtrise :** contrôles, épreuve hydraulique, remplacement des composants usés.



### 4 Le générateur de vapeur (GV)

Échangeur thermique entre les circuits primaire et secondaire du réacteur.

- **Risques :** **usure et corrosion, fatigue thermique et mécanique, colmatage.**
- **Moyens de maîtrise :** examens non destructifs, bouchages des tubes défectueux, remplacement des GV usés.

### 5 Les câbles électriques

Tous ne sont pas remplaçables.

- **Risques :** **vieillesse des isolants.**
- **Moyens de maîtrise :** R&D.

Antoine Dugan/RSN - Source : IRSN

**Figure 10.1.** Les zones du vieillissement des réacteurs à eau sous pression – celles notées 1 et 2 sont plus particulièrement critiques, car elles concernent des matériels non remplaçables.

- les polymères utilisés comme isolants dans les câbles électriques, comme revêtement interne de certaines enceintes de confinement, ou encore pour des joints d'étanchéité.

De façon générale, les recherches menées à l'IRSN visent à mettre en évidence certains phénomènes non pris en compte par les exploitants ou à améliorer sa compréhension de phénomènes peu documentés mais importants pour la sûreté. À ce titre, ils contribuent, avec les recherches et développements menés par d'autres organismes seuls ou en collaboration, à l'évolution des règles de l'art en matière de conception, de fabrication et de suivi en service pour les structures métalliques ou de génie civil, telles que par exemple celles du RCC-M<sup>166</sup> utilisé pour les structures métalliques des réacteurs du parc électronucléaire.

## 10.1. Recherches et développements relatifs aux composants métalliques

Les travaux de recherche et de développement concernant les composants métalliques et dans lesquels sont impliqués les principaux acteurs français du nucléaire portent principalement sur les phénomènes suivants :

166. Règles de conception et de construction des matériels métalliques (règles issues et adaptées, dans les années 1970, de celles du code américain ASME [American Society of Mechanical Engineers]).

- la fragilisation de l'acier des cuves du fait de leur irradiation, qui entraîne, comme cela a été indiqué plus haut, une modification de ses propriétés mécaniques, notamment une augmentation de la température de transition ductile-fragile, préjudiciable à leur comportement en cas de choc thermique. Cette fragilisation peut être évaluée à l'aide de formules de prévision empiriques, ajustées sur des données issues de l'analyse d'éprouvettes du programme de surveillance d'irradiation<sup>167</sup>, complétées par des programmes d'irradiation dans les réacteurs d'expérimentation. Le projet européen PERFORM60<sup>168</sup> (2009–2013), piloté par EDF et associant AREVA et le CEA, a permis de développer de premiers outils de simulation numérique des effets microstructuraux de l'irradiation des aciers. Les recherches se poursuivent dans ce domaine ;
- la fragilisation thermique des aciers austéno-ferritiques moulés utilisés pour la fabrication d'un certain nombre de composants (comme les coudes du circuit primaire de certains réacteurs du parc électronucléaire en exploitation). Au début des années 1980, il a été constaté que ces produits moulés présentaient un vieillissement thermique après un maintien de longue durée à la température de service du circuit primaire. La dégradation des propriétés mécaniques du matériau qui en résulte (durcissement et fragilisation progressive – baisse de leur ténacité) a été attribuée à une démixtion du chrome ainsi qu'à une précipitation dans la ferrite d'une phase intermétallique riche en nickel et en silicium. Le risque potentiel envisagé était celui d'une évolution du mode de rupture des composants concernés, d'un mode ductile vers un mode fragile nécessitant peu d'énergie, dont le caractère brutal est particulièrement à redouter pour les récipients sous pression. L'IPSN a réalisé, avec le CEA, des études et des essais sur des matériaux modèles afin de comprendre les modifications structurales qui se produisent lors de maintiens en température de longue durée de ces matériaux et d'apprécier les conséquences de telles modifications, d'étudier les effets d'échelle (essais sur des éprouvettes de petites et de grandes dimensions), d'identifier l'influence de la teneur en ferrite, de la durée de vieillissement, etc. Ces études et essais ont notamment permis d'identifier que si la rupture de produits moulés vieillis est macroscopiquement de type fragile, elle résulte en fait d'un mécanisme de rupture ductile moins dangereux car nécessitant un apport d'énergie. Des outils de simulation numérique ont été développés, dans le but de prévoir le vieillissement des coudes moulés équipant les circuits primaires pour leur durée totale de fonctionnement, évaluer leur comportement en présence de défauts de fabrication (défauts de fonderie de type retassures) ou pris en compte dans les études de

167. Le programme de surveillance d'irradiation consiste à tester, pour chacune des cuves des réacteurs français, des échantillons représentatifs de l'acier de la cuve disposés à l'intérieur de capsules à la périphérie du cœur du réacteur ; ces capsules contiennent aussi des dosimètres pour mesurer la fluence neutronique reçue par les échantillons. Du fait de leurs emplacements, les capsules sont exposées à un flux neutronique plus élevé que celui reçu par les parois de la cuve, ce qui permet d'anticiper le comportement des matériaux après une exploitation équivalente à 10 ans, 20 ans, 30 ans, 40 ans, voire plus.

168. *Prediction of the Effects of Radiation FOR Pressure Vessel and in-core Materials using multi-scale Modelling – 60 years foreseen plant lifetime.*

sûreté (fissures). EDF mène également des travaux de recherche et développement sur ce sujet, afin de justifier le maintien en place ou le remplacement des coudes moulés jugés sensibles ;

- la corrosion sous contrainte des aciers inoxydables. Des conditions aggravantes pour ce mode d'endommagement (chimie de l'eau, choix du matériau et des conditions de fabrication) ont été identifiées. Des études expérimentales ont été réalisées sur ce phénomène dans le cadre de projets internationaux : projet OCDE/AEN HALDEN (1995–2008) et projet de l'EPRI CIR<sup>169</sup> (1995–2009) qui ont permis d'obtenir des résultats importants sur l'amorçage et la propagation des fissures ;
- la « corrosion sous contrainte assistée par l'irradiation » des aciers inoxydables (touchant les composants internes à la cuve) qui se traduit par une diminution notable de leur ductilité et l'amorçage de fissures. Ce phénomène a été étudié dans le cadre de projets internationaux, notamment le projet européen PERFECT (2004–2008) en utilisant une méthode multi-échelles de prévision des dommages ;
- le gonflement des aciers inoxydables sous l'effet de l'irradiation, qui peut nuire à leur manœuvrabilité. Ce phénomène est étudié dans le cadre du programme GONDOLÉ (2006–2016) conduit par le CEA dans le réacteur OSIRIS du centre de Saclay, dans le cadre d'un partenariat international (EDF, AREVA, SUEZ-GDF, EPRI) ;
- la corrosion sous contrainte des alliages à base de nickel utilisés pour la fabrication de certains composants, notamment les tubes des générateurs de vapeur et les liaisons bimétalliques (LBM) comme dans les adaptateurs de couvercle ou les pénétrations de fond de cuve. Les effets associés aux conditions chimiques de l'eau des circuits primaire et secondaire sont notamment étudiés dans le cadre des programmes CIRCE et CIRCE-2 mis en œuvre par EDF et par l'EPRI. L'IRSN a également engagé des travaux de recherche dans ce domaine (thèse) ;
- la fatigue thermique, notamment à la suite de l'incident de Civaux (1998), sujet sur lequel nous reviendrons plus loin ;
- l'usure des tubes de générateurs de vapeur par leur supportage. Ce phénomène est le principal mode de dégradation du faisceau tubulaire sur les nouveaux générateurs de vapeur du parc électronucléaire. L'IRSN a mis en place, en collaboration avec le CEA, un programme expérimental pour étudier l'usure et déterminer la variation du coefficient de frottement des tubes avec les conditions environnantes (chimie, vapeur d'eau, etc.).

Dans la perspective d'une poursuite de l'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire français au-delà de 40 ans, la mise en œuvre d'approches probabilistes visant à mieux prendre en compte les incertitudes et les variabilités des paramètres, notamment dans l'évaluation du comportement de la cuve, est également envisagée et fait l'objet de travaux de développement, notamment par EDF, en partenariat avec le CEA. La possibilité et la pertinence d'une valorisation de telles approches dans la démonstration de sûreté font toutefois l'objet de réserves de la part de l'IRSN.

---

169. *The Cooperative Irradiation-assisted stress corrosion cracking Research.*

L'IRSN mène également, en collaboration avec le CEA, des travaux de recherche sur le comportement sismique de composants métalliques tels que les ponts roulants ou encore les planchers préfabriqués.

Des recherches sont également effectuées dans le domaine des examens non destructifs des composants métalliques.

Nous reviendrons également sur ces deux sujets plus loin.

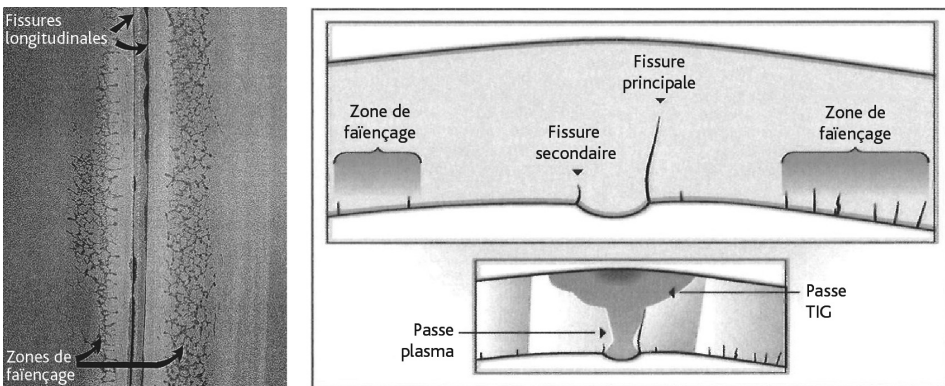
Il convient de mentionner la création en 2008, par EDF, de l'Institut de recherche et de développement sur le vieillissement des matériaux (Materials Ageing Institute ou MAI). Cet institut – piloté par EDF – est cofinancé par les exploitants de centrales nucléaires dont l'EPRI, qui regroupe l'ensemble des exploitants de réacteurs nucléaires aux États-Unis) et KEPCO (Kansai Electric Power Company, Japon). Il concentre les compétences des industriels pour anticiper le vieillissement des centrales de production d'électricité et permettre d'augmenter la durabilité des matériaux, des composants et des structures de ces installations. Des éléments de connaissances seront partagés avec l'IRSN.

Quelques-uns des sujets de recherche indiqués plus haut sont développés ci-après.

### 10.1.1. *Recherches sur la fatigue thermique*

La fatigue thermique est un mécanisme d'endommagement auquel EDF, notamment, a été confronté lors de la découverte, au mois de mai 1998, d'une fuite (évaluée à 30 m<sup>3</sup>/h) d'eau d'une tuyauterie du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) du réacteur n° 1 de la centrale de Civaux (palier N4), alors que le réacteur était en arrêt pour maintenance. Cette fuite a été occasionnée par des fissures multiples – offrant un aspect de « faïençage » – débouchant à l'extrados d'un coude de la tuyauterie (figure 10.2).

Le mécanisme de fatigue thermique peut être résumé de la façon suivante : face à des variations de température, les matériaux se dilatent ou se contractent. Mais s'ils ne



**Figure 10.2.** L'intérieur du coude de la tuyauterie à l'origine de la fuite survenue en 1998 à la centrale de Civaux. Des fissures de « faïençage » sont visibles de part et d'autre du relief formé par le cordon de soudure. © Cliché EDF (à gauche) et IRSN - Source EDF (à droite).

peuvent pas le faire librement, cela génère des contraintes. Si celles-ci sont répétées un très grand nombre de fois<sup>170</sup>, un endommagement par fatigue thermique peut apparaître.

La zone de « faïençage » de la tuyauterie du RRA (figure 10.3) du réacteur n° 1 de Civaux, en acier inoxydable austénitique, était soumise à des fluctuations importantes de température à l'aval d'un mélange de jets (l'un à 180 °C, l'autre à 20 °C), sous une pression de 27 bars. La fuite est apparue après seulement 1 500 heures de fonctionnement.

Le phénomène de fatigue thermique dans les zones de mélange n'avait pas été prévu lors de la conception des réacteurs à eau sous pression. L'incident de 1998 n'était ni prévisible ni explicable par les méthodes et critères traditionnels d'analyse de la fatigue mécanique, tels que codifiés par exemple dans le RCC-M et fondés sur l'évaluation d'un « facteur d'usage<sup>171</sup> » en fatigue. Il est à noter qu'avant l'incident de Civaux, des fuites d'eau du circuit primaire par fatigue thermique étaient apparues, bien que dues à un phénomène sensiblement différent (phénomène de « bras mort ») : à Farley 2 en 1987, à Tihange 1 en 1988, à Dampierre 2 en 1992 et à Dampierre 1 en 1996.

Les contrôles par ultrasons menés à partir de 1999 sur l'ensemble du parc des réacteurs électronucléaires ont montré qu'il s'agissait d'un problème générique : toutes les tuyauteries examinées présentaient des fissurations. Cela a conduit EDF à remplacer les zones de mélange des circuits RRA sur la totalité du parc, en apportant des améliorations visant à réduire la sensibilité à la fatigue thermique (notamment un arasage des soudures).

Ce constat a été le point de départ de plus de dix années d'études et de recherches pour comprendre l'origine du phénomène et apporter les réponses appropriées : elles ont été menées d'une part par EDF et le constructeur AREVA, d'autre part par l'IRSN en lien notamment avec le CEA. Des laboratoires universitaires ont été associés.

Côté EDF, les travaux ont porté sur l'identification et l'évaluation des risques de fatigue. L'expertise systématique des tuyauteries déposées, complétée par des essais sur maquettes (BVS, DUPLEX, FATHER, etc.) et par des modélisations, a mis en évidence les facteurs clés d'apparition des fissures. Sont principalement en cause un écart de température entre fluides chaud et froid supérieur à 50 °C et de longues durées de sollicitations répétées des tuyauteries avec ce fort écart de température.

En collaboration avec le CEA et des laboratoires universitaires, l'IRSN a mis en œuvre un programme d'études et de recherches comportant deux volets :

- des simulations thermohydrauliques d'écoulement et de mélange de jets d'eau à des températures différentes dans des tuyauteries, visant à mieux comprendre les mécanismes en jeu et les paramètres clés ayant une influence sur les chargements

---

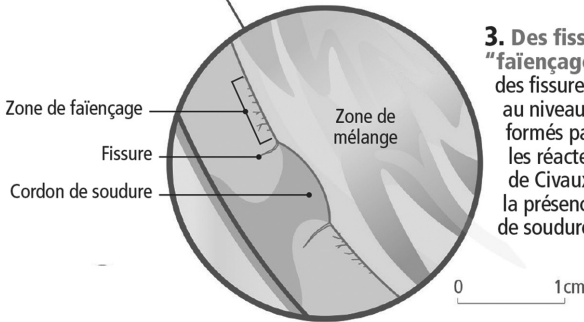
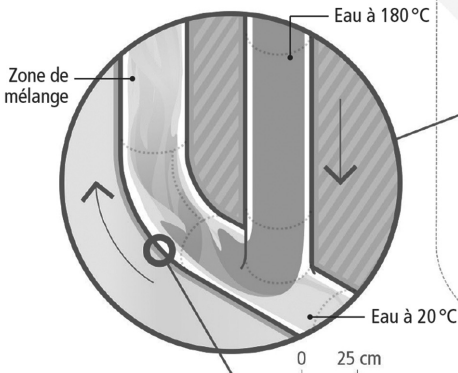
170. Fatigue dite à grand nombre de cycles, à opposer à la fatigue dite oligocyclique.

171. Ce facteur d'usage correspond au rapport entre le nombre de sollicitations appliquées à un composant donné et le nombre de sollicitations maximal indiqué par la courbe de fatigue mécanique du matériau de ce composant.



**1. Le principe du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA)** est de prélever, dans les états d'arrêt du réacteur, de l'eau chaude inférieure à 180 °C dans le circuit primaire pour la réinjecter à une température plus basse afin de refroidir le cœur.

**2. La zone de mélange** se situe là où se rencontrent des fluides à fort écart de température.



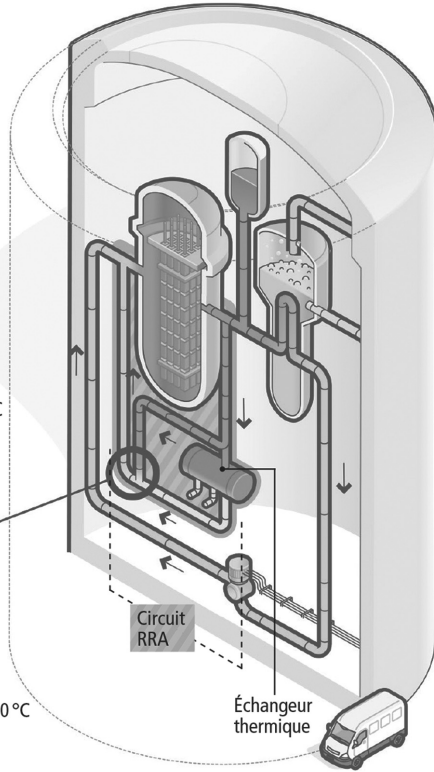
**3. Des fissures superficielles, dites en « faïençage »,** peuvent apparaître, mais aussi des fissures isolées plus profondes, localisées au niveau des singularités, comme les reliefs formés par les cordons de soudure. Dans les réacteurs de 1 450 MW, comme celui de Civaux, le problème était aggravé par la présence d'un coude de tuyauterie et de soudures dans cette zone.



**4. Comment limiter le phénomène ?**

L'IRSN recommande, entre autres, de contrôler les tuyauteries des zones de mélange des RRA toutes les 450 heures de fonctionnement à fort écart de température. Il demande aussi d'adapter cette démarche à d'autres zones de mélange.

Pour l'EPR, le tracé des tuyauteries a été revu afin qu'il n'y ait ni coude ni soudure à l'aval immédiat des T de mélange.



**Figure 10.3.** Le « faïençage » observé dans un coude de tuyauterie du RRA à Civaux en 1998). © Antoine Dagan/Spécifique/IRSN - Source IRSN (ci-dessus) et IRSN - Source EDF (en face).

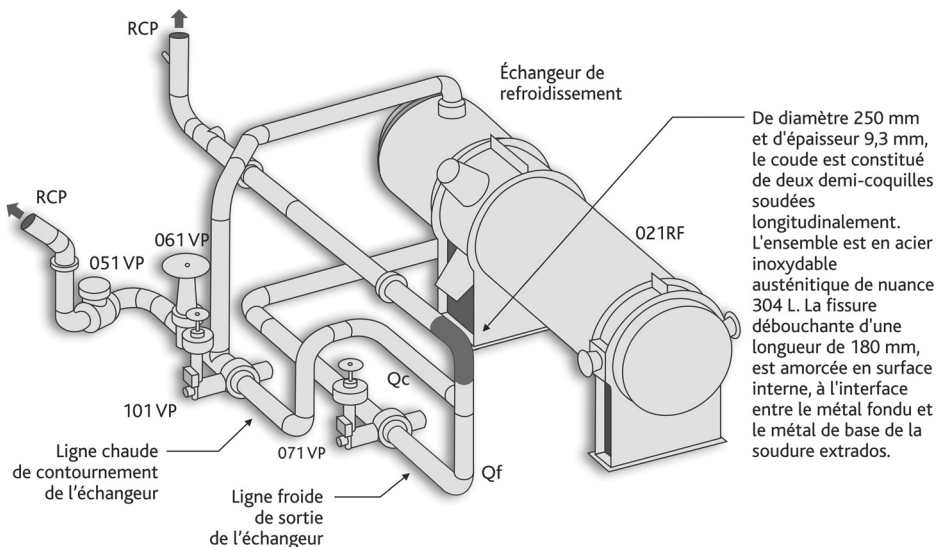


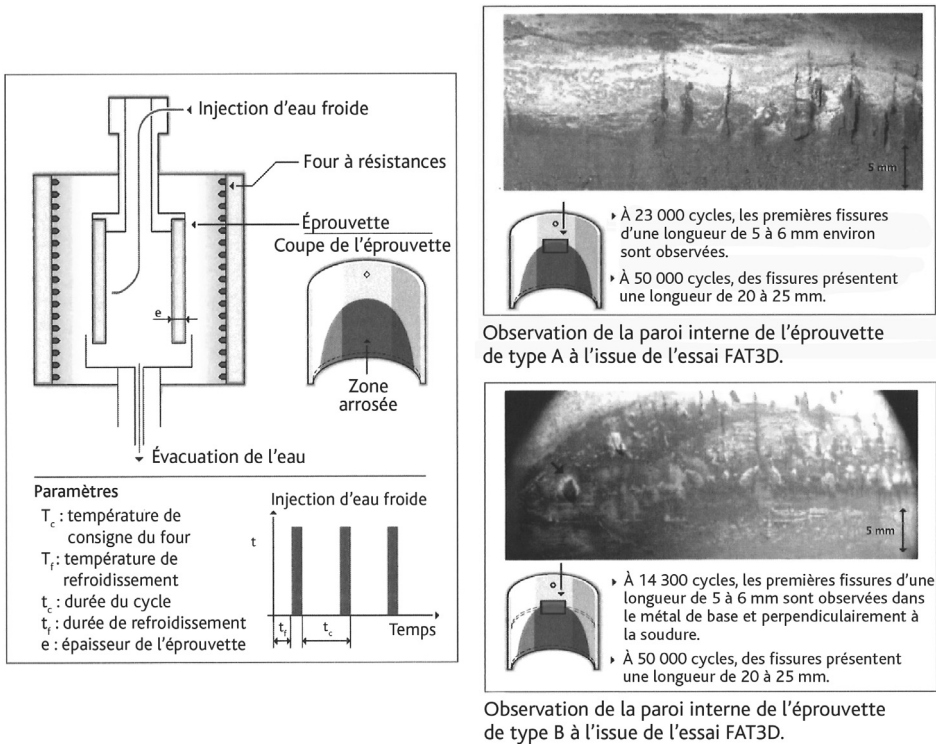
Figure 10.3. (Suite)

mécaniques subis par les tuyauteries ; ces simulations ont été effectuées notamment avec le logiciel Cast3M ;

- des essais réalisés sur des maquettes pour appréhender les conditions d'amorçage et de propagation de fissures de fatigue thermique : il s'agit des essais FABIME, SPLASH et FAT3D. Le dispositif des essais FAT3D est montré sur la figure 10.4 ci-après : de l'eau froide est projetée périodiquement sur la peau interne du tube (éprouvette) ; l'eau injectée décrit une parabole sur la peau interne du tube de façon à obtenir un gradient thermique selon trois directions.

Quelques enseignements majeurs ont été tirés de ces études et essais :

- ce sont les fluctuations de température à basse fréquence (environ 1 Hz) qui sont responsables de la propagation rapide de fissures à travers l'épaisseur d'un composant ;
- elles trouvent leur origine dans la turbulence et la géométrie particulière de l'écoulement, qui sont influencées par la configuration du circuit en amont de la zone de mélange de jets (coudes, tronçons rectilignes, etc.) ;
- si la présence d'un joint soudé accélère l'endommagement par fatigue thermique, celle-ci peut aussi apparaître en zone courante du matériau (test FAT3D n° 6) ; il s'agit d'un enseignement important invalidant la position jusqu'alors défendue par EDF, ce qui l'a donc amené à étendre les contrôles de ses installations à des zones ne comportant pas de soudures ;
- le caractère bi-axial des chargements thermomécaniques et les effets « d'environnement » peuvent expliquer l'insuffisance des méthodes et critères usuels de



**Figure 10.4.** Dispositif des essais FAT3D (à gauche) et résultats obtenus pour deux d'entre eux, dont l'un avec une éprouvette (A) sans cordon de soudure (à droite), l'autre (B) avec cordon. © IRSN.

conception et de dimensionnement des matériels à la fatigue ; ces aspects font toujours l'objet de travaux de recherche (voir plus loin) ;

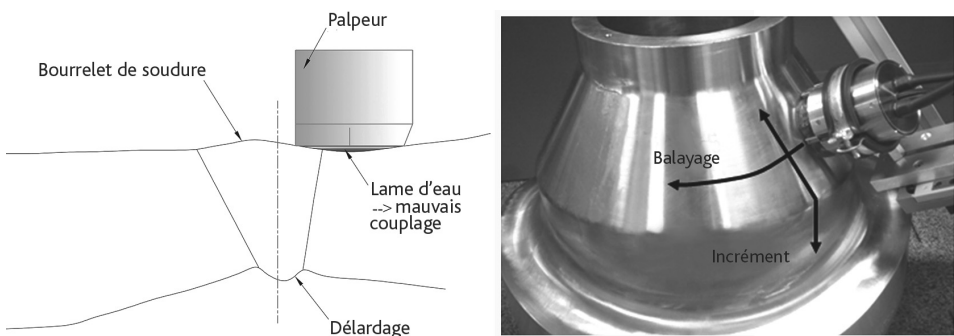
- les études faites pour le cas de la zone du piquage du circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) sur le circuit primaire, zone soumise à des écarts de température bien supérieurs à ceux concernant les coudes du circuit RRA (et pouvant aller jusqu'à 280 °C), ont conduit à considérer que la nature de l'écoulement joue *a priori* un rôle plus important que l'écart de température. En effet, les investigations ont montré que les piquages RCV du parc étaient très peu endommagés par fatigue thermique. Ce constat n'a pas été invalidé lors des contrôles en service réalisés depuis.

À partir des résultats des études et recherches menées sur la fatigue thermique, EDF a défini une politique d'exploitation, de suivi en service et de remplacement des zones de mélange, applicable à tous les réacteurs. Dès l'année 2000, un contrôle par ultrasons des zones des circuits RRA à fort écart de température a été mis en œuvre toutes les 450 heures de fonctionnement (suivant en cela une recommandation de l'IRSN), et des durées maximales de fonctionnement à fort écart de température ont été définis pour toutes les zones sensibles.

Cependant, la recherche sur la fatigue se poursuit, car il convient de progresser encore dans la compréhension des mécanismes qui interviennent et des conditions d'apparition de dommages. Aussi, l'IRSN a lancé en 2013 un projet, dénommé EVA (Étude du vieillissement des aciers) en partenariat avec l'INSA à Lyon. Ce projet vise à explorer plus précisément les effets de l'environnement – évoqués plus haut – dans les conditions des réacteurs à eau sous pression (pression, température et chimie de l'eau) sur la durée de vie en fatigue des aciers austénitiques (voire austéno-ferritiques), effets pouvant expliquer le manque de conservatisme des courbes de fatigue en air du code ASME et reprises dans le RCC-M. Le « banc d'essai » associera une machine de fatigue et un autoclave. Depuis 2014, l'IRSN est aussi partenaire du projet européen INCEFA<sup>172</sup> portant sur le même sujet.

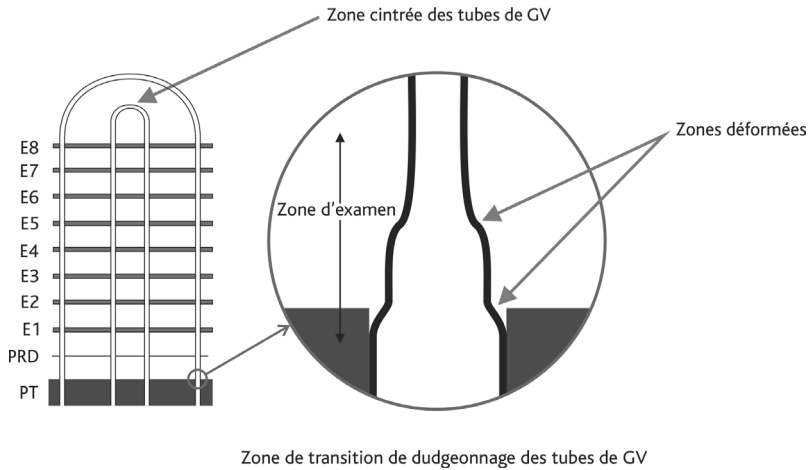
### 10.1.2. *Recherches et développements en matière de contrôles non destructifs*

Les contrôles effectués lors de la fabrication de composants destinés à la construction des installations nucléaires, puis lors de leur exploitation (contrôles en service), constituent un élément essentiel de la défense en profondeur. Pour les réacteurs du parc électronucléaire, les pratiques en la matière sont codifiées dans un recueil de règles (le RSE-M : règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques). Cependant, un certain nombre de questions et de difficultés sont généralement rencontrées, telles que l'adéquation du type et des performances des moyens de contrôle utilisés par les constructeurs et les exploitants (ou leurs prestataires) à des zones nécessitant d'être contrôlées, mais présentant des géométries complexes (exemples sur les figures 10.5 et 10.6), ou des matériaux de structure métallurgique particulière. Cela a motivé, au début des années 1990, l'engagement par l'IPSN de travaux de recherche et de développement visant à mettre au point des prototypes de capteurs pouvant s'adapter à ces formes complexes. Ces recherches dans le domaine des contrôles non destructifs (ou examens



**Figure 10.5.** Exemples de particularités géométriques : contrôle manuel par ultrasons d'une soudure avec bourrelet – contrôle par ultrasons d'un piquage de forme complexe. © IRSN.

172. *INcreasing Safety in NPPs by Covering gaps in Environmental Fatigue Assessment.*



**Figure 10.6.** Un autre exemple de particularité géométrique : la zone de transition de dudgeonnage<sup>173</sup> des tubes des générateurs de vapeur (GV) et les zones cintrées des tubes. © IRSN.

non destructifs ou END) ont concerné les ultrasons et les courants de Foucault – ainsi que la radiographie en matière de simulation. Elles sont menées dans une optique d'incitation des exploitants nucléaires à rechercher et à utiliser les meilleures techniques possibles pour le contrôle des composants de leurs installations.

Dans ce domaine, les travaux, menés principalement par l'IRSN avec le CEA, concernent l'ensemble des installations nucléaires susceptibles d'être concernées par le vieillissement. Ils portent, comme évoqué ci-dessus, sur le développement de traducteurs ou de sondes prototypes innovants, ainsi que sur le développement de modèles de simulation des contrôles. Les traducteurs ou les sondes mis au point sont destinés à vérifier l'absence de dégradations susceptibles d'altérer la sûreté, comme par exemple des fissures. Ces moyens innovants, qui font généralement l'objet de brevets, concernent surtout des composants importants pour la sûreté des réacteurs à eau sous pression, dont certains considérés comme « non ruptibles »<sup>174</sup> dans l'analyse de sûreté, mais pour lesquels des mécanismes de dégradation sont néanmoins postulés. En l'état actuel, des difficultés importantes de contrôle subsistent sur certains composants, tels que des tuyauteries primaires constituées de matériaux hétérogènes à gros grains dans lesquels les ondes ultrasonores se propagent difficilement, ou des parties de composants à surface complexe, voire des parties cintrées de tubes de générateurs de vapeur

173. Le principe de dudgeonnage d'un tube dans une plaque à tubes est de créer une expansion radiale du tube par mandrinage, ou par pression hydraulique entraînant une déformation plastique du tube. Les contraintes résiduelles se traduisent par une pression de contact tube-plaque ayant pour conséquence la réalisation d'une liaison mécanique résistante entre le tube et la plaque. Les outils utilisés ne doivent pas provoquer d'empreintes à pentes brusques sur le métal, ni arrachement, ni bien sûr d'amorces de fissures.

174. Composants pour lesquels les dispositions de conception, de fabrication et de surveillance en service permettent de considérer que leur rupture est hautement improbable ; leur rupture ne fait pas l'objet de dispositions spécifiques de limitation des conséquences.

(figure 10.6). Les difficultés rencontrées sur ces composants devraient être surmontées grâce aux meilleures performances obtenues à l'aide de ces capteurs adaptatifs, qui permettent de mieux propager les ondes ou les signaux. Pour les matériaux à gros grains, des techniques de traitement de signal sont également envisagées.

En ce qui concerne l'autre thématique, à savoir la simulation, des modèles sont développés pour les techniques de contrôle les plus couramment utilisées, telles que les ultrasons, la radiographie et les courants de Foucault. Ces modèles sont intégrés dans la « plateforme de simulation » CIVA développée par le CEA, et sont dorénavant accessibles à tous les utilisateurs concernés. Ils sont utilisés couramment par l'IRSN et sont devenus incontournables pour évaluer les performances des contrôles réalisés par les constructeurs, les exploitants ou leurs prestataires de service, dans le but d'étayer les avis techniques aux autorités de sûreté. Tous ces développements sont principalement réalisés en partenariat avec le CEA, mais aussi avec l'U.S.NRC associée aux laboratoires de PNNL pour des études plus spécifiques portant sur les contrôles des matériaux à gros grains, et de l'ANL pour des études portant sur les contrôles des tubes de générateurs de vapeur.

## A) Développement de traducteurs et de sondes

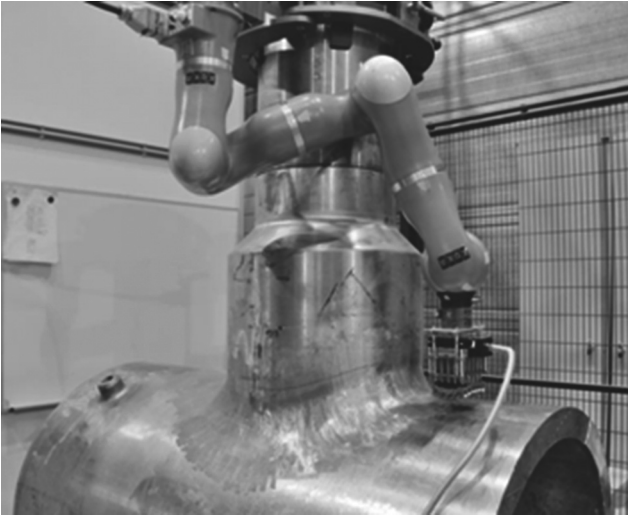
### ► Développement d'un traducteur ultrasons « conformable » pour des pièces de géométrie complexe

Le développement d'un traducteur ultrasons « conformable », qui s'adapte à la forme des pièces, a été réalisé par l'IPSN en partenariat avec le CEA ; il a fait l'objet d'un brevet déposé en 2003.

L'objectif essentiel de ce traducteur (figure 10.7) est de permettre ou d'améliorer la détection et la caractérisation géométrique des défauts dans des composants qui présentent des géométries de formes complexes (petits coudes, petits piquages, présence d'irrégularités en surface, etc.), sur lesquels le couplage acoustique du capteur conventionnel rigide ne peut plus être assuré convenablement. Dans de telles conditions, les contrôles devaient être améliorés, en particulier pour les composants les plus importants pour la sûreté pour lesquels des dégradations par fissuration sont possibles. Le traducteur multi-éléments flexible développé comme indiqué ci-dessus s'adapte à la forme de la pièce.



Figure 10.7. Un prototype du traducteur « conformable » – brevet IRSN/CEA. © IRSN/CEA.



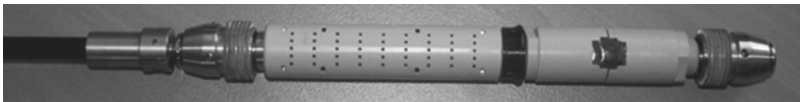
**Figure 10.8.** Contrôle d'un piquage à l'aide d'un traducteur conforme (conférence Cofrend 2014 – stratégie pour l'inspection robotisée de composants nucléaires : de la conception du contrôle aux résultats expérimentaux). © CEA.

Ce type de traducteur peut maintenant être utilisé pour des cas d'applications industrielles, comme cela est montré sur la figure 10.8 qui illustre une étude pour le contrôle d'une soudure d'un gros piquage, réalisée par Laborelec avec le CEA.

### ► Développement de sondes à courants de Foucault pour le contrôle des tubes de générateurs de vapeur

Le contrôle des tubes des générateurs de vapeur constitue un sujet important pour la sûreté en raison du risque de rupture de tube et de relâchement de produits radioactifs dans l'environnement (bipasse de l'enceinte de confinement). Il y a entre 3 000 et 5 000 tubes par générateur de vapeur.

Le contrôle des tubes de générateurs de vapeur est réalisé à l'aide de sondes à courants de Foucault généralement rigides et bien adaptées à la détection des défauts sous des surfaces régulières comme les parties droites des tubes. Toutefois, en présence de formes complexes rencontrées dans les zones de transition de dudgeonnage<sup>175</sup> ou

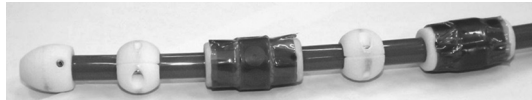


**Figure 10.9.** Sonde souple à courants de Foucault pour inspection de tubes de GV. © DR.

175. Voir nota 173, figure 10.6.

dans les petits cintres des tubes qui peuvent comporter des déformations (ovalisation, écrasement, etc.), les sondes rigides conventionnelles peuvent vite montrer leurs limites. Pour traiter ces cas difficiles et rendre efficaces les contrôles dans ces zones sujettes à des dégradations potentielles, une technologie de capteurs souples a été développée conjointement par l'IRSN et le CEA.

La technologie de la sonde souple (figures 10.9 et 10.10) est fondée sur l'utilisation de bobinages gravés sur un substrat en Kapton<sup>176</sup> et de récepteurs très sensibles au champ magnétique de type GMR (*Giant Magnetoresistance*). Cette technologie permet d'améliorer la détection des défauts d'orientation circonférentielle dans des zones difficiles à contrôler en raison des variations géométriques associées à la présence de fissures d'orientation longitudinale. Un brevet a été déposé par le CEA et l'IRSN en 2009 pour la sonde développée.



**Figure 10.10.** Prototype de sonde souple à courants de Foucault pour inspection de cintres de tubes de GV. © DR.

### ► Développement de sondes pour les pièces moulées et les structures hétérogènes

Des traducteurs par ultrasons prototypes et une sonde par courants de Foucault prototype à basse fréquence sont également mis au point dans le but de détecter et de dimensionner des défauts plans dans des pièces moulées, dont la structure métallurgique est caractérisée par la présence de très gros grains.

En ultrasons, la détection des défauts débouchants en paroi interne des composants (tuyauteries, etc.), à l'aide d'un contrôle par l'extérieur, est généralement bien assurée car les échos produits résultent d'une concentration d'énergie ultrasonore obtenue par « effet de coin<sup>177</sup> ». Par contre, le dimensionnement des défauts plans est obtenu par la mesure d'échos de diffraction obtenus sur le sommet des défauts. Ces échos ont, de fait, des amplitudes très faibles et sont accompagnés d'un bruit plus ou moins important dû à la structure métallurgique à gros grains qui conduit à un faible rapport signal sur bruit. Les progrès sont importants puisque des défauts d'extension en profondeur de dix à 15 mm sont dimensionnés (caractérisés) dans des structures réputées difficiles, mais des progrès

176. Le Kapton est un film isolant de polyamide dont les propriétés mécanique (souplesse, finesse, tenue en température, gravure sur film, etc.) permettent un large usage dans l'industrie électrique et électronique.

177. L'effet de coin correspond à un phénomène de surintensité de l'écho ultrasonore due aux réflexions multiples sur le coin formé à l'intersection de la surface interne du matériau avec un défaut plan de type fissure, débouchant ou quasi débouchant, dont l'orientation est globalement perpendiculaire à la surface.



doivent encore être faits pour améliorer les performances et les confirmer en réalisant des essais sur une plus large variété de matériaux, en améliorant à la fois le traitement de signal et la technologie du traducteur.

En courants de Foucault, une technologie de capteurs à basse fréquence pour la détection de défauts situés sous la surface de composants épais est aussi développée conjointement par l'IRSN et le CEA. De bons résultats ont été obtenus avec la sonde à basse fréquence qui comprend également un récepteur de type GMR. Le prototype permet de détecter des défauts plans dont l'extension en profondeur va de cinq à 15 mm, tout en produisant des signaux dont l'amplitude est liée à l'extension en profondeur du défaut. Cette technologie par courants de Foucault devrait être en mesure de compléter voire dans certains cas de remplacer des contrôles par ultrasons pour lesquels il ne serait pas possible de réaliser des mesures d'extension en profondeur de défaut plans, en particulier sur des composants dont la nature du matériau perturbe fortement la propagation des ultrasons, comme cela est le cas pour les aciers inoxydables à gros grains. La technologie par courants de Foucault présente néanmoins l'inconvénient de nécessiter un accès à la surface interne de la tuyauterie ou du composant à contrôler.

Les travaux doivent se poursuivre pour améliorer la détectabilité des défauts pour les deux méthodes par ultrasons et par courants de Foucault. Ces travaux sont réalisés dans le cadre d'une collaboration entre l'IRSN et l'U.S.NRC.

## **B) Développement de modèles de simulation**

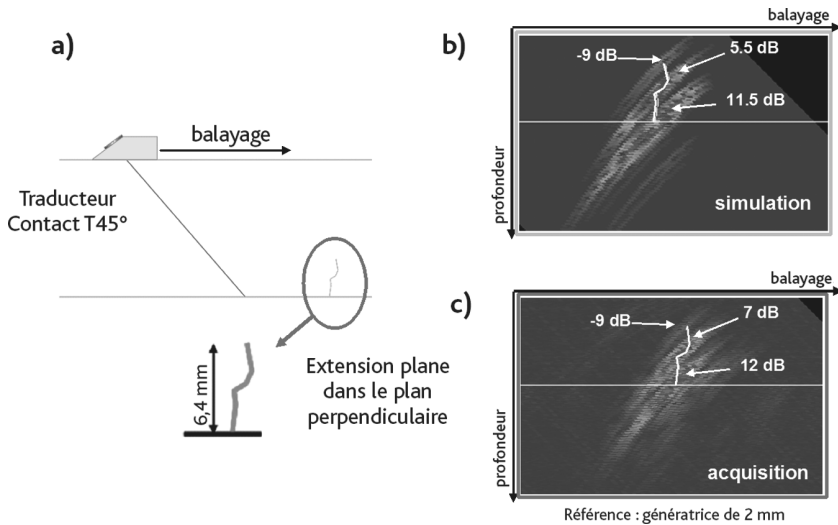
### **► Simulation des contrôles par ultrasons des matériaux à structure homogène**

L'IPSN a engagé à la fin des années 1990, en partenariat avec le CEA, des développements de modèles de simulation dédiés à la technique de contrôle par ultrasons, dans le but de fournir des outils d'aide aux expertises. Ces modèles ont été implantés dans la « plateforme » CIVA. Les études ont permis de traiter le cas des matériaux homogènes dans lesquels les ultrasons se propagent sans difficultés particulières, pour des pièces de formes simples et de formes complexes. Ces modèles peuvent s'appliquer aux capteurs à ultrasons mis directement en contact avec les pièces et aux capteurs utilisés en immersion et sans contact<sup>178</sup>, équipant les machines d'inspection en service utilisées pour les examens des soudures des cuves des réacteurs du parc électronucléaire ou de propulsion navale. Les travaux ont ensuite été poursuivis pour pouvoir prendre en compte des défauts de formes plus complexes et susceptibles d'être désorientés, afin d'être en mesure de bien simuler des défauts plus proches de ceux réellement rencontrés dans les composants. Un exemple d'étude est montré sur la figure 10.11.

Ces modèles développés pour les matériaux homogènes sont fonctionnels et sont très souvent utilisés dans le cadre des expertises menées pour le compte des autorités de sûreté nucléaire.

---

178. D'autres modèles permettant de simuler les contrôles par la méthode TOFD (*Time Of Flight Diffraction*) ont été développés par le CEA en partenariat avec EDF et sont disponibles dans CIVA.



**Figure 10.11.** Réponse ultrasonore d'un défaut multi-facettes lors d'un contrôle au contact en ondes transversales à 45° a) configuration de contrôle b) imagerie défaut « simulé » c) imagerie défaut « expérimental ». © DR.

### ► Simulation des contrôles par courants de Foucault

Les fonctionnalités de CIVA pour le contrôle par courants de Foucault permettent de simuler les contrôles des tubes de générateur de vapeur avec la sonde axiale (figure 10.12), avec les sondes tournantes (STL<sup>179</sup>, STT<sup>180</sup>, + Point) et avec les sondes multiéléments. La première phase du développement des modèles s'adressait à une configuration simple avec un tube et un défaut isolé. Les développements des modèles permettent maintenant de tenir compte d'une géométrie plus réaliste du tube et de son environnement (zone de transition géométrique entre la partie dudgeonnée du tube dans la plaque à tubes et sa partie courante, zones situées sous les plaques entretoises, zone cintrée). Il est également possible de modéliser un défaut complexe ou un réseau de défauts. La validation de CIVA est réalisée par des comparaisons à des données expérimentales et par la réalisation de cas tests (benchmarks). La confiance ainsi obtenue dans l'utilisation des outils de simulation permet de les utiliser pour évaluer les techniques de contrôle.

Par ailleurs, le CEA a développé des fonctionnalités de CIVA qui permettent de simuler la sonde à courants de Foucault multiéléments X-Probe, plus couramment utilisée à l'international et en particulier aux États-Unis. Cela va permettre à l'IRSN de mieux connaître les performances et les limites de cette sonde qui a été ajoutée aux moyens de contrôle utilisables par EDF.

179. Sonde tournante longue.

180. Sonde tournante transversale.

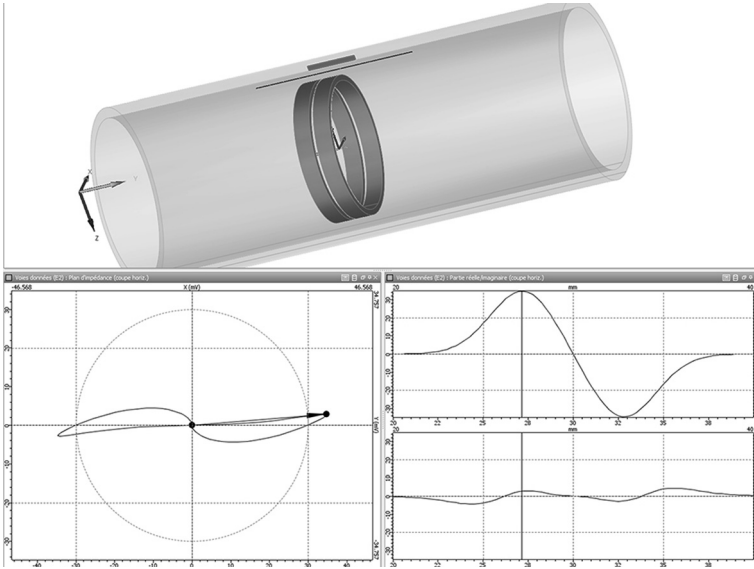


Figure 10.12. Simulation de la réponse de la sonde à courants de Foucault dénommée « Sonde axiale » pour une entaille externe. © IRSN.

## ► Simulation des contrôles par radiographie

Le développement par l'IRSN, en collaboration avec le CEA, d'outils de simulation des contrôles radiographiques a débuté plus tardivement que ceux engagés pour les ultrasons et les courants de Foucault. Dans un premier temps, les configurations des tirs radiographiques les plus courantes mises en œuvre sur les composants des installations nucléaires, qui peuvent présenter des dimensions, des épaisseurs, des formes ou des conditions d'accès différentes, ont été recensées. Ceci a permis de développer des modèles permettant de reproduire les conditions opératoires les plus courantes, en prenant en compte les sources de rayonnement utilisant de l'iridium ou du cobalt et les films argentiques en usage sur les installations. Ensuite, le cas des soudures de matériaux différents (par exemple le revêtement en acier inoxydable déposé sur de l'acier ferritique, ou les soudures bimétalliques qui permettent de raccorder des tuyauteries en acier inoxydable à des composants en acier ferritique) a été traité. Cela est par exemple réalisé en décrivant à l'aide d'un logiciel de conception assistée par ordinateur (CAO), d'une part la pièce à radiographier, d'autre part les différentes zones de matériaux de la pièce, pour lesquelles on affecte les propriétés du matériau considéré. Il en a été de même pour les défauts dont on souhaite simuler la détection, qui sont passés d'une forme très simple au début des études à des formes beaucoup plus complexes, qui peuvent être décrites par des moyens de conception assistée par ordinateur à trois dimensions (CAO 3D).

À partir de 2010, l'accent a surtout été mis sur les validations expérimentales des modèles de simulation, réalisées à l'aide de maquettes représentatives des composants et présentant des défauts calibrés. Ces validations ont été réalisées sur quelques-unes des configurations de tirs radiographiques précédemment étudiées ; elles ont permis de

comparer les résultats obtenus en simulation avec ceux obtenus lors des tirs expérimentaux. Ces validations de modèles se poursuivent actuellement pour traiter les conditions opératoires les plus courantes<sup>181</sup> de la radiographie et font l'objet de publications ou de benchmarks.

Depuis 2013, les recherches se poursuivent pour prendre en compte, entre autres, d'autres sources de rayonnement comme le sélénium (moins dosant pour les opérateurs, mais moins pénétrant dans les structures), des tirs sous rayonnements X dédiés aux très fortes épaisseurs, et des films numériques.

Ici aussi, les modèles développés et implantés dans CIVA sont désormais utilisés régulièrement à l'IRSN dans le cadre d'expertises ou d'études paramétriques.

### ► Simulation des contrôles par ultrasons de matériaux à structure hétérogène à gros grains et amélioration des contrôles

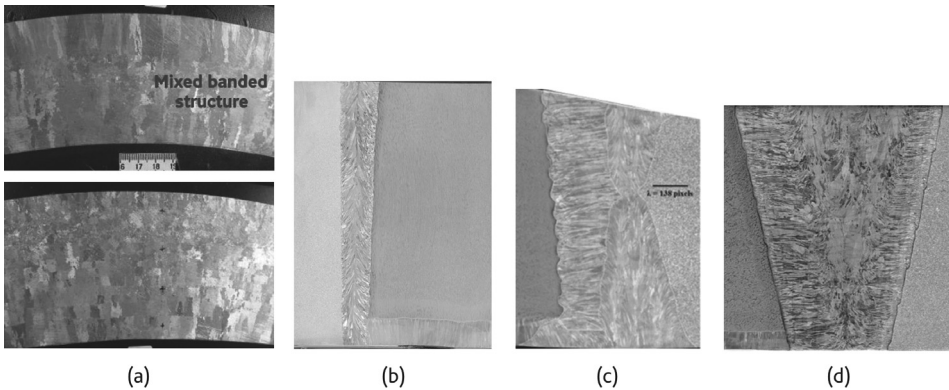
Après avoir mis au point des modèles de simulation adaptés aux contrôles par ultrasons des composants fabriqués à partir de matériaux homogènes ou de soudures homogènes – qui ne font généralement pas obstacles à une bonne propagation des ultrasons et qui permettent de prévoir avec une bonne confiance les performances de nombreux contrôles par ultrasons – l'IRSN a considéré qu'il était nécessaire de poursuivre les études pour mettre au point des modèles de simulation plus spécialement adaptés aux contrôles par ultrasons de matériaux hétérogènes.

Les matériaux hétérogènes des circuits primaires des réacteurs à eau sous pression, que l'on trouve par exemple dans les parties moulées ou dans les soudures qui relient des tuyauteries en acier inoxydable à des gros composants primaires en acier ferritique (liaisons bimétalliques), peuvent perturber fortement la propagation des ultrasons. Cela est dû à la structure métallurgique particulière de ces matériaux, qui comportent des gros grains (que ce soit les pièces moulées ou les liaisons bimétalliques), dont l'orientation et la taille peuvent varier en fonction de la profondeur. Cela conduit à des changements de vitesse des ondes, ainsi qu'à des phénomènes divers de dispersion ou d'atténuation aux interfaces des grains, qui réduisent l'efficacité de la détection et du dimensionnement des défauts. Dans les deux cas évoqués, la simulation des contrôles et le contrôle effectif de ces zones de matériaux particuliers constituent toujours un sujet de recherche et de développement important, avec de nombreuses difficultés à surmonter. Il est ainsi nécessaire, pour simuler ce type de contrôle, de pouvoir décrire la structure complexe du matériau (métal de base et soudure) dans le modèle, en 2D voire 3D, puis de calculer le champ acoustique transmis dans les matériaux traversés, en tenant compte de cette structure complexe qui va produire plus de bruit en comparaison d'une structure homogène. Il faut enfin être en mesure de calculer les diverses interactions du champ perturbé lors de la traversée des diverses structures avec les défauts rencontrés.

À partir de maquettes existantes et représentatives de ce type de composants, mais toutefois limitées en nombre (figure 10.13), il a été possible d'engager la mise au point de

---

181. Tir panoramique avec source centrée à l'intérieur de la tuyauterie et films à l'extérieur, tirs avec source positionnée à l'extérieur au contact, etc.



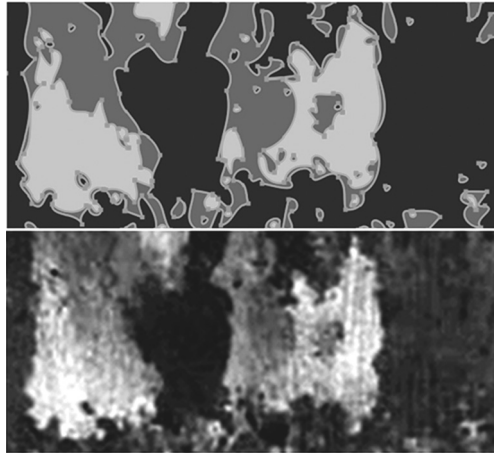
**Figure 10.13.** Structures métallurgiques à gros grains observées sur des maquettes de l'IRSN représentatives de composants (a) moulé, fabricant « Manoir », (b) soudure à chanfrein étroit, (c) LBM Inox, fabricant « Cockerill », (d) LBM de cuve de type « N4 ». © IRSN.

modèles de prévision de la propagation des ondes ultrasonores, grâce à des examens macrographiques réalisés directement sur ces maquettes, qui ont permis de décrire des structures simplifiées donnant les contours des grains et leur orientation. La mise au point des modèles a conduit à des résultats très encourageants, mais compte tenu du nombre limité de cas étudiés, il est nécessaire de poursuivre des essais sur d'autres maquettes pour confirmer et améliorer les prévisions.

Une autre difficulté majeure rencontrée pour simuler les contrôles par ultrasons de ces structures complexes est liée au besoin d'avoir connaissance de la description de la structure des matériaux afin de réaliser une description simplifiée de celle-ci et de ses grains. Ceci peut être obtenu par reconnaissance de forme (figure 10.14) à partir des examens macrographiques tels que ceux présentés sur la figure 10.13 pour des maquettes utilisées pour la mise au point des modèles.

Malheureusement, il n'existe pas d'échantillons représentatifs des composants pour la grande diversité de structures et/ou de soudures hétérogènes rencontrées sur le parc électronucléaire en exploitation en France ou sur d'autres installations étrangères. Il faut donc envisager d'autres moyens de description que ceux faisant appel à des examens macrographiques.

Les études se poursuivent donc, d'une part pour explorer des moyens non destructifs permettant d'accéder à une description suffisante de la structure du matériau et de ses grains et prévoir correctement les performances du contrôle, d'autre part pour évaluer voire mettre au point des logiciels de simulation de la solidification à partir de paramètres d'élaboration pour les produits moulés et de soudage pour les soudures des liaisons bimétalliques. Il serait ensuite nécessaire, par exemple, pour être en mesure de simuler des contrôles sur les composants concernés du parc, d'avoir accès à des données d'élaboration ou de soudage qui pourraient être décrites par famille. Cet accès à ces données d'élaboration pourrait être envisagé par une consultation des fabricants ou des constructeurs.



**Figure 10.14.** Exemple de reconnaissance de la forme des grains pour de l'acier moulé, fabricant « Manoir ». © IRSN.

Pour les liaisons bimétalliques et les matériaux moulés à gros grains, les modèles mis au point nécessitent encore des améliorations, car les écarts entre la simulation et les résultats expérimentaux restent trop importants et dépendent également de la fiabilité des méthodes de détermination des caractéristiques des matériaux. De ce fait, l'IRSN considère que la simulation pour ces composants n'est pas suffisamment opérationnelle. Les travaux se poursuivent dans le cadre d'une action de coopération entre l'IRSN et l'U.S.NRC associés aux laboratoires du CEA et de PNNL, qui va permettre des échanges de données ou de maquettes représentatives de composants entre les divers organismes. Cette collaboration doit se poursuivre jusqu'en 2017, et va concerner également des recherches pour la mise au point de prototypes de traducteurs et de sondes à courants de Foucault plus adaptés à détecter et à dimensionner des défauts dans ces matériaux très difficiles à contrôler.

### **10.1.3. Études et recherches sur le comportement sismique des ponts roulants**

Des études et des recherches ont été engagées à l'initiative de l'IRSN, en collaboration avec le CEA, sur le comportement dynamique, sous sollicitations sismiques, de ponts roulants – constitués d'éléments mécano-soudés<sup>182</sup>. Le comportement de telles structures sous sollicitations sismiques est en effet très complexe, car des phénomènes tels que des chocs multiples (en cas de blocage de roues) ou un glissement de chariot peuvent intervenir.

L'IRSN a été amené à examiner ce sujet à l'occasion d'expertises de dossiers relatifs à des réévaluations sismiques de diverses installations nucléaires ; les démonstrations

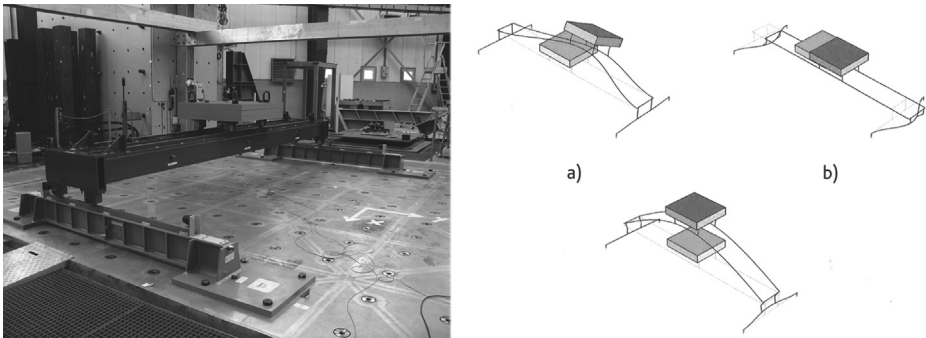
---

182. C'est-à-dire assemblés par soudage sans jeux, par opposition à un assemblage boulonné qui introduit des jeux.

présentées par les exploitants sur la tenue sismique des ponts roulants et l'absence de chute de charge utilisaient des méthodes dont la robustesse méritait d'être confortée (méthode d'analyse modale associée à l'utilisation de « spectres réduits » ou des « masses réduites »).

Il est apparu dans un premier temps essentiel d'améliorer la compréhension du comportement sismique des ponts roulants en tirant le meilleur profit des moyens disponibles, tant expérimentaux (tables vibrantes) que de simulation (logiciels de calcul par éléments finis).

Les travaux (2005–2013 [1]) ont comporté un volet théorique, un volet de simulations numériques et un volet expérimental avec la réalisation d'essais sur la table vibrante AZALEE du centre d'études du CEA de Saclay<sup>183</sup> (figure 10.15). Les essais ont été réalisés sur une maquette à échelle réduite (1/5). Les chargements sismiques ont été simulés par des vérins asservis, sollicitant la structure dans les deux directions horizontales de la table. Dans un premier temps, les recherches bibliographiques ont permis d'identifier les paramètres influant sur le comportement des ponts roulants. La géométrie et l'échelle de la maquette ont été définies à l'aide de calculs par éléments finis avec comme objectif de retrouver dans la maquette les principaux modes propres de la structure réelle du pont<sup>184</sup>. Une centaine de configurations ont été réalisées en faisant varier plusieurs paramètres influents, notamment la position du chariot, la nature du contact au niveau des galets (galets bloqués ou galets libres en rotation), ainsi que la « masse ajoutée » (charge accrochée au chariot) et sa position. Un modèle numérique simplifié a été mis en œuvre, capable de reproduire le comportement



**Figure 10.15.** Le pont testé sur la table AZALEE (à gauche) et les trois modes principaux de déformation restitués par simulation numérique. © CEA (à gauche).

183. Depuis plus de 40 ans, le laboratoire d'Études de mécanique sismique (EMS) du CEA à Saclay mène des études en génie parasismique dont le but est de toujours mieux comprendre le comportement des structures, des équipements et des composants sous excitation sismique en s'appuyant sur les outils numériques et expérimentaux du laboratoire. La plateforme expérimentale TAMARIS (Tables et moyens d'analyses des risques sismiques) rassemble l'ensemble des moyens expérimentaux du laboratoire. La table AZALEE est à ce jour le moyen d'essai triaxial le plus important en Europe.
184. Le pont pris comme référence est un pont générique de bâtiments nucléaires.

dynamique de cette structure avec des temps de calculs réduits. Ce modèle a été validé sur plusieurs configurations représentatives des conditions de fonctionnement des ponts. Il pourra être utilisé par l'IRSN dans des études de risque sismique, notamment pour apprécier le comportement de ponts de manutention à des séismes plus sévères que ceux retenus pour leur dimensionnement.

Ultérieurement, les enseignements tirés de ces études et recherches pourront permettre à l'IRSN de proposer des pistes pour élaborer, à terme, des règles pour l'analyse de l'interaction dynamique entre ponts roulants et structures de génie civil.

## **10.2. *Recherches et développements relatifs aux ouvrages de génie civil***

Pour les réacteurs à eau sous pression, les recherches et développements relatifs aux ouvrages de génie civil concernent pour l'essentiel l'enceinte de confinement. Cette structure est essentielle en tant que barrière ultime entre le réacteur et l'environnement.

Nous rappellerons tout d'abord que les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français sont dotés d'enceintes de confinement relevant de trois types de conception :

- le premier type (réacteurs de 900 MWe) correspond aux enceintes à simple paroi en béton armé précontraint avec une peau d'étanchéité métallique en face interne ; il s'agit d'un confinement statique ;
- le deuxième type (réacteurs de 1 300 et 1 450 MWe) correspond aux enceintes à double paroi comprenant une paroi interne en béton précontraint et une paroi externe en béton armé ; un système de ventilation et de filtration de l'espace annulaire situé entre les deux parois assure un confinement dynamique, complétant l'étanchéité statique assurée par la paroi interne. Des revêtements en matériaux composites (résines) ont été installés à l'intrados des parois internes pour améliorer l'étanchéité de ces parois internes ;
- le troisième type (EPR) associe les deux types précédents : l'étanchéité est assurée par une peau métallique à l'intrados de la paroi interne, complétée par le confinement dynamique associé aux enceintes à double paroi.

Le comportement des enceintes dans les situations de dimensionnement et lors d'un accident de fusion du cœur est développé dans l'ouvrage de l'IRSN présentant l'état des connaissances sur les accidents de fusion du cœur dans les réacteurs de puissance<sup>185</sup>.

Par ailleurs, un aspect important est que, pour les réacteurs du parc électronucléaire avant le réacteur EPR, les chargements thermomécaniques d'un accident de fusion du cœur sur les enceintes sont plus sévères que ceux retenus pour leur dimensionnement

---

185. « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013 : voir les paragraphes 6.2 et 6.3.



(environ cinq bars absolus<sup>186</sup>), sachant que le dispositif « U5 » a été installé par la suite pour permettre la décompression de ces enceintes en cas de besoin, avec des rejets filtrés vers l'environnement (filtre à sable).

Les recherches concernant les ouvrages de génie civil en béton ont notamment pour objectif d'étudier le comportement des enceintes de confinement en conditions accidentelles, avec prise en compte de l'effet du vieillissement. L'objectif visé par ces travaux est de permettre une évaluation du comportement mécanique et de l'étanchéité des parois de ces enceintes, qui peuvent évoluer sous l'effet de mécanismes combinés de retrait, de fluage voire de « pathologies » ; ces « pathologies » résultent pour certaines des réactions chimiques lentes (quelques dizaines d'années) après la construction telles que les réactions de gonflement « alcali-granulats » (RAG) ou « sulfatiques internes » (RSI). L'analyse de ces phénomènes complexes en vue de leur maîtrise est un sujet actuel de recherche, pour assurer le respect des exigences de sûreté attribuées à ces ouvrages de génie civil.

Avant d'aborder les travaux de recherche et de développement menés plus particulièrement par l'IRSN sur les ouvrages de génie civil nucléaires, il convient de mentionner trois grands projets de recherche portés par EDF concernant ces ouvrages :

- le MAI (évoqué au paragraphe 10.1) ;
- le Projet national CEOS.fr (Comportement et évaluation des ouvrages spéciaux, pour ce qui concerne la fissuration et le retrait, 2008–2014), pour lequel l'Institut pour la recherche appliquée et l'expérimentation en génie civil (IREX) a apporté le support administratif et logistique. Les objectifs de ce projet, dont l'IRSN était l'un des 41 partenaires, ont été l'étude de la fissuration de voiles et de pièces massives en béton armé sous l'effet de différents chargements (chargement statique monotone ou cyclique), du comportement « au jeune âge » sur une durée de dix jours après la mise en œuvre du béton, jusqu'à la maturité du béton sous les différents chargements précités, avec une attention particulière à la fissuration créée dans ces ouvrages. Un document rassemblant des recommandations pour la maîtrise des phénomènes de fissuration a été diffusé en 2015 [2] ;
- le projet VERCORS (2013–2021) sur lequel nous reviendrons plus loin.

### **10.2.1. Développement de lois de comportement des ouvrages de génie civil**

L'IRSN mène des études sur le comportement des enceintes de confinement sous sollicitations sismiques et en situation d'accident de fusion du cœur. Il utilise pour cela le logiciel de simulation numérique Cast3M, développé par le CEA avec la contribution de l'IRSN (notamment la mise à la disposition du CEA de certains modèles rhéologiques issus de travaux de thèses financés par l'IRSN). Un point important à souligner est que ces

---

186. Cette valeur correspond à la pression de calcul, couvrant l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) ; c'est à cette valeur de dimensionnement que sont réalisées les épreuves des enceintes.

simulations sont vérifiées et validées par comparaison aux résultats des mesures d'auscultation des enceintes de confinement réalisées en continu par EDF et pendant les épreuves.

Depuis les années 1980, l'IPSN travaille avec les laboratoires spécialisés du CEA qui réalisent les développements nécessaires pour établir les lois de comportement des constituants des enceintes (béton, acier), allant du comportement linéaire de la structure jusqu'au domaine non linéaire en tenant compte de la fissuration du béton et jusqu'à la dégradation de la structure ; ces lois sont utilisées dans l'étude du comportement des enceintes sous chargements complexes. L'objectif est de pouvoir simuler le comportement des enceintes de leur construction jusqu'à un éventuel accident.

Le développement de ces lois s'est appuyé sur des essais réalisés avec des éprouvettes et elles ont été vérifiées sur des structures (dalles, poutres, portiques) et validées avec les résultats d'essais sur maquettes à grande échelle (on citera notamment les essais réalisés sur les maquettes RCCV<sup>187</sup> et PCCV<sup>188</sup> aux laboratoires de Sandia aux États-Unis)<sup>189</sup>.

Ces recherches et développements permettent notamment à l'IRSN d'évaluer, avec le logiciel Cast3M, dans le cadre des études de physique en support au développement des études probabilistes de sûreté (EPS) de niveau 2, le comportement des enceintes de confinement en cas d'accident de fusion du cœur. Ces études ont démarré dans les années pour les enceintes des réacteurs de 900 MWe en utilisant une démarche multi-échelles développée par l'IPSN qui a permis, avec les moyens informatiques alors disponibles, de déterminer avec un niveau de précision suffisant les zones sensibles de ces enceintes (figure 10.16). Ces études ont ainsi montré que la zone du tampon d'accès des matériels (TAM) constituait un point faible en cas d'accident de fusion du

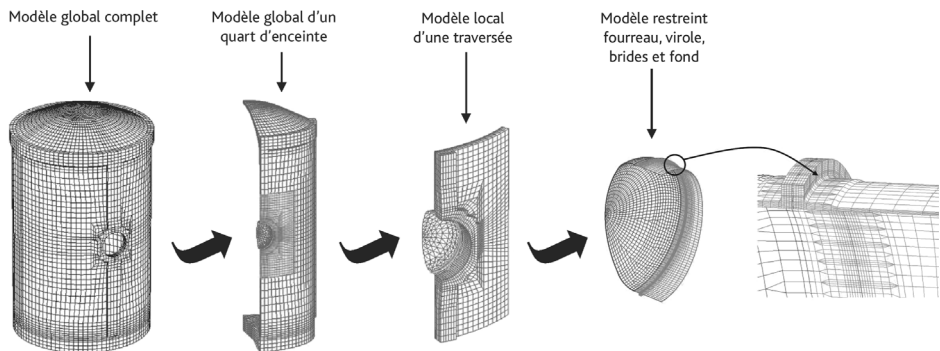


Figure 10.16. Modélisation des enceintes et zone du TAM. © Georges Nahas/IRSN.

187. *Reinforced Concrete Containment Vessel.*

188. *Prestressed Concrete Containment Vessel.*

189. Essais réalisés dans le cadre de collaborations entre les laboratoires de Sandia (SNL), l'U.S.NRC et NUPEC (Nuclear Power Engineering Center of Japan).

cœur – en particulier les brides de fermeture –, ce qui a conduit EDF à programmer le changement du système de fermeture (système utilisant dorénavant des boulons de nuance d'acier différente et de plus gros diamètre) dans le cadre des troisièmes visites décennales de ces réacteurs<sup>190</sup>.

Ces outils de simulation offrent aussi la possibilité d'explorer le comportement des enceintes soumises à d'autres chargements accidentels (choc, séisme, etc.) ou même à des combinaisons de chargements accidentels au-delà de ceux qui ont été retenus pour leur dimensionnement.

### **10.2.2. *Recherches et développements sur le comportement d'ouvrages de génie civil sous sollicitations sismiques***

Comme cela a été indiqué plus haut, le développement de lois de comportement pour les différents composants des ouvrages de génie civil et de modèles rhéologiques permet, avec le logiciel de simulation Cast3M, de mener des études de comportement dynamique non linéaire d'ouvrages sous sollicitations sismiques, jusques et au-delà du séisme de dimensionnement.

Les programmes expérimentaux ont été réalisés à la demande de l'IPSN (puis de l'IRSN) avec les tables vibrantes du CEA à Saclay (chargements dynamiques) sur des structures simples ou complexes telles que des portiques et des voiles. Parallèlement, d'autres essais sur des structures identiques et sous chargements statiques alternés croissants, allant jusqu'à la rupture, ont été réalisés au CEBTP<sup>191</sup>. L'ensemble de ces essais a contribué à acquérir des éléments de connaissance sur le comportement dynamique des ouvrages en béton armé en cas de séisme.

D'autres sujets font l'objet de travaux de recherche et de développement, notamment :

- l'interaction sol-structures,
- l'évaluation des mouvements transférés du sol aux équipements installés sur les différents planchers,
- le comportement dynamique des structures en béton armé.

De plus, un autre sujet de recherches menées en collaboration avec le CEA concerne les dispositifs d'isolation sismique des ouvrages, notamment dans le contexte de leur application à de nouvelles installations (RJH<sup>192</sup>, ITER<sup>193</sup>).

Ces sujets sont développés ci-après.

---

190. Voir paragraphe 4.4.2.2 de l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013.

191. Groupe, expert dans l'ingénierie des sols, des matériaux et des ouvrages et des bâtiments.

192. Réacteur Jules Horowitz.

193. *International Thermonuclear Experimental Reactor*.

## A) Interaction sol-structures

La connaissance de l'effet de l'interaction sol-structures (ISS) est déterminante pour l'évaluation de la réponse dynamique, sous sollicitations sismiques, d'un bâtiment tel qu'un réacteur à eau sous pression, qui pèse environ 50 000 tonnes. Cette interaction peut être traitée par différentes méthodes, dont deux ont été explorées par l'IRSN : l'une développée à l'École centrale de Paris (méthode dite des équations intégrales), l'autre par les chercheurs du centre d'études du CEA à Saclay (méthode des frontières absorbantes<sup>194</sup> pour limiter la taille du domaine représentant le sol). L'IRSN a initié une collaboration avec l'École centrale de Paris dans le but d'utiliser sa méthode avec le logiciel MISS3D<sup>195</sup>. L'utilisation de la méthode des équations intégrales dans les calculs des structures par éléments finis a été réalisée par un chaînage séquentiel des deux logiciels MISS3D et Cast3M. La validation des deux méthodes précitées a été réalisée lors de la participation de l'IRSN, en collaboration avec le CEA, au benchmark international KARISMA<sup>196</sup> mis en place par l'AIEA à la suite du séisme (magnitude de 6,8 sur l'échelle de Richter) qui a affecté, le 16 juillet 2007, le site de la centrale nucléaire de Kashiwasaki Kariwa, équipée de sept réacteurs à eau bouillante. La réalisation des simulations numériques pour l'un des réacteurs de cette centrale a conduit à privilégier la méthode développée par le CEA. Toutefois, si la comparaison des résultats des calculs obtenus avec les mesures sur site a confirmé la capacité du modèle réalisé avec cette méthode à reproduire les mouvements horizontaux, des différences ont été observées pour la composante verticale, due à l'influence du décollement des radiers pendant le séisme. Des actions de recherche complémentaires sont poursuivies pour prendre en compte l'influence, dans le modèle, de la non-linéarité introduite par le décollement.

## B) Évaluation des mouvements transférés aux équipements

Les développements en matière de simulation visent également à améliorer la qualité de la prévision des mouvements transférés par les bâtiments aux équipements en prenant en compte le comportement non linéaire des ouvrages (effet de la fissuration du béton), dans le cadre par exemple d'évaluations de marges existantes au-delà des chargements retenus pour le dimensionnement des ouvrages et des équipements.

L'évaluation des marges sismiques est une préoccupation qui a émergé tout particulièrement aux États-Unis, au milieu des années 1980 : il s'agissait d'apprécier la contribution possible au risque global d'accident de fusion du cœur de séismes plus importants que ceux retenus pour la conception et le dimensionnement des centrales nucléaires de puissance situées dans la partie Est<sup>197</sup> des États-Unis. Ceci a conduit

---

194. Cette méthode permet d'effectuer des calculs sismiques d'interaction sol-structure par la méthode des éléments finis, en limitant la taille du domaine représentant le sol. La résolution s'effectue dans le domaine temporel sur l'ensemble du maillage sol-structure, avec possibilité de modéliser le décollement et le glissement du radier (notice du logiciel Cast3M).

195. Modélisation de l'interaction sol-structure en trois dimensions.

196. *KAshiwazaki-Kariwa Research Initiative for Seismic Margin Assessment*.

197. La zone de forte sismicité de la côte Californienne avait en effet été écartée du domaine de l'étude.

à différentes approches<sup>198</sup> sous l'appellation commune SMA (*Seismic Margins Assessment*).

Par ailleurs, suite au séisme survenu le 16 juillet 2007 qui a affecté le site de la centrale nucléaire de Kashiwasaki Kariwa, des observations *in situ* ont montré que certains équipements avaient résisté à un niveau de chargement supérieur à celui retenu pour leur dimensionnement. Plus récemment, au mois d'août 2011, un séisme a affecté la centrale nucléaire de North Anna située aux États-Unis (État de Virginie). Les accélérations du sol au niveau des deux réacteurs ont été évaluées à 0,2–0,3 g, valeurs supérieures à celles du DBE (*Design Basis Earthquake*), à savoir 0,12 g et 0,18 g<sup>199</sup>. L'arrêt d'urgence des réacteurs est intervenu (par dépassement du seuil fixé en termes de CAV [*Cumulative Absolute Velocity*] calé à 0,16 g.s) ; les groupes électrogènes ont démarré suite à la perte réseau électrique. Les réacteurs ont redémarré en décembre 2011, après que les investigations menées (y compris des inspections de la part de l'U.S.NRC) ont montré que le séisme n'avait pas occasionné de dommages significatifs aux équipements importants pour la sûreté.

La question des marges sismiques s'est reposée naturellement à la suite de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi, dans le cadre par exemple des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) menées en France, où la notion importante de « robustesse » est apparue : cette notion consiste à privilégier les solutions de conception et construction les plus stables sous chargements multiples avec des marges qui couvrent les domaines non explorés.

Il convient de préciser que, pour les réacteurs de génération III, les « Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs à eau sous pression » établies en France (2004) stipulent que « le concepteur doit aussi préciser comment il a l'intention de prouver l'existence de marges de dimensionnement suffisantes en cohérence avec les objectifs généraux de sûreté [...]. L'évaluation des marges doit être réalisée dans le but de démontrer qu'il n'y aurait pas d'effet falaise en matière de conséquences radiologiques en supposant des valeurs d'accélération supérieures aux valeurs d'accélération spécifiques au site ; la méthode correspondante doit tenir compte du comportement réel d'équipements représentatifs et des possibilités de défaillances simultanées d'équipements ».

L'objectif visé dans les travaux actuels de recherche et de développement dans lesquels s'implique l'IRSN est la mise au point de modèles numériques simplifiés capables de simuler le comportement non linéaire des ouvrages et de déterminer les mouvements sismiques imposés aux équipements (« spectres transférés »). Un certain nombre des essais réalisés avec la table vibrante AZALEE sont ainsi mis à profit pour valider la capacité de ces modèles à reproduire les résultats des mesures et des observations.

---

198. Sont à citer : l'approche SMA déclinée dans les documents de l'U.S.NRC NUREG/CR-4334 (1985), puis 4482 et 5076, l'approche probabiliste *PRA-based SMA method* qui a aussi fait l'objet d'un document de l'U.S.NRC, enfin l'approche SMA de l'EPRI, faisant l'objet du document NP-6041-SL, Revision 1 (1991).

199. Durant les années 1990, ces réacteurs avaient fait l'objet d'une réévaluation sismique pour un séisme calé à 0,3 g.

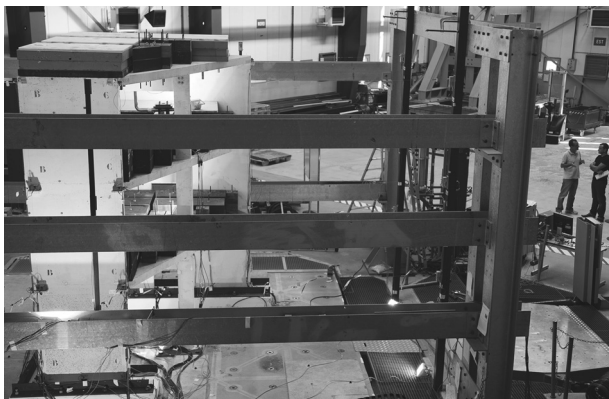
Parmi ces essais mis à profit, citons notamment ceux réalisés récemment dans le cadre du programme ENISTAT<sup>200</sup> ([3]), qui visait à apprécier la robustesse d'ouvrages conçus selon la réglementation « standard » de l'Eurocode 8<sup>201</sup> et équipés de dispositifs d'isolation thermique entre les parois verticales et les planchers (« rupteurs thermiques », créant une discontinuité entre les parois verticales et les planchers).

La maquette en béton armé, asymétrique et à l'échelle  $\frac{1}{2}$  – d'une masse totale d'environ 40 tonnes – a été dimensionnée pour une accélération à fréquence nulle de 0,3 g.

La maquette a été sollicitée par un chargement sismique horizontal allant de 0,1 g jusqu'à 0,8 g. La rupture d'un voile est survenue à 0,8 g, avec néanmoins des fissurations qui sont apparues à faible niveau de sollicitation. Les résultats des essais ont permis d'améliorer les modèles simplifiés pour mieux rendre compte des déplacements observés aux centres des planchers.

Un point important est apparu lors des essais : en appliquant des chargements sismiques tridimensionnels (horizontal et vertical simultanément), les mouvements de la maquette ont été tels que sa stabilité a été affectée, même à un faible niveau d'accélération de 0,07 g ; de ce fait, les essais ont été poursuivis, au-delà de 0,07 g, sans sollicitation verticale. Ce constat conduit l'IRSN à prévoir des actions de recherche sur la nocivité de la composante verticale des séismes.

La validation des modèles simplifiés se fera notamment en mettant à profit les résultats des nouveaux essais menés dans le cadre du programme SMART (figure 10.17) ;



**Figure 10.17.** La maquette instrumentée SMART2011 (en support à un programme de recherche commun CEA/EDF) est représentative d'un bâtiment de « type nucléaire » à l'échelle 1/4. D'une masse d'environ 47 tonnes (incluant 36 tonnes de masses additionnelles), elle est instrumentée avec plus de 200 voies de mesure (accélérations, déplacements, déformations) et subit une séquence de sept séismes de niveau croissant. © P. Stroppa/CEA.

- 
200. *Experimental and Numerical Investigation of Shear wall reinforced concrete buildings under Torsional effects using Advanced Techniques*, réalisé dans le cadre du programme européen SERIES (2009–2013), dirigé par l'université Turque de METU.
201. Intitulé « Conception et dimensionnement des structures pour leur résistance aux séismes ».

ces nouveaux essais ont été réalisés sur une maquette à l'échelle 1/3 dont la conception a été établie en appliquant le guide ASN 2/01 pour les ouvrages des installations nucléaires.

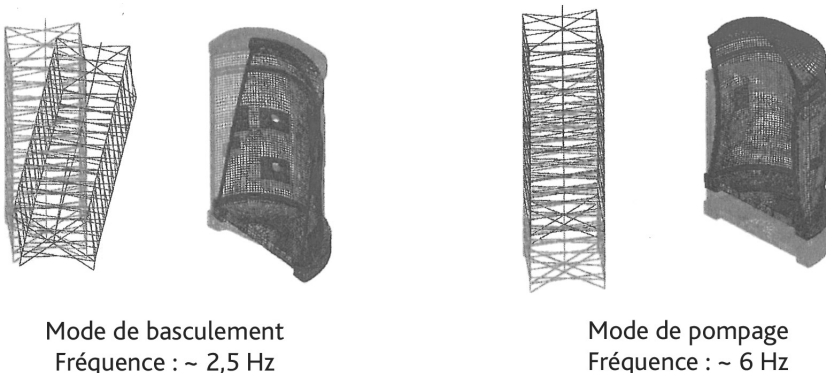
### A) Comportement dynamique des structures en béton armé

L'accident de Fukushima Daiichi a remis en exergue la question des combinaisons de chargements, notamment la survenue d'un accident de fusion du cœur suite à un séisme, ou l'arrivée d'une réplique sismique après la survenue d'un accident de fusion du cœur causé par un séisme principal. La détermination des effets du cumul de ces deux sollicitations transitoires de natures et de durées différentes est un problème complexe, en particulier si la structure en béton armé entre dans le domaine non linéaire voire s'endommage. Pour répondre à ce besoin, l'IRSN développe et utilise différentes méthodes ; il s'agit en particulier de l'utilisation de modèles simplifiés tels que le « multi-brochettes » (figure 10.18), capables de reproduire le comportement global des structures, le comportement local étant ensuite déterminé avec un modèle plus fin des structures, pour les instants critiques, en leur appliquant les torseurs d'efforts issus des analyses simplifiées. D'autres techniques innovantes font l'objet d'un développement avec le CEA et l'ENS Cachan.

### B) Autres sujets de recherche et développement concernant les sollicitations sismiques

D'autres sujets sont explorés par l'IRSN ; ils concernent :

- les dispositifs d'isolation sismique. Plusieurs questions de sûreté ont été soulevées à l'occasion des études relatives aux dispositifs d'isolation sismique retenus pour les installations RJH et ITER (patins disposés sous les bâtiments). D'autres dispositifs mixtes combinant l'isolation passive avec un contrôle actif (ou semi-actif), ou l'isolation tridimensionnelle sur laquelle les Japonais travaillent, pourraient aussi présenter un intérêt pour les installations en France. Une action de recherche et de développement a



**Figure 10.18.** Modélisation simplifiée en « multi-brochettes » d'une enceinte de confinement pour une simulation de son comportement sous sollicitations sismiques : restitution des deux modes fondamentaux.

été engagée en 2013, en collaboration avec le CEA, dans le but d'apporter des éléments de connaissance avec un volet applicatif intéressant pour l'expertise<sup>202</sup> ;

- le comportement sismique des ouvrages nucléaires ne comportant pas de dispositions parasismiques, en particulier les planchers constitués de prédalles. De tels planchers sont notamment présents dans les installations du cycle du combustible (laboratoires et usines) construites entre 1960 et 1990. Un programme expérimental a été engagé par l'IRSN en collaboration avec le CEA sur ce sujet dans le but d'étudier le comportement ultime de ces planchers et d'identifier leurs modes de ruine en fonction des sollicitations. Cela permet d'évaluer la pertinence des vérifications proposées par la réglementation technique à partir des efforts obtenus par une analyse effectuée en supposant le comportement linéaire. À cet effet, des maquettes à l'échelle 1 ont été élaborées en prenant les soins nécessaires pour s'approcher des conditions de réalisation adoptées au moment de la construction des installations (1960–1990) tant en termes de caractéristiques du béton que des modes opératoires de mise en œuvre. Ces maquettes ont subi des essais statiques confiés au CEBTP et des essais dynamiques confiés au CEA sur la table vibrante AZALEE. Le programme expérimental a pris fin en 2013 et les résultats ont été analysés [4, 5]. Un modèle numérique par élément finis pour simuler le comportement mécanique de cet ensemble a été utilisé pour analyser le comportement de ces structures complexes. La comparaison des résultats des essais à ceux obtenus par simulation sur des modèles aux éléments finis, qui présupposent le monolithisme et la continuité mécanique des structures, ont confirmé le caractère monolithique du comportement de ce complexe, pour les sollicitations sismiques explorées, malgré l'absence de dispositifs parasismiques.

### **10.2.3. *Recherches et développements sur le comportement d'ouvrages de génie civil en cas de choc***

L'amélioration des méthodes d'évaluation de la vulnérabilité des ouvrages de génie civil nucléaire aux chocs (en cas de chute de charge ou du fait d'un projectile) a été un sujet de recherches et de développements depuis les débuts du programme nucléaire français. Le risque pris en compte était l'impact accidentel d'un petit avion de tourisme (Cessna *Lear Jet*). Dans ce cadre, l'avion peut être assimilé à un projectile rigide impactant la paroi d'un bâtiment nucléaire tel qu'une enceinte de confinement. Les travaux de recherche et de développement ont ensuite, à la fin des années 1980, été étendus au cas des avions militaires. Depuis les attentats de 2001, les travaux ont à nouveau évolué pour évaluer les risques liés à la chute d'un avion commercial gros porteur.

Ces travaux peuvent être répartis actuellement en trois axes de recherche et de développement :

- un axe expérimental, avec des essais d'impact à moyenne vitesse (avions commerciaux) sur des dalles en béton armé, dans le cadre du programme expérimental IMPACT réalisé au centre VTT en Finlande. Ce programme, démarré en 2005 et qui

---

202. Une thèse de doctorat a débuté en 2014.



se poursuit, est mené en partenariat avec des acteurs tels que l'U.S.NRC, HSE, STUK<sup>203</sup>, ENSI<sup>204</sup> et GRS ;

- un axe de simulations numériques réalisées à l'aide de logiciels de dynamique rapide (LS-DYNA et RADIOSS). Dans ce cadre, le benchmark international IRIS 2010<sup>205</sup> a été mis en place et animé par l'IRSN, sous l'égide de l'OCDE, dont l'objectif était d'évaluer la capacité de différents logiciels et des différentes équipes à prédire le comportement de structures sous impacts avec des projectiles durs et mous. Ce benchmark a rassemblé 28 équipes de 11 pays. À la suite des conclusions et des recommandations issus de ce premier exercice, deux nouveaux benchmarks ont été programmés avec les partenaires de l'OCDE :
  - l'un en 2012 pour recaler les premières simulations et pour présenter des modèles simplifiés – en fournissant aux partenaires les résultats des essais et les conditions de réalisation de ces essais (conditions aux limites réelles), ainsi que les caractéristiques des matériaux utilisés,
  - l'autre à partir de 2014 pour étudier la propagation des vibrations dans une structure. Une maquette est en cours de réalisation pour constituer la base expérimentale de ce benchmark.

Les acquis de cet axe de recherche et de développement ont d'ores et déjà permis à l'IRSN de constituer un premier projet de recommandations pour les analyses en dynamique rapide réalisées à l'aide de simulations numériques, consignées dans un rapport de l'OCDE ;

- un axe de caractérisation du matériau impacté, de modélisation et de validation, dont l'objectif est d'identifier les paramètres influents et d'améliorer le modèle rhéologique du comportement du béton soumis à des chocs ; cet aspect a fait l'objet d'un travail<sup>206</sup> de recherche avec l'Université Joseph Fourier et le CNRS, qui a abouti en 2013 en confirmant l'influence du taux d'humidité du béton et de la vitesse de déformation sur le comportement dynamique des ouvrages en cas d'impact.

#### **10.2.4. *Recherches et développements sur le comportement des enceintes de confinement en situation d'accident de fusion du cœur***

##### **A) Évaluation des fuites d'air et de vapeur d'eau à travers une fissure idéalisée**

Dans le but de quantifier les fuites au travers d'une paroi d'enceinte de confinement en situation accidentelle (air et vapeur d'eau) par rapport aux fuites en air sec quantifiées lors des épreuves, l'IPSN a, en 1989, confié au Département de mécanique et thermique

203. Radiation and Nuclear Safety Authority, Finlande.

204. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat).

205. *Improving Robustness assessment of structures Impacted by missileS.*

206. Thèse de doctorat.

(DMT) du centre d'études du CEA de Saclay la réalisation d'un programme de recherche et développement sur les fissurations localisées. Ce programme, dénommé SIMIBE, a comporté des essais réalisés sur deux plaques en verre simulant une fissure localisée. Cela a permis de mettre au point un modèle numérique, intégré dans le logiciel Cast3M, capable de simuler le comportement diphasique du mélange air et vapeur d'eau dans une telle fissure. SIMIBE a été utilisé pour interpréter les essais MAEVA décrits plus loin et a permis ainsi à l'IPSN, en 2000, de conforter sa position relative au coefficient de transposition air et air-vapeur, à savoir d'utiliser un coefficient de transposition conservatif égal à 1. La transposition du verre au béton a nécessité des actions de recherche complémentaires pour tenir compte de la perméabilité du béton fissuré et de la communication entre les fissures localisées. Ces compléments de recherche se sont fondés sur la théorie de la double porosité, selon laquelle les deux milieux, fissures localisées et milieu poreux échangent entre eux, et ils ont été mis en œuvre dans le cadre du projet ECOBA<sup>207</sup> décrit plus loin.

## **B) Évaluation des fuites d'air et de vapeur d'eau à travers une fissure dans des conditions représentatives d'une enceinte de confinement**

L'évaluation des fuites d'air et de vapeur d'eau à travers une fissure dans des conditions représentatives d'une enceinte de confinement en situation accidentelle nécessite de faire appel à des essais représentatifs de ces conditions et à grande échelle. Cela fait l'objet de programmes expérimentaux depuis le début des années 1980 ; on peut citer ici :

- les essais RCCV réalisés en 1984 aux laboratoires de Sandia aux États-Unis (essais sur une enceinte complète – en béton armé non précontraint – d'un réacteur de 900 MWe de Westinghouse, à l'échelle 1/6, avec une peau métallique) ;
- les essais MAEVA réalisés en France de 1994 à 2002 ;
- les essais PCCV réalisés en 2000 aux laboratoires de Sandia sur une maquette d'enceinte de réacteur à eau sous pression japonais, à l'échelle 1/4 (béton précontraint, avec peau métallique) ;
- les essais VK2/2 réalisés en 2001 à l'Université de Karlsruhe en Allemagne (essais réalisés sur une dalle pré-fissurée de 1,2 m d'épaisseur, soumise à des extensions par des vérins) ;
- les essais du programme ECOBA (projet ANR) ;
- le Projet national CEOS.fr évoqué plus haut ;
- le projet VERCORS également mis en place par EDF.

Ces programmes expérimentaux ont été accompagnés de benchmarks et d'ateliers d'échange thématiques (workshops).

---

207. Étude du confinement des ouvrages en béton armé.

Il convient de rappeler que dans les enceintes à simple paroi, le confinement est assuré par la peau métallique (cas des maquettes RCCV et PCCV), tandis que pour les enceintes à double paroi les programmes de recherche visent à évaluer l'étanchéité à travers la paroi interne en béton armé précontrainte (cas des maquettes MAEVA, VK2/2 et ECOBA).

La différence importante entre les deux types de maquettes est le mode d'endommagement : un mode de rupture pour le premier type et un mode de fuite pour le second.

Quelques-uns des essais énumérés plus haut sont présentés ci-après.

### ► Les essais réalisés avec la maquette MAEVA

En 1994, EDF a décidé de réaliser une maquette d'enceinte de confinement dans le but d'étudier la résistance mécanique et de mieux évaluer l'étanchéité des enceintes de confinement à double paroi des réacteurs de 1 300 MWe. L'objectif visé par EDF était d'effectuer une étude expérimentale du comportement thermomécanique de la paroi interne en béton précontraint pour des situations de dimensionnement et des situations au-delà du dimensionnement (situation d'accident de fusion du cœur), en soumettant la maquette à des séquences d'augmentation de la pression et de la température. Ces objectifs avaient été précisés comme suit :

- l'évaluation des taux de fuite d'air et de vapeur dans les conditions d'un accident par comparaison à ceux mesurés avec de l'air sec lors des épreuves ;
- l'étude du comportement de revêtements en matériaux composites, placés à l'intrados de la paroi interne, pour les épreuves et les différents scénarios accidentels ainsi que la validation de leurs conditions de mise en œuvre à l'échelle industrielle.

L'IPSN a participé aux essais MAEVA en contribuant notamment à la définition de deux séquences, l'une d'augmentation de pression en air et vapeur d'eau – simulant un accident de fusion du cœur – jusqu'à la pression de dimensionnement des enceintes prévue initialement pour l'enceinte d'EPR sans peau métallique (6,5 bars absolus), l'autre en air jusqu'à une pression plus importante. L'IPSN a également procédé à certaines mesures (mesure par traçage d'hélium des débits de fuite, quantification des titres de vapeur dans le mélange eau-vapeur dans la séquence simulant l'accident de fusion du cœur).

La maquette (figure 10.19), dénommée MAEVA<sup>208</sup>, représentait une zone courante de l'enceinte interne à l'échelle 1/3 pour le diamètre et à l'échelle 1/1 pour l'épaisseur du mur. L'espace situé entre les deux parois était également représenté, mais la paroi externe en béton avait été remplacée sur la maquette par une paroi métallique. Le diamètre de la paroi en béton était ainsi de 16 m et son épaisseur de 1,2 m ; la hauteur était de 5 m. La maquette a été réalisée sur le site de la centrale de Civaux, avec du béton de mêmes caractéristiques que celles du béton utilisé pour l'enceinte de confinement du réacteur n° 2 de cette centrale (béton dit à hautes performances). La dalle supérieure était soutenue par quatre poteaux en béton précontraint disposés dans chacun des quarts de la surface. La paroi interne était divisée en quadrants dont deux étaient revêtus d'une

---

208. Maquette échange vapeur air.

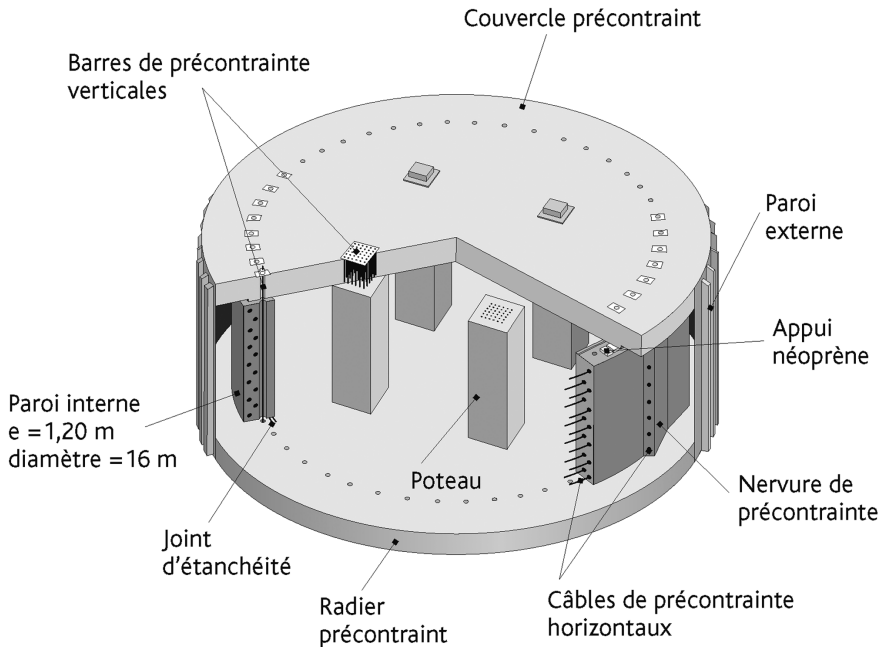


Figure 10.19. Schéma de la maquette MAEVA. © Georges Nahas/IRSN.

peau d'étanchéité en matériau composite similaire à celui utilisé pour les réparations des réacteurs en exploitation.

La précontrainte avait été calculée de façon à obtenir, comme pour les enceintes des réacteurs de 1 300 MWe en exploitation, une compression résiduelle moyenne de 1 MPa pour une pression interne de 6,5 bars absolus.

Sept séquences d'essai ont été réalisées avec cette maquette, avec de l'air et avec un mélange d'air et de vapeur. Pour la séquence simulant un accident de fusion du cœur avec air et vapeur d'eau, la pression a été augmentée en trois paliers (2,6 bars absolus, 5,3 bars absolus, enfin 6,5 bars absolus). Pour la séquence en air visant à étudier le comportement des enceintes au-delà de leur pression de dimensionnement, la pression a été portée à 9,8 bars absolus.

Lors de chaque essai, les mesures effectuées ont visé à déterminer les fuites dans l'espace annulaire, divisé en quatre quarts étanches (chaque quart étant appelé caisson) – pour de l'air sec et pour un mélange d'air et de vapeur –, différentes températures et pressions, ainsi que les déplacements de la paroi interne de la maquette. Pendant les essais en air et vapeur d'eau, la paroi de la maquette a été chauffée à 60 °C à l'extrados dans les caissons pour aider à vaporiser l'eau sortant des fissures et limiter le gradient thermique dans l'épaisseur. Un relevé des fissures, une auscultation visuelle des revêtements en matériau composite et des essais d'arrachement de ces revêtements ont été réalisés – ces derniers essais ont permis de quantifier l'adhérence des revêtements sur la paroi en béton après les séquences d'essais.

L'analyse des résultats a également permis de déterminer :

- d'une part, le coefficient de transposition à retenir entre le taux de fuite pour de l'air sec et le taux de fuite pour un mélange d'air et de vapeur (coefficient de 1) ; ce coefficient est ensuite utilisé pour déterminer les taux de fuite des enceintes réelles en situation accidentelle à partir des taux de fuite mesurés lors des épreuves ;
- d'autre part, l'évolution de la fissuration et des fuites mesurées pour plusieurs scénarios accidentels.

Ce sont notamment ces derniers résultats sur les évolutions de la fissuration et les mesures des fuites qui sont exploités pour valider la méthode de quantification des fuites (Projet national CEOS.fr et projet ECOBA).

De plus, les mesures effectuées lors des séquences en air et vapeur d'eau ont montré que les débits des fuites récoltées dans les caissons étaient assez importants et supérieurs aux prévisions d'EDF, qui considérait que la vapeur d'eau se condenserait dans les fissures et resterait dans la paroi en béton armé, hypothèse qui de fait a été invalidée.

Ce constat a pesé dans les réflexions sur la robustesse du confinement des réacteurs EPR, qui ont amené notamment EDF à prendre la décision d'installer une peau métallique à l'intrados de l'enceinte de confinement du réacteur Flamanville 3, constatant que les peaux composites ne permettraient pas d'obtenir une étanchéité durable en conditions d'accident de fusion du cœur, dans la mesure où ces conditions faisaient partie des bases de conception du réacteur EPR.

## ► Projet ECOBA

Le projet de recherche ECOBA (Étude du confinement des ouvrages en béton armé, 2010–2014) a été mené dans le cadre de l'ANR (programme Blanc). Il a réuni l'IRSN et trois laboratoires universitaires aux compétences complémentaires : le GeM<sup>209</sup>, l'École normale supérieure de Cachan et l'Université de Pau et des Pays de l'Adour. Il visait à étudier sur une maquette à l'échelle 1, représentative d'une paroi interne d'enceinte de confinement d'un réacteur de 1 300 MWe (de type P4), les différents mécanismes à l'origine de la fissuration des bétons afin d'établir des relations entre endommagement, fissuration et perméabilité. Il a reposé sur des essais réalisés à l'École centrale de Nantes (du laboratoire GeM) sur deux maquettes représentatives d'une partie courante dite zone utile (1,50 m de largeur, 1,20 m de hauteur et 0,90 m d'épaisseur) d'une paroi interne d'enceinte de confinement. Ces deux maquettes de 3,90 m de largeur et de 2,40 m de hauteur (dimensions totales) pour une masse de 20 tonnes chacune, ont été construites sur la plateforme expérimentale de l'École centrale de Nantes. Elles ont été instrumentées avec des capteurs à cordes vibrantes identiques à ceux utilisés dans les enceintes de confinement, complétés par des dispositifs de mesures diversifiés afin de valider les résultats obtenus et d'obtenir une robustesse dans les mesures. Les maquettes étaient sollicitées en traction directe – par quatre vérins pilotés en efforts et en déplacements –

---

209. Institut de recherche en génie civil et mécanique, unité mixte de recherche associant l'École centrale de Nantes, l'Université de Nantes et le CNRS.

pour créer des fissures représentatives de celles qui pourraient apparaître dans une enceinte en cas de chargement accidentel ; en amont des zones de fissuration était installée une boîte métallique d'injection avec la possibilité d'injecter soit de l'air, soit de l'air et de la vapeur d'eau. Les débits de fuite à travers les fissures étaient mesurés à l'aide d'une méthode de traçage gazeux par dilution mise au point à l'IRSN, permettant d'identifier les ouvertures aérauliques des fissures.

Les premiers essais ont permis d'observer le développement de fissurations dans la « zone utile », similaires à celles rencontrées sur des ouvrages réels soumis à ce type de sollicitations, ainsi que de quantifier les débits de fuite dans les séquences avec injection d'air. Les premiers résultats ont confirmé l'intérêt du projet pour progresser sur la caractérisation des différents paramètres ayant une influence sur l'étanchéité des enceintes de confinement des réacteurs électronucléaires, et conforter les expertises réalisées sur le confinement des enceintes de confinement en cas d'accident de fusion du cœur.

### ► **Projet VERCORS**

EDF a démarré en 2013 un projet de grande ampleur d'études, de recherches et de développements concernant les enceintes de confinement des réacteurs, dénommé VERCORS (Vérification réaliste du confinement des réacteurs), qui devrait durer jusqu'en 2021. Le projet vise à acquérir un certain nombre de connaissances permettant d'apporter la démonstration de l'acceptabilité, en termes de sûreté, d'une durée d'exploitation de 60 ans pour les enceintes de confinement ; les différents objectifs poursuivis sont les suivants :

- apporter une démonstration expérimentale de la tenue des enceintes en situation d'accident de fusion du cœur (sous chargements simultanés et prolongés de pression et de température) ;
- anticiper par l'expérience l'évolution de l'étanchéité des enceintes ;
- améliorer les connaissances sur les fuites et les modèles prédictifs de leur évolution ;
- trouver de nouveaux outils de détection et quantification de fuites.

Un certain nombre d'essais sont prévus sur une maquette d'enceinte à grande échelle, abondamment instrumentée. Eu égard au retour d'expérience des essais réalisés sur les maquettes à grande échelle telles que celles de MAEVA ou celles des essais réalisés aux laboratoires de Sandia, EDF a décidé de réaliser une maquette d'enceinte à double paroi (réacteurs de 1 300 MWe de type P'4) à une même échelle pour les grandes dimensions et pour l'épaisseur (1/3), avec les singularités (par exemple la corniche servant de chemin de roulement du pont) et les traversées (notamment le tampon d'accès des matériels), le câblage et le ferrailage, sur sol dur. L'échelle de 1/3 permet d'accélérer certains phénomènes physiques inhérents au béton, notamment :

- le retrait/séchage d'un facteur 9,
- le fluage d'un facteur 3,

ce qui conduit à un facteur équivalent de vieillissement d'environ 7 en moyenne.

Ainsi, à cette échelle, environ neuf années suffiront à simuler 60 années pour les enceintes réelles.

Les « épreuves décennales » seront donc réalisées tous les 14 mois sur la maquette. L'accident de fusion du cœur sera simulé au terme des neuf années.

Il est à noter que le béton qui a été retenu est classé parmi ceux pour lesquels les déformations différées (retrait et fluage) sont modérées, ce qui obligera par la suite à examiner attentivement l'extrapolation de ces résultats aux cas des enceintes sensibles, pour lesquelles les déformations différées sont plus importantes.

### **C) Évaluation des fuites diffuses dans une paroi en béton**

Les résultats des programmes expérimentaux sur des maquettes à grande échelle ainsi que les observations et les mesures des débits de fuite pendant les épreuves décennales des enceintes de confinement mettent en lumière l'existence de fuites non localisées, dites diffuses, dont la contribution à la fuite totale est significative.

La surface interne des enceintes de confinement des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire est très importante, environ 10 000 m<sup>2</sup>. Compte tenu de cette surface, les fuites diffuses au travers de ces enceintes en fonction du chargement appliqué sont susceptibles de devenir significatives. Un travail de recherche, terminé en 2011, a été réalisé en collaboration avec l'École centrale de Nantes sur l'étude de la perméabilité du béton au gaz (azote) et à la vapeur d'eau sous un chargement mécanique de compression. Le dispositif expérimental a permis de mesurer la perméabilité au mélange (de gaz et de vapeur d'eau) d'éprouvettes creuses de béton de 11 × 22 cm. La formulation du béton était représentative de celle du béton des enceintes de confinement. Les premiers résultats obtenus montrent l'importance des fuites diffuses et leur contribution à la fuite totale. Les résultats obtenus ont mis aussi en évidence la différence d'écoulement entre la vapeur d'eau et l'azote et permis d'identifier la différence des temps d'écoulement du gaz et de la vapeur d'eau. L'azote traverse le réseau poreux accessible en quelques minutes tandis que la vapeur d'eau met beaucoup plus de temps à parcourir l'éprouvette (de l'ordre de dix à 25 heures selon la pression d'injection).

Ce constat explique en partie le décalage dans le temps entre les fuites en air et en air vapeur constaté lors des essais menés sur la maquette MAEVA.

### **D) Étude de l'effet du comportement du béton « au jeune âge »**

Le comportement du béton « au jeune âge » est un élément important car dans cette phase complexe, allant de la prise du béton jusqu'à environ un mois, les transformations physico-chimiques exothermiques suivies par les phénomènes de retrait et de fluage vont créer des zones de faiblesse dans la structure. En effet, après la contraction du béton (effet Le Chatelier), l'évolution combinée des gradients de température dans la structure et des caractéristiques mécaniques du béton (module d'Young, limite en traction et limite

en compression, etc.) va engendrer des fissurations dans le béton qui seront plus ou moins importantes en fonction des paramètres tels que la nature du coffrage, la température extérieure, la géométrie de la structure, le taux de ferrailage, etc.

Ces fissurations vont avoir un effet à la fois sur la durabilité de la structure et sur son comportement mécanique en cas de chargement accidentel avec la propagation de ces fissures. En outre, dans certaines conditions, les transformations physico-chimiques peuvent être responsables de la présence ultérieure des pathologies comme la réaction sulfatique interne (RSI – voir plus loin).

Les actions de recherche sur ce thème ont commencé à l'IRSN en 2007 avec pour objectif l'étude du comportement des ouvrages de génie civil depuis la phase de leur construction (coulage du béton). La réaction d'hydratation du béton, avec les gradients de températures créés, les échanges hydriques et l'incompatibilité des déformations des constituants ainsi que le bridage engendré par les reprises de bétonnage, qui conduisent à la fissuration du béton, ont été identifiés comme sujets de recherche à développer.

La première action de recherche a concerné l'influence de la fissuration « au jeune âge » du béton sur sa perméabilité à l'air et au gaz en tenant compte des effets de la vitesse de refroidissement, des armatures et des reprises du bétonnage ; elle a été initiée en 2007 (thèse de doctorat), en collaboration avec l'ENS Cachan. Le volet expérimental de cette thèse a comporté des essais effectués sur un anneau de section 10 × 10 cm en béton représentatif de celui des enceintes de confinement, chauffé à une température représentative de celle mesurée à cœur du béton « au jeune âge ». Ce volet a apporté des éléments de connaissance importants sur l'influence des méthodes de construction sur la création des premières fissures dans l'ouvrage. Les résultats obtenus ont été mis à profit par l'IRSN dans le cadre de l'expertise de la méthode mise en œuvre par EDF pour les reprises de bétonnage de l'enceinte de confinement d'EPR à Flamanville.

Cette action a été poursuivie par une autre thèse (2011–2014) sur la modélisation des phénomènes précédemment cités complétée par ceux de retrait et de fluage qui font aussi partie de la phase du « jeune âge ». Actuellement, ces recherches sont valorisées dans le benchmark de simulation numérique de la maquette VERCORS.

De plus, la quantification des phénomènes exothermiques « au jeune âge » permet aussi d'évaluer les températures atteintes dans le béton frais pendant le coulage et d'évaluer ainsi le risque d'apparition des pathologies, notamment la RSI.

## **E) Développement de modèles de simulation à l'échelle mésoscopique**

L'analyse des résultats des observations et des mesures issues tant des programmes expérimentaux que des épreuves décennales des enceintes de confinement mettent en évidence l'importance de la caractérisation de la géométrie des fissures localisées et de la porosité (correspondant aux fuites diffuses) comme un préalable à une évaluation réaliste des débits de fuite. Cette caractérisation nécessite l'utilisation de modèles à



l'échelle de la fissuration, échelle mésoscopique, pour être capable de simuler l'ouverture des fissures dans le béton inférieur à 1 mm. La modélisation à une telle échelle nécessite l'utilisation de logiciels de simulation à hautes performances. Des travaux de recherche menés par l'IRSN en collaboration avec l'Université de Pau et des pays de l'Adour ont notamment permis d'identifier les paramètres importants, en particulier les contraintes initiales dans la structure et leur influence sur la création des fissures dans le béton en situation d'accident, la communication des micro fissures avec les fissures localisées et l'ouverture résiduelle des fissures après déchargement. Ces éléments de connaissance pourront enrichir les modèles à l'échelle macroscopique utilisés par l'IRSN pour ses études supports aux EPS de niveau 2 sur le comportement des enceintes à double paroi du parc électronucléaire, point particulièrement important pour le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe.

### **10.2.5. *Recherches et développements sur le vieillissement des enceintes***

Le vieillissement est l'évolution dans le temps des ouvrages en béton armé tels que les enceintes des réacteurs nucléaires, qui relève de deux phénomènes : le premier, naturel, est piloté par les déformations différées du béton (retrait et fluage), le second correspondant à la survenue de pathologies.

#### **A) Déformations différées du béton**

Ce processus de vieillissement pour les enceintes de confinement se traduit par une diminution des déformations dans la structure qui induit une perte de tension dans les câbles de précontrainte donc une diminution de la compression dans les parois des enceintes. Cette compression permettant d'assurer le niveau de confinement requis pour ces parois, il est nécessaire d'en maîtriser l'évolution pendant toute la durée de vie de l'ouvrage.

Les actions de recherche et de développement sur ce thème ont donc pour objectif l'évaluation du comportement différé des enceintes des réacteurs et ses conséquences sur leur capacité à confiner les matières nucléaires en cas d'accident. Ces travaux comportent des volets théoriques et des volets expérimentaux, avec des simulations numériques. Les essais sont réalisés sur des éprouvettes en béton représentatif du béton des enceintes de confinement. L'objectif principal de ces actions est de disposer des compétences et des connaissances scientifiques nécessaires pour pouvoir se prononcer sur les risques induits par l'évolution des déformations différées du béton. Inhérentes aux processus de vieillissement, elles sont notamment la cause de la diminution des tensions dans les câbles de précontrainte et de l'apparition de la fissuration et de la dégradation des ouvrages. Les principales actions réalisées sont :

- **Fluage en traction du béton et son influence sur l'étanchéité** : des travaux de recherche ont été initiés en 2005 en collaboration avec l'IFSTTAR et l'ENS Cachan. Des essais sur des éprouvettes en forme de cylindre creux ont été réalisés

afin d'étudier l'influence du fluage sur l'étanchéité du béton. La durée du chargement en traction a été limitée à 36 heures (durée de l'épreuve des enceintes). Un modèle numérique a été développé pour simuler le comportement mécanique des enceintes. Les éléments de connaissances acquis dans le cadre de cette action ont permis de mieux comprendre l'évolution des fissures observée lors des épreuves décennales et l'évolution de la fissuration pendant les paliers successifs de maintien en pression.

- **Fluage multi axial du béton et son influence sur l'étanchéité** : les enceintes de confinement sont des structures précontraintes bi-axialement. Le dimensionnement de ces ouvrages pour tenir compte des effets des déformations différées (fluage et retrait du béton) a été établi selon les RCC-G<sup>210</sup> utilisant des formules de codes et normes français. Or le retour d'expérience a montré que ces formules sous-estiment l'effet de ces déformations pour les sollicitations multi axiales et des simulations numériques réalisées par l'IRSN ont confirmé ce point. L'explication vient du fait que ces formules ont été établies à partir d'observations et d'essais sur des structures majoritairement chargées uni-axialement. En outre, les mesures d'auscultation, réalisées par EDF sur les enceintes du parc en exploitation sont difficilement utilisables dans les modèles de calcul car les déformations mesurées résultent de la combinaison de plusieurs phénomènes (fluage propre, fluage de dessiccation, retrait de dessiccation, retrait endogène). Une action de recherche en collaboration avec l'ENS Cachan a été initiée en octobre 2011 afin de quantifier ces phénomènes. Cette quantification permettra de mieux simuler le comportement différé des enceintes, d'évaluer des solutions proposées par EDF pour réduire la cinétique de ces déformations (comme l'humidification des parements des enceintes) et anticiper le comportement des enceintes dans le cadre de la prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs. L'application finale, en intégrant les acquis des autres actions de recherche, sera la simulation d'une enceinte de confinement depuis sa construction levée par levée avec le phasage de la précontrainte, le comportement différé et les épreuves décennales jusqu'à la fin d'exploitation. Cette modélisation permettra de simuler l'évolution dans le temps de la capacité de confinement de l'enceinte, élément décisionnel pour statuer sur la prolongation d'exploitation des réacteurs.

## B) Pathologies des ouvrages en béton armé

Afin de tenir compte de tous les phénomènes qui pourraient altérer les fonctions de sûreté des installations, en particulier les enceintes de confinement, l'IRSN a jugé indispensable d'entreprendre des programmes de recherche spécifiques sur les pathologies du béton et du ferrailage, en particulier dans la perspective d'une prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire jusqu'à 60 ans envisagée par EDF.

Le développement des pathologies dans les ouvrages en béton armé peut conduire à un endommagement, susceptible d'affecter les propriétés mécaniques

---

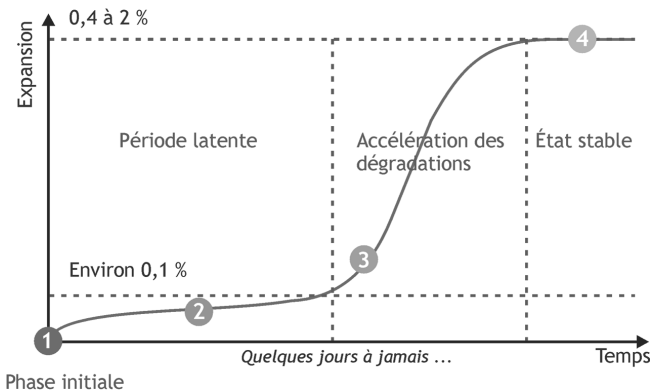
210. Règles de conception et de construction des ouvrages de génie civil.

du béton, voire de mettre en cause la capacité de confinement exigée pour certains ouvrages. Parmi les pathologies potentiellement nocives, on peut citer les réactions de gonflement notamment la réaction alcali-granulaire (RAG) et la réaction sulfatique interne (RSI).

En ce qui concerne la réaction alcali-granulaire, réaction chimique entre certains types de granulats et la matrice cimentaire, EDF a entrepris des études et des recherches sur cette pathologie et son évolution dans le temps qui se présente sous la forme d'un gel expansif et de cônes d'éclatements (*pop-out*) autour des granulats réactifs. EDF a classé toutes les enceintes du parc en fonction des caractéristiques du béton et d'environnement de l'ouvrage en cinq catégories (0, 1, 2, 3, 4) allant d'un risque inexistant jusqu'à un risque très important.

Le phénomène de réaction sulfatique interne, lié à la nature du béton de l'ouvrage, à son environnement et à sa température à cœur lors du bétonnage, est un risque identifié pour les ouvrages nucléaires. Dans le cas où la température dépasse 65 °C lors de la construction d'un ouvrage, la réaction sulfatique interne peut apparaître et son développement s'enclenchera dans certaines conditions d'humidité. L'IRSN alerta en 2009 l'exploitant EDF (avec l'ASN) sur l'importance du risque de RSI, à la lumière du retour d'expérience issu de programmes de recherche conduits par l'IRSN en collaboration avec l'IFSTTAR sur un béton reconstitué (figure 10.20).

La température du béton joue encore un rôle important dans le développement de la RSI et en particulier pour les ouvrages qui peuvent, au cours de leur exploitation, être portés à une température de l'ordre de 80 °C suivie d'un cycle de refroidissement. Des recherches récentes réalisées par la communauté scientifique et vérifiées par l'IRSN (essais réalisés à l'IFSTTAR sur des éprouvettes – financés par EDF [6]) ont confirmé qu'une RSI dite tardive peut se déclencher selon certaines conditions, bien que le béton n'ait pas subi une température supérieure à 65 °C lors de sa mise en œuvre. Une telle configuration pourrait se présenter dans les enceintes de confinement aux niveaux de la cuve du réacteur et des traversées de tuyauteries de vapeur,



**Figure 10.20.** Courbe en S d'évolution de la RSI, proposée par X. Bruneteaud en 2005 [7]. © Georges Goué/IRSN - Source Xavier Bruneteaud.

ainsi que dans certains ouvrages d'entreposage d'assemblages de combustible, ou après un incendie maîtrisé. L'IRSN évalue l'opportunité d'un programme de recherche sur ce sujet.

Un autre paramètre influant sur le développement de la RSI, lié à la nature du ciment, est la présence de fillers<sup>211</sup> calcaires comme additifs. Un travail de recherche initié en 2009 (thèse de doctorat), en collaboration avec l'IFSTTAR et l'ENS Cachan, a permis d'étudier les effets de ces additifs, ainsi que les autres paramètres influent sur le développement de cette pathologie, notamment le taux d'humidité du milieu extérieur et la perméabilité du béton et leurs effets sur la cinétique de la réaction.

EDF a classé toutes les enceintes du parc en fonction des caractéristiques du béton et d'environnement de l'ouvrage en cinq catégories allant d'un risque de RSI inexistant jusqu'à un risque très important, d'une manière similaire à celle adoptée à l'égard de la RAG.

L'analyse des deux cartographies de risque potentiel de pathologies d'enceintes, issues des classements, fait apparaître des cas où ce risque est important pour les deux pathologies à la fois. Ce cas nécessite d'engager des travaux de recherche et de développement en l'absence de retour d'expérience ou de résultats expérimentaux. L'IRSN a engagé en 2014 une action (thèse de doctorat) – en collaboration avec l'IFSTTAR et l'ENS Cachan – sur le vieillissement accéléré d'un béton affecté par les deux pathologies séparées et ensemble.

Il à noter qu'en l'état actuel des connaissances, il n'existe pas de solution curative à ces pathologies de gonflement. La seule préconisation est la surveillance des ouvrages, ainsi que la limitation d'apports d'eau extérieure pour les ouvrages classés en risques importants et très importants (voir par exemple [8] et [9]).

### C) Anticipation des effets du vieillissement : le projet ODOBA

Compte tenu de l'importance du rôle des pathologies sur la durabilité des ouvrages en béton armé et en vue de la prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire français, l'IRSN a jugé pertinent de constituer un « observatoire » sur la durabilité des ouvrages du génie civil nucléaire qui sera partagé par la communauté scientifique et donnera des éléments de connaissance sur le vieillissement de ces ouvrages et les désordres éventuels pouvant s'y produire.

En 2014, l'IRSN a initié son projet, intitulé ODOBA, « Observatoire de durabilité des ouvrages en béton armé ». Ce projet a pour objet l'étude des pathologies recensées dans les ouvrages de génie civil nucléaires, telles que la corrosion des armatures (corrosion par les ions chlorures ou carbonatation), le gonflement du béton (RSI, RAG) et la lixiviation, et leur répercussion sur les exigences de sûreté attribuées à ces ouvrages.

Le calendrier d'acquisition des connaissances s'inscrit dans celui de l'évaluation du projet d'extension de la durée d'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire

---

211. Poussière émanant de l'exploitation de la roche calcaire, incorporée dans les matériaux de construction comme le béton.

français au-delà de 40 ans. Le volet expérimental comprend la construction, sur le site de l'IRSN au centre d'études de Cadarache, de structures en béton représentatif du béton des enceintes de confinement du parc. Ces structures (une soixantaine de blocs) d'un mètre d'épaisseur – et de quelques mètres en hauteur et en largeur –, subiront soit un processus de vieillissement accéléré, soit le processus de vieillissement naturel, ceci dans le but de déterminer les durées équivalentes des vieillissements accélérés. Un premier travail difficile qui a été réalisé a consisté à retrouver les carrières et le ciment utilisés pour la construction de quelques enceintes, classées par EDF en risques potentiels importants ou très importants pour les réactions de gonflement. Ce travail a été réalisé avec l'aide de l'IFSTTAR par investigation des archives du Laboratoire central des ponts et chaussées (LCPC) qui a conduit à retrouver sur les 13 sites des centrales sensibles, neuf carrières équivalentes ainsi que leur ciment. Pour les autres centrales sensibles, le projet utilisera des bétons génériques équivalents.

Le volet scientifique du projet est piloté par un comité scientifique regroupant notamment, outre l'IRSN, l'ENS Cachan, l'IFSTTAR, le Laboratoire matériaux et durabilité des constructions (LMDC) à Toulouse et le Laboratoire de mécanique et d'acoustique (LMA) à Aix-en-Provence. Ce comité a pour mission de suivre l'avancement du projet au plan scientifique et de vérifier la pertinence scientifique des différents choix qui seront pris par le Projet.

Le projet ODOBA est organisé en plusieurs étapes qui permettront d'obtenir des résultats intermédiaires en fonction des besoins d'expertise de l'IRSN, comme l'analyse des réexamens de sûreté décennaux des réacteurs du parc électronucléaire français.

L'IRSN a signé en 2015 un accord avec l'U.S.NRC portant sur l'échange de résultats d'expériences relatives aux pathologies du béton constitutif des enceintes de réacteurs nucléaires. D'autres organismes se sont déclarés intéressés par le projet ODOBA et des échanges sont en cours pour définir les modalités de leur participation.

Les premiers blocs en béton ont été réalisés en 2016.

## **D) Contrôle non destructif des ouvrages**

Les méthodes non destructives de détection de désordres dans les ouvrages sont des outils utiles pour l'évaluation de l'état de santé des ouvrages sensibles tels que les enceintes de confinement des réacteurs et dans lesquels les prélèvements sont très limités et contrôlés. L'IPSN puis l'IRSN ont entrepris des actions de recherche et de développement avec le CEA (centre d'études de Saclay) sur les possibilités offertes par l'utilisation des ondes ultrasonores. Ces méthodes de contrôle ont fait leur preuve pour les structures métalliques et permettent de détecter des défauts. Une action prospective de développement réalisée en collaboration avec le CEA à Saclay a été d'adapter ces méthodes au béton, en étudiant les différents types de capteurs, la fréquence du signal à envoyer, ainsi que d'adapter les paramètres de la plateforme de simulation CIVA avec son logiciel de simulation de la prédiction des phénomènes de bruit et d'atténuation. Au stade actuel de développement de cette méthode, la capacité d'auscultation opérationnelle est limitée à une quarantaine de centimètres d'épaisseur et à un très faible taux de ferrailage. Les résultats obtenus par cette étude de faisabilité ont mis en

évidence que cette méthode ne peut pas être utilisée de façon opérationnelle sur les enceintes de confinement.

Dans le cadre du projet ODOBA, la nécessité de disposer de moyens de contrôle non destructif a conduit le Projet à chercher d'autres techniques et d'autres méthodes. Parmi ces méthodes, figurent l'utilisation de la fibre optique et des nouvelles techniques de contrôle non destructif étudiées par le LMA et le LMDC, ainsi que l'IFSTTAR. Ces nouvelles techniques sont développées pour pouvoir détecter l'apparition des désordres et des pathologies dans le béton des ouvrages ; elles seront validées par des prélèvements (carottes) dans les blocs.

### **10.2.6. Recherches sur les polymères**

Les recherches concernant le vieillissement des polymères (utilisés pour des câbles électriques, des joints d'étanchéité, des revêtements) ont pour objectif principal d'étudier les effets des rayonnements et de la température sur la dégradation de leurs propriétés.

Les câbles électriques, implantés à l'intérieur du bâtiment du réacteur et qui assurent une fonction de sûreté, sont considérés par l'exploitant comme des matériels difficilement remplaçables ; ils doivent donc assurer leur fonction pendant toute la durée de vie de la centrale, y compris lors d'un accident qui surviendrait en fin de vie de l'installation.

Les isolants et les gaines des câbles sont constitués de polymères. La température et l'irradiation peuvent entraîner, selon leur intensité et les effets de synergie, des coupures de chaînes du polymère, une réticulation (création de liens entre les chaînes), une oxydation ou encore une perte des plastifiants par migration de l'acide chlorhydrique. La connaissance de ces mécanismes est nécessaire pour apprécier la pertinence des conditions de vieillissement accéléré retenues en qualification ou lors d'essais accélérés de simulation du vieillissement car les propriétés électriques reliées directement à la fonctionnalité des câbles présentent, en général, peu de variations avant dégradation importante des polymères. Les indicateurs de vieillissement sont donc à rechercher parmi les propriétés mécaniques et physico-chimiques des polymères.

La prévision de la durée de vie des câbles peut ensuite être effectuée à partir des données expérimentales recueillies et de modèles d'extrapolation.

Une première étude initiée par l'IRSN a eu pour objet d'apprécier la tenue au vieillissement des câbles en polymère EVA utilisés dans les réacteurs du palier N4. Des tronçons de câbles ont été vieillis thermiquement puis sous irradiation à des débits de dose compris entre 3 et 1 000 Gy/h ; ils ont ensuite été soumis aux conditions accidentelles qui résulteraient de la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire. Les premiers résultats obtenus font apparaître que l'EVA est un matériau bien stabilisé, peu sensible à la température et au débit de dose tant que les antioxydants présents dans le matériau ne sont pas complètement consommés.

Par ailleurs, afin de déterminer la représentativité des conditions d'accélération du vieillissement, des câbles neufs en PVC d'une part, en EPR/Hypalon<sup>212</sup> d'autre part, ont été vieillis de façon accélérée en laboratoire. Pour définir ces essais, l'IRSN a évalué

---

212. Isolant en éthylène/propylène réticulé et gaine en Hypalon.

l'accélération du vieillissement afin de ne pas modifier le mécanisme de vieillissement prévisible dans les conditions réelles ; cette évaluation a été faite à partir d'une similitude sur les énergies d'activation des mécanismes de dégradation des matériaux déterminées expérimentalement. Les propriétés mécaniques de ces câbles ainsi vieillis ont été comparées à celles de câbles identiques prélevés sur le site de Cruas après sept ans de fonctionnement. Il est ressorti de cette comparaison que les propriétés des câbles prélevés sur site et des câbles vieillis en laboratoire étaient proches.

L'IRSN a ainsi démontré qu'il est possible, après une étude préalable des phénomènes de dégradation des matériaux, d'établir des conditions de vieillissement accéléré représentatives du vieillissement réel.

Un programme de recherche est engagé par l'IRSN depuis le début de 2014 sur l'impact d'un accident après vieillissement des joints silicone des tampons d'accès des matériels (TAM), utilisant notamment l'irradiateur IRMA et l'installation EPICUR. Les expériences menées à l'aide de maquettes expérimentales afin d'examiner les effets de la température (de 40 °C à 150 °C) et de l'irradiation (de 25 kGy à 75 kGy) ont montré que les propriétés du silicone sont largement affectées par ces conditions d'exposition. Six essais en condition d'accident de perte de réfrigérant primaire ont été réalisés à ce jour ; une synthèse en sera tirée en 2017.

Des essais de vieillissement accélérés de revêtements de 3 à 4 mm d'épaisseur de matériaux composites à matrice époxy ont été effectués chez CIS-bio international (CEA - Labra<sup>213</sup>) pour l'IRSN de 2003 à 2008. Deux résines époxy ont été utilisées pour ces essais (fabricants : Max Perlès et Chrysor), identiques à celles couramment employées par EDF pour revêtir l'intrados des enceintes de confinement des réacteurs de 1 300 MWe et 1 450 MWe. Diverses conditions de débit de dose (1 à 100 Gy/h), de dose (40 et 320 kGy) et de température (40 °C à 70 °C) ont été appliquées. Les résultats ont montré une sensibilité significative des résines en époxy à l'oxydation. L'adhérence de tous les matériaux de revêtement a fortement chuté, après les quatre essais de soumission aux conditions accidentelles postulées de perte de réfrigérant primaire. Une analyse critique de ce programme par rapport aux essais présentés par EDF en 2014 est en cours : un nouveau programme de recherche et développement sera proposé en 2017 pour approfondir les mécanismes de dégradation identifiés et leur impact sur l'étanchéité.

De nouvelles recherches sur le vieillissement des polymères (isolants de câbles, peintures, résines et patins antisismiques) sont en cours de programmation.

## Références

- [1] C. Feau, *et al.*, Experimental and numerical investigation of the earthquake response of crane bridges, *Engineering Structure*, 84, 89–101, 2015.
- [2] CEOS.fr : Comportement et évaluation des ouvrages spéciaux/Fissuration-Retrait/ Recommandations pour la maîtrise des phénomènes de fissuration, Presse des Ponts, 2015.

---

213. Laboratoire des rayonnements appliqués.

- [3] B. Richard, N. Ile, A. Frau, A. Ma, O. Loiseau, C. Giry, F. Ragueneau, Experimental and numerical study of a half-scaled reinforced concrete building equipped with thermal break components subjected to seismic loading up to severer damage state, *Engineering Structure*, 92, 29–45, 2015.
- [4] Seismic behavior of composite concrete floor without earthquake design provisions – Part 1: Experimental program, SMIRT 23, UK, 10/14/2015.
- [5] Seismic behavior of composite concrete floor without earthquake design provisions – Part 2: Numerical analysis, SMIRT 23, UK, 10/14/2015.
- [6] B. Kchakech, « Étude de l'influence de l'échauffement subi par un béton sur le risque d'expansions associés à la réaction sulfatique interne », thèse de doctorat de l'Université Paris Est, IFSTTAR, 2015.
- [7] X. Bruneteaud, « Étude de l'influence de différents paramètres et de leurs interactions sur la cinétique et l'amplitude de la réaction sulfatique interne », thèse de doctorat de l'École centrale Paris, ECP, 2005.
- [8] Avis public IRSN n° 2014-00314 du 6 août 2014.
- [9] Prise de position de l'ASN CODEP-DCN-2014-014235 du 4 juin 2014.





# Chapitre 11

## Études et recherches dans le domaine des facteurs organisationnels et humains, et plus largement des sciences humaines et sociales

---

### ***11.1. De la prise en compte des facteurs humains dans la sûreté aux études relevant des sciences humaines et sociales***

Les facteurs organisationnels et humains (FOH) constituent une discipline relativement nouvelle, née avec l'évolution technologique du XX<sup>e</sup> siècle, et des facteurs de cette nature ont joué un rôle déterminant dans la plupart des accidents nucléaires. Le monde de l'énergie nucléaire s'investit de plus en plus dans cette discipline, et certains considèrent qu'il peut y avoir davantage de gains en sûreté à en tirer que dans n'importe quelle autre discipline.

Si les actions menées à la suite de l'accident de Three Mile Island se sont concentrées notamment sur les aspects ergonomiques et cognitifs des postes de travail, l'accident de Tchernobyl a soulevé des questions d'une autre nature, concernant les facteurs d'organisation. Le développement d'une « culture de sûreté » dans les installations nucléaires a en général été considéré comme la réponse adéquate. C'est du reste en 1991, cinq années

après l'accident de Tchernobyl, que fut publié (sous l'égide de l'AIEA) le rapport INSAG-4 explicitant cette notion de culture de sûreté.

Plus récemment, l'accident survenu en 2011 à la centrale de Fukushima Daiichi a mis en lumière l'importance de facteurs de nature sociétale dans la gouvernance des risques en général.

Les premiers efforts (dans les années 1970) en termes d'études et de recherches ont visé à mieux comprendre le « fonctionnement » humain et son impact sur les performances des opérateurs et techniciens dans les centrales nucléaires, non seulement lors de la conduite en salle de commande mais aussi lors de toutes les tâches et activités (d'essais, de maintenance, de contrôle en service, etc.) exécutées hors de la salle de commande et susceptibles d'avoir un impact sur la sûreté. Ces efforts se sont ensuite élargis à la compréhension et à l'évaluation des facteurs organisationnels, puis des facteurs sociétaux. Les études et recherches de l'IRSN portent également sur des aspects méthodologiques, afin de constituer et améliorer des cadres de référence et des approches pour mener ses expertises.

Les documents de l'OCDE/AEN cités en références [1] à [10] témoignent de l'intérêt soutenu de la communauté internationale aux sujets des facteurs humains puis organisationnels, ceci dès après l'accident de Three Mile Island (TMI).

Si les premières études et recherches dans le domaine des réacteurs nucléaires ont commencé dès 1977 au Département de sûreté nucléaire de l'IPSN (influence des paramètres humains dans la sûreté, méthodologie d'analyse des incidents, fiabilité humaine, ergonomie en salle de commande), c'est surtout après l'accident de Three Mile Island que les facteurs humains ont été pris en compte dans les sujets d'expertise de sûreté des installations. Au début des années 1980, l'IPSN, ainsi qu'EDF, se sont dotés de moyens plus importants avec des structures dédiées (Laboratoire d'étude des facteurs humains [LEFH] à l'IPSN, Groupe facteurs humains [GFH] à EDF). Les sujets de préoccupation étaient alors (notamment) :

- l'analyse des incidents,
- la formation du personnel d'exploitation,
- les procédures de conduite,
- les interfaces homme-machine et l'ergonomie de la salle de commande,
- l'organisation des équipes de conduite,
- la communication entre les membres des équipes de conduite,
- l'utilisation de systèmes experts,
- la télé-opération.

En 1989, l'IPSN s'est de plus intéressé à des sujets tels que :

- la maintenance en périodes d'arrêt des réacteurs du parc électronucléaire,
- la conduite avec des procédures informatisées,
- les interventions en local,

en collaboration avec EDF ou le CNRS. L'adoption par EDF d'une nouvelle organisation de la conduite des réacteurs du parc électronucléaire conduisit à nouveau l'IPSN à approfondir ce sujet.

C'est à partir de 2003 que la recherche à l'IRSN s'est accrue notamment dans le cadre de thèses, sur des sujets comme le recours à la sous-traitance, les modifications de nature matérielle ou organisationnelle dans les installations sous l'angle des facteurs humains et organisationnels, etc. La sous-traitance apparaissait en effet constituer un sujet de préoccupation en matière de facteurs humains et organisationnels, EDF y ayant fortement recours pour les opérations effectuées dans les périodes d'arrêt des réacteurs du parc électronucléaire.

En 2012, avec la création du Laboratoire des sciences humaines et sociales (LSHS) et dans le contexte post-Fukushima, les études et recherches de l'IRSN se sont élargies à des sujets de nature sociétale, autour de la gouvernance des risques nucléaires abordée sous l'angle non seulement des facteurs organisationnels mais aussi des facteurs culturels.

Par ailleurs, depuis la survenue de plusieurs accidents en radiothérapie comme ceux survenus à Épinal et à Toulouse, l'IRSN a élargi son champ d'investigations à ce secteur, avec des recherches sous l'angle du processus d'appropriation de nouvelles technologies et de la gestion de la conformité<sup>214</sup>.

De façon générale, une caractéristique particulière des actions menées par l'IRSN en matière de FOH est qu'elles sont très fortement appuyées sur des analyses « sur le terrain » (entretiens, observations de chantiers, de situations de travail par exemple lors d'activités « sensibles », etc.) – qui, lorsque ces analyses sont menées dans le cadre d'expertises de sûreté, font l'objet de protocoles entre l'IRSN et l'exploitant. La nature même des sujets traités ainsi que les modalités spécifiques des évaluations menées donnent ainsi à l'IRSN une vue à la fois transverse et proche du terrain des pratiques d'intervention, d'organisation et de management mises en œuvre. Les études et recherches peuvent aussi s'appuyer sur des simulations – comme cela sera montré plus loin avec le *HALDEN Reactor Project*.

Les études et recherches sont menées avec des partenaires du monde universitaire, des organismes de recherche (le CNRS évoqué précédemment), avec éventuellement des industriels, et/ou dans le cadre de projets nationaux ou internationaux (tels par exemple que le projet HALDEN – voir le focus plus loin). En 2012, l'IRSN a créé, pour une durée de cinq ans et conjointement avec AREVA et DCNS<sup>215</sup>, une chaire baptisée RESOH<sup>216</sup> en partenariat avec l'École de mines de Nantes ; cette chaire est consacrée au management de la sûreté des industries à risques, en particulier dans le domaine du nucléaire. Par ailleurs, l'Agence nationale de la recherche (ANR) a décidé de financer en 2013 le projet AGORAS<sup>217</sup> porté par les Écoles des mines de Paris et de Nantes ainsi que par le Centre de sociologie des organisations de Science-Po sur la gouvernance des risques et la gestion de crises.

214. En collaboration avec l'Université Paris 8 pour la première et l'hôpital La Pitié-Salpêtrière pour la seconde.

215. Entreprise de haute technologie des systèmes navals de défense.

216. Recherche en sûreté, organisation et hommes.

217. Amélioration de la gouvernance des organisations et des réseaux d'acteurs pour la sûreté nucléaire.

Nous présentons ci-après quelques-unes des études et recherches<sup>218</sup> les plus significatives impliquant l'IPSN puis l'IRSN, passées ou en cours. Comme nous le verrons, ces études et recherches visent fondamentalement, de par leur nature, à comprendre les mécanismes à l'œuvre dans les différentes activités impliquant l'homme et les organisations, pour en faire émerger autant que possible les « ressorts » d'intérêt pour la sûreté des installations nucléaires.

## **11.2. Les études et recherches relatives à la conception des salles de commande des réacteurs**

### **11.2.1. La période post-TMI**

#### **A) Éléments de contexte**

Les années 1970 ont été marquées par l'installation de systèmes de contrôle-commande centralisé dans la plupart des industries dites de « processus continu » : sidérurgie, pétrochimie, chimie fine, agroalimentaire, etc. Le programme nucléaire français a profité de ces développements technologiques. L'IPSN s'est alors trouvé confronté à la question de l'analyse de sûreté des salles de commande non seulement des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français (réacteurs de 900 et de 1 300 MWe), mais également du réacteur à neutrons rapides de la centrale de Creys-Malville (SUPERPHENIX) et des usines de La Hague.

La conception des salles de commande a fait émerger des questions diverses relatives au travail des « opérateurs de conduite ». Les industriels se sont interrogés ainsi sur ce que recouvre le travail de surveillance en salle de commande, sur les modalités de présentation des informations sur les pupitres situés en salle de commande, sur les échanges d'information entre les rondiers et les opérateurs situés en salle de commande, etc. Des chercheurs en ergonomie, spécialistes des « interfaces homme-machine » et des « interactions homme-système » se sont mobilisés, notamment en Europe, pour répondre à ces questions<sup>219</sup> ; leurs travaux influenceront et alimenteront les études et recherches de l'IPSN.

C'est dans ce contexte scientifique et technique qu'est survenu en 1979 l'accident de TMI, qui a montré que la conception des salles de commande des réacteurs nucléaires joue un rôle déterminant dans la maîtrise des accidents, tant sur le plan de leur prévention que sur celui de la limitation de leurs conséquences et de leur « récupération ». Lors de l'accident de TMI, une vanne de la ligne de décharge du pressuriseur qui s'était ouverte automatiquement pour limiter un pic de pression dans le circuit primaire reçoit un ordre de fermeture, mais ne se referme pas totalement. Or l'interface de conduite indique que cette vanne est fermée car elle prend comme information l'ordre de fermeture de la vanne et non

---

218. Dont des travaux de thèses.

219. Citons notamment : V. De Keyser en Belgique, L. Bainbridge en Grande-Bretagne, J. Rasmussen au Danemark, A. Wisner et F. Daniellou en France.

pas sa position réelle qui aurait pu être déterminée par un capteur de position. Cela nuit considérablement à la bonne perception de l'état de l'installation par l'équipe de conduite. Par ailleurs, l'arrêt d'urgence du réacteur et les problèmes affectant le circuit secondaire provoquent le déclenchement de multiples alarmes qui s'allument ou clignotent, conduisant à ce que les opérateurs ont appelé un « arbre de Noël ». En l'absence de hiérarchisation des informations affichées, l'équipe de conduite se trouve « noyée » et éprouve des difficultés pour percevoir et extraire les informations pertinentes.

Plusieurs actions d'amélioration des salles de commande des réacteurs de 900 et 1 300 MWe sont engagées par EDF à la suite de l'accident de TMI. Ces améliorations concernent les panneaux de conduite avec le regroupement, au sein de zones colorées, des commandes des équipements liés fonctionnellement, la délimitation de zones principales correspondant à des fonctions globales au sein desquelles sont délimitées des zones secondaires relatives à des sous-fonctions. Un panneau de sûreté destiné à la conduite des situations accidentelles est également introduit dans la salle de commande. D'autres améliorations concernent l'organisation de l'équipe de conduite, avec la création d'un ingénieur de sûreté-radioprotection (ISR) ayant pour fonction d'assurer, à partir d'une position de recul par rapport à l'équipe de conduite, une surveillance indépendante de la situation. À cet effet, l'ISR est en charge d'établir un diagnostic de l'état du réacteur (diagnostic par états), alors que l'équipe de conduite dispose de procédures orientées vers le diagnostic des événements. La logique d'organisation des procédures de conduite à appliquer en situation accidentelle évolue également (voir plus loin le paragraphe 11.2.2A).

En 1983, l'IPSN a engagé un travail d'étude dans deux directions, afin d'être en mesure d'analyser le plan d'amélioration d'EDF. D'une part, il procède à une synthèse des résultats des études et recherches menées sur la conduite des « processus continus » en vue de leur transposition dans le contexte nucléaire. D'autre part, il réalise une étude sur la base d'essais réalisés sur un simulateur de conduite, dans le cadre d'un accord quadripartite entre CEA-EDF-Framatome-Westinghouse. Les résultats de ces études seront mobilisés par l'IPSN pour formuler un avis sur le plan d'amélioration engagé par EDF.

## **B) Principaux enseignements issus des études et recherches concernant la conduite des « processus continus »**

Au début des années 1980, un certain nombre d'études ont été réalisées sur l'activité des opérateurs en salle de commande de « processus continus » (raffineries, cimenteries, usines sidérurgiques). Il s'agit d'études qui concernent principalement la conduite en situation normale d'exploitation. Dans ses premiers rapports (internes) établis en 1983, l'IPSN synthétise les principaux résultats de ces études, dans l'objectif de sensibiliser les ingénieurs en charge des évaluations et des expertises de sûreté en matière d'interaction homme-machine pour les centrales nucléaires.

Ces études ont mis en évidence **le rôle central de l'anticipation dans l'activité de surveillance réalisée en salle de commande**. Ainsi, dans les industries de « processus continu » étudiées, il est apparu que les opérateurs de conduite n'attendent pas qu'une alarme ou un défaut apparaisse en salle de commande pour réagir, ils ne conduisent pas

« aux alarmes ». Ils cherchent à prévoir les évolutions physico-chimiques des procédés pour agir en amont de l'apparition des alarmes. Cette intervention des opérateurs joue un rôle de lissage des évolutions du procédé qui est bénéfique pour la qualité de la production, mais elle permet aussi de prévenir certains transitoires qui, s'ils ne présentent pas en eux-mêmes de risques, peuvent mettre en difficulté l'équipe de conduite, voire solliciter plus ou moins fortement les installations.

Ces études ont montré également que **la surveillance est une activité, qui est à la fois focalisée et globale**. Elle est focalisée, car les opérateurs doivent concentrer leur attention sur les actions qu'ils sont en train de réaliser pour éviter des erreurs, ils doivent orienter leur perception sur certaines parties des installations pour appréhender précisément certains phénomènes. Mais, dans le même temps, ils doivent maintenir une vue d'ensemble pour ne pas passer à côté de certains dysfonctionnements ou pour être en mesure de percevoir des évolutions globales du procédé.

Les études ont aussi révélé que la surveillance est une activité qui est orientée par la formation et par l'expérience. Il est couramment admis que les opérateurs vont surveiller de manière préférentielle les paramètres qui sont liés aux fonctions importantes pour la qualité de la production et pour la sûreté de l'exploitation. Les résultats des études viennent nuancer cette affirmation. En effet, les opérateurs intègrent leur expérience de la conduite et vont avoir tendance à surveiller préférentiellement les systèmes qui sont sujet à des dérèglements ou dysfonctionnements. De même, ils vont avoir tendance à interpréter prioritairement une évolution de paramètres observée en faisant référence aux évolutions de paramètres de même type auxquelles ils ont été confrontés antérieurement.

### C) Le programme d'étude quadripartite CEA-EDF-Framatome-Westinghouse *Operator action*

Ce programme quadripartite a initialement eu pour objectif l'étude des « temps de réponse des opérateurs » en situation accidentelle simulée afin d'alimenter les évaluations probabilistes de sûreté (EPS). Toutefois, en 1981, EDF a décidé de compléter cette approche quantitative par une analyse qualitative des difficultés rencontrées par les opérateurs au cours des essais de simulation. Différents scénarios accidentels de référence pour les réacteurs à eau sous pression (grosse brèche du circuit primaire, rupture de tuyauterie de vapeur à l'intérieur de l'enceinte de confinement, rupture d'un tube de générateur de vapeur, etc.) ont ainsi été « joués » par des équipes de conduite sur le simulateur du centre de formation à la centrale du Bugey, en avril-mai 1982.

L'IPSN a procédé à sa propre analyse qualitative des données recueillies lors de ces essais de simulation. Celle-ci a mis en évidence que la phase de récupération de l'accident pose le plus de problèmes aux équipes de conduite. La gestion simultanée de plusieurs objectifs concurrents ou conflictuels est ainsi identifiée comme une source de difficultés. Les équipes qui parviennent le mieux à maîtriser ces difficultés sont celles qui disposent d'une bonne capacité d'anticipation de l'évolution des phénomènes physiques. Celle-ci leur permet notamment de ne pas se focaliser sur les variations instantanées des paramètres. En l'absence de cette anticipation, les équipes ont tendance à multiplier les prises d'information et les vérifications, ce qui conduit à un travail « haché » et à une

vision fragmentée de l'installation. La cohésion de l'équipe et la bonne coordination des activités de chacun de ses membres apparaissent également comme des facteurs qui peuvent favoriser le développement de la capacité d'anticipation.

Par ailleurs, à l'issue de l'analyse des essais de simulation, EDF et l'IPSN ont considéré qu'il était nécessaire de recueillir des données comportementales plus précises afin de mieux identifier les stratégies et les raisonnements des opérateurs. Si le recueil de données verbales lors d'entretiens menés à l'issue des essais ont été envisagés, l'IPSN a estimé qu'il était important de les coupler avec des données objectives. Ceci conduit à une étude de faisabilité de l'utilisation de l'oculographe<sup>220</sup> comme moyen d'étude des stratégies d'exploration visuelle lors du travail en salle de commande.

### **11.2.2. *Le palier N4 : la première salle de commande informatisée***

#### **A) De nouvelles interfaces, de nouvelles questions posées**

À la suite de l'accident de TMI, EDF a décidé d'équiper son futur modèle de réacteur de 1 450 MWe (palier N4) d'une salle de commande informatisée. EDF souhaitait bénéficier des avancées de l'informatique qui permettent de filtrer et hiérarchiser les informations et de structurer leur présentation en salle de commande. Ainsi, ont fait leur apparition : un système de traitement et de hiérarchisation des alarmes, des séquences automatiques de conduite, des écrans permettant d'afficher des vues des installations suivant différentes logiques (vues par système, vues par fonction, etc.).

De même, EDF a décidé de modifier la conception des consignes de conduite incidentelle-accidentelle des réacteurs en adoptant le principe de l'approche par états (APE)<sup>221</sup>. La conduite par états a pour objectif de caractériser l'état de fonctionnement du réacteur<sup>222</sup> et de le ramener progressivement dans un domaine de fonctionnement acceptable pour la sûreté, sans considération des événements qui sont à l'origine de la dégradation. Une « consigne APE » est un logigramme constitué principalement de questions auxquelles l'opérateur doit répondre par oui ou par non et qui indique les actions de conduite à réaliser. Pour les réacteurs du palier N4, ces consignes sont informatisées. L'opérateur parcourt les « pas » de l'image logigramme à l'aide d'une boule roulante et des flèches du clavier. Sur cette image sont affichées les informations dont l'opérateur a besoin pour parcourir la consigne (valeurs de paramètres, extraits de schémas de circuits, etc.). Sur un second écran, l'opérateur dispose d'une image « tableau de bord » sur laquelle figurent les paramètres de conduite essentiels. Sur un troisième écran, l'opérateur a la possibilité d'afficher des vues plus détaillées de circuits, de systèmes, ou de paramètres (diagramme pression/température par exemple) à partir desquelles il peut effectuer des réglages. Un certain nombre de « pas » du logigramme sont contrôlés par la consigne informatisée. La consigne compare la réponse donnée par

220. Suivi du regard des opérateurs.

221. Voir l'ouvrage « Éléments de sûreté nucléaire » de J. Libmann, chapitre 14 – IPSN/Les éditions de la physique (1996).

222. Le terme « procédé » est aussi couramment utilisé.



l'opérateur à la réponse calculée par le système informatique de conduite à partir des données fournies par les capteurs. En cas d'écart, le lien avec le pas précédent du logigramme s'affiche en rouge. Il s'agit d'un contrôle *a posteriori*, dont l'opérateur peut accepter ou refuser la prise en compte, on dira alors qu'il « force le pas ». De plus, la plupart des consignes sont surveillées par le système informatique qui s'assure périodiquement que les réponses données par l'opérateur lors du parcours de la consigne sont toujours valides par rapport à l'évolution des paramètres. Dans le cas où une réponse n'est plus valide, le système alerte l'opérateur et lui permet d'accéder directement au pas concerné.

L'impact de ces nouveaux dispositifs de conduite sur l'activité des opérateurs pose de nouvelles questions. Afin de valider ses choix de conception, EDF s'est doté d'un « simulateur pleine échelle » constitué d'une maquette de la future salle de commande couplée à un simulateur du « procédé », permettant à des équipes de « jouer » la conduite de scénarios. Plusieurs dizaines d'essais seront réalisés dans le cadre de campagnes qui se déroulent entre 1987 et 1996. Ces campagnes successives permettent d'évaluer, au fur et à mesure de l'avancement de la conception, l'adéquation de la salle de commande aux exigences de l'activité de l'équipe de conduite. La conduite en situation normale est évaluée lors des deux premières campagnes d'essais, la conduite incidentelle-accidentelle étant évaluée en 1994–1995 lorsque les consignes de conduite informatisées sont développées.

Si les connaissances acquises par l'IPSN à travers les études mentionnées précédemment lui permettent d'évaluer la conduite en situation normale, l'informatisation des consignes de conduite incidentelle-accidentelle soulève de nouvelles questions et amène l'IPSN à engager une nouvelle recherche.

## **B) Étude du guidage des opérateurs en situation incidentelle-accidentelle**

Les campagnes d'essais sur simulateur menées par EDF en 1994–1995 ont eu pour objectif de valider l'utilisation des consignes informatisées. Il s'agit de s'assurer que les moyens mis à la disposition des opérateurs leur permettent de conduire l'installation dans des conditions acceptables pour la sûreté, notamment en situation accidentelle. Cette orientation se traduit par une attention particulière portée à la performance des opérateurs, c'est-à-dire à la pertinence des actions de conduite qu'ils réalisent. À l'issue des essais, l'IPSN a considéré qu'il était nécessaire de mieux comprendre la manière dont cette performance est produite par les opérateurs en étudiant leur activité cognitive (perceptions, interprétations, raisonnements, etc.) :

- Sur quelle base l'opérateur identifie-t-il un écart ?
- Comment l'opérateur construit-il sa vision de l'évolution de l'état de fonctionnement du réacteur ?
- Comment appréhende-t-il la manière dont la procédure construit sa « propre vision » de cette évolution ?
- Comment l'opérateur fait-il appel à l'équipe de conduite pour conforter son jugement ?

L'IPSN a disposé des données recueillies lors de plusieurs essais qu'il a pu suivre et décida d'engager leur analyse, en collaboration avec des chercheurs du CNRS. Ces données ont été constituées :

- d'enregistrements des paramètres de l'installation donnés par le simulateur ;
- d'enregistrements audio des essais (alarmes, échanges d'informations verbales ou téléphoniques, ordres, etc.), appuyés sur les touches de claviers, qui permettaient de repérer la progression d'un opérateur dans les « pas » d'une consigne informatisée, dialogues privés qui permettait notamment de repérer des confusions ou des hésitations, etc. ;
- d'enregistrements vidéo ;
- de commentaires de deux experts de la conduite, l'un possédant une large expérience de la conduite dans les salles de commande non informatisées et de la conduite incidentelle/accidentelle sur simulateur, l'autre possédant une solide expertise technique des procédures informatisées.

Cette recherche a permis de mieux comprendre l'impact du guidage « pas à pas » de l'opérateur par les consignes [11]. Compte tenu du caractère inacceptable de certaines actions inappropriées de l'opérateur, il peut sembler pertinent de développer un guidage qui prescrit le plus totalement possible à l'opérateur les actions qu'il doit réaliser. Les « consignes APE » informatisées apparaissent avoir été conçues suivant cette logique. En effet, leur conception vise à décomposer au maximum l'activité de conduite, tant en ce qui concerne le diagnostic qu'en ce qui concerne les actions de conduite proprement dite. L'horizon de chaque action est fortement cadré par les « pas » de la consigne, qui contraignent l'opérateur à une conduite « pas à pas ».

L'analyse détaillée de l'activité mise en œuvre par l'opérateur pour élaborer la réponse à un « pas » de la consigne révèle qu'il est amené à mettre en œuvre de multiples compétences qui ne sont pas explicitées par la consigne. La mise en œuvre de ces compétences par l'opérateur suppose qu'il ait été formé. Cependant, le domaine de compétences est tellement vaste qu'il est illusoire de penser que l'opérateur pourra un jour tout connaître. De plus, certaines de ces compétences sont spécifiquement liées à la conduite des situations accidentelles, elles ne seront mises en œuvre que très rarement. Pour dépasser ces difficultés, la forme du guidage doit aider les opérateurs à mobiliser leurs compétences lorsqu'ils sont engagés dans le parcours de la consigne.

L'étude montre que la visualisation de la structure d'ensemble de la procédure contribue à la compréhension de la logique de la conduite en cours et favorise la mobilisation des compétences. En effet, l'interprétation d'un « pas » nécessite presque toujours d'intégrer l'interprétation des « pas » précédents. De même, la pertinence de l'interprétation du « pas » sera renforcée si l'opérateur peut visualiser les cheminements qui découleront de son choix. Inversement, un strict suivi « pas à pas » de la consigne favorise un enfermement de l'opérateur qui semble conduire à une forme de retrait et de passivité de sa part, celui-ci éprouvant alors parfois des difficultés à reprendre l'initiative lorsque cela serait nécessaire. Lorsqu'il est en position de suivi passif de la consigne, l'opérateur n'est pas en mesure de mobiliser efficacement ses compétences.

Ces observations rejoignent les résultats de deux études menées dans d'autres secteurs industriels. Une étude de 1987 [12] portant sur l'interaction avec un système expert d'aide au diagnostic en maintenance montre que l'interaction aboutit à des résultats inadaptés si l'opérateur suit passivement les recommandations du système sans construire lui-même en parallèle son propre diagnostic. De même, dans le domaine de l'aéronautique, l'ouvrage [13] paru en 1996 cite une étude expérimentale de l'interaction avec un système d'aide à la planification du vol, qui fait apparaître que *« les pilotes se laissent influencer par le système et perdent une certaine aptitude à la critique, acceptant des choix contre-logiques qu'ils n'auraient jamais envisagés »*. Pour que le guidage soit efficace, il faut réussir à mieux prendre en compte la nécessité d'un engagement actif de l'opérateur dans la conduite. Le guidage doit donc permettre à l'opérateur d'établir une certaine distance par rapport aux prescriptions de la consigne.

Cette recherche permet également de mieux comprendre le **positionnement de l'opérateur confronté à un guidage qui lui paraît inadapté**.

Ces écarts entre le point de vue de l'opérateur et le « point de vue » de la consigne surviennent dans différentes situations : prise en compte par l'opérateur de la tendance d'évolution de l'état de fonctionnement du réacteur, alors que le « pas » de la consigne porte sur son état instantané, difficulté à adopter une conduite prescrite par la consigne mais qui apparaît non optimisée, difficulté à respecter l'ordre de réalisation des actions prescrit par la consigne alors qu'une action est perçue comme urgente, etc. Ces écarts de point de vue entre l'opérateur et la consigne traduisent la position active de l'opérateur par rapport aux prescriptions, ils manifestent sa capacité à résister aux effets d'enfermement produits par le type de guidage « pas à pas » des consignes abordées dans le paragraphe qui précède. Ils peuvent jouer un rôle positif pour l'opérateur, car ils constituent des occasions de vérifier le bien-fondé de son interprétation de l'évolution de l'état de fonctionnement du réacteur.

Lorsque l'opérateur perçoit l'émergence d'un écart entre son point de vue sur l'évolution du « procédé » et le point de vue de la consigne, deux dénouements possibles sont observés : soit l'opérateur dépasse l'écart de point de vue et poursuit le parcours de la consigne, soit il décroche du guidage, au risque de se retrouver totalement désorienté.

Le dépassement de l'écart a lieu lorsque l'opérateur prend en compte des éléments d'information complémentaires qui lui permettent de comprendre la logique de l'écart. Dès lors, l'écart devient compréhensible et l'opérateur peut en accepter l'existence, au moins pendant un certain laps de temps. Par exemple, un opérateur souhaite réaliser une action de conduite, alors que la consigne ne lui demande pas. Cet écart de points de vue pourra ainsi être dépassé si l'opérateur constate que l'action en question est traitée par la consigne quelques « pas » plus tard dans le logigramme. L'opérateur peut également dépasser l'écart de point de vue, sans en comprendre la logique, mais à condition de juger acceptable la poursuite du parcours de la consigne. Cette acceptabilité va en partie dépendre de l'opposition qui peut apparaître entre l'action prescrite et les connaissances de l'opérateur. Mais le fait que la consigne amène l'opérateur à aller à l'encontre de ses connaissances, à les mettre entre parenthèses, peut entraîner une perte de crédibilité de la consigne ou encourager un positionnement passif de l'opérateur par rapport à la consigne, dont les effets négatifs ont été présentés dans le paragraphe qui précède.

### **11.2.3. Le projet EPR : vers une automatisation renforcée**

#### **A) Les principes de conception**

Comme pour le palier N4, EDF a choisi d'équiper la salle de commande de l'EPR d'un système numérique de contrôle-commande piloté par une interface homme-machine informatisée. Dès l'origine, le projet prévoit également une automatisation renforcée qui doit notamment contribuer à réduire le volume des actions réalisées par les opérateurs de conduite et alléger leur charge de travail, instaurer des lignes de défense à l'égard d'actions inappropriées de leur part.

Cette automatisation concerne des séquences de démarrage et d'arrêt de matériels (e.g. connexion automatique du système de refroidissement à l'arrêt en conduite normale), l'introduction de nouvelles régulations (e.g. relatives aux systèmes d'alimentation auxiliaire des générateurs de vapeur à l'arrêt, d'appoint d'eau et de bore), de nouvelles fonctions d'aide à l'opérateur ayant pour objectif d'introduire des actions correctives automatiques afin d'éviter la sollicitation du système de protection du réacteur. De plus, un diagnostic automatique (DA) d'état du réacteur est introduit pour aider la conduite incidentelle et accidentelle. Il s'agit d'un dispositif de surveillance de l'installation qui, à partir de l'état des principaux paramètres relatifs à l'état du réacteur et des circuits primaire et secondaire, propose à l'équipe de conduite la stratégie de conduite à appliquer en conduite accidentelle.

Compte tenu de ces orientations, l'IPSN a réalisé une revue de la littérature dès 1995 afin de faire le point des travaux traitant des interactions hommes-automates. Ce travail a permis de caractériser deux approches de l'automatisation. Dans une approche « technique », l'automatisation constitue une solution privilégiée pour réduire les interventions des opérateurs et limiter ainsi les risques d'erreur humaine. L'opérateur assure alors un ensemble de fonctions résiduelles dont la définition est souvent imprécise, ce qui peut nuire à l'efficacité globale du système homme-machine. Une approche alternative consiste à envisager l'automatisation comme un outil au service de la performance des opérateurs. Il est alors nécessaire de concevoir des automates qui soient compatibles avec les caractéristiques de l'activité humaine (perception, raisonnement, coopération et interaction, etc.). Cette approche « centrée sur l'activité » remet en cause l'automatisation systématique à partir de l'analyse de ses impacts négatifs sur cette activité.

Cette revue de la littérature a permis également d'identifier des thèmes à approfondir concernant l'impact du niveau d'automatisation sur la maîtrise de la conduite d'un « procédé » par l'équipe de conduite, la capacité d'acquisition de connaissances à travers l'expérience de conduite, les modes de coopération entre les membres de l'équipe de conduite, le niveau de confiance dans les automatismes, le degré d'autonomie et l'implication des opérateurs dans la conduite.

#### **B) Étude de l'impact de l'automatisation sur la performance de l'opérateur**

L'IPSN a mené de 1996 à 1998 un projet de recherche au Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB) situé en Norvège – laboratoire rattaché au *HALDEN Reactor*



Figure 11.1. L'installation au HAMMLAB durant l'expérimentation de l'IPSN. © DR.

*Project* (voir le focus plus loin) – concernant l'impact de l'automatisation sur les performances des opérateurs (figure 11.1). Ce travail a été mené avec le Nokia Research Simulator (NORS) de ce laboratoire (adaptation PWR<sup>223</sup> d'un VVER 440).

Le projet de recherche avait pour objectif de comprendre comment les opérateurs intègrent les effets des actions des automatismes lorsqu'ils gèrent une situation et qu'ils doivent prévoir son évolution. Pour répondre à cette question, une expérimentation a été organisée dans le HAMMLAB, en prenant en compte le type d'automatisation (« étendu » *versus* « limité ») et le type d'activité de conduite (diagnostic ou séquence opératoire). Les situations de diagnostic se caractérisaient par leur détérioration progressive, les opérateurs disposant d'une certaine marge de manœuvre et devant anticiper les évolutions futures. Les séquences opératoires devaient être réalisées manuellement ou automatiquement, pour atteindre un changement d'état. Six scénarios d'environ une heure ont été joués par six équipes de conduite.

Dans une perspective d'analyse quantitative, plusieurs variables indépendantes ont été mesurées au cours des essais, par exemple :

- mesure de la performance globale (équipe + automates) à partir de l'atteinte de certaines valeurs de paramètres spécifiques du réacteur ;
- mesure de la performance des opérateurs sur des fenêtres temporelles prédéfinies pour chaque scénario, qui vont de l'apparition d'un signal annonçant un défaut jusqu'à la réalisation d'une action en réponse par l'équipe de conduite ;
- mesure de la « conscience de la situation » (*situation-awareness*) à travers les réponses fournies par les opérateurs à un questionnaire sur les valeurs de certains paramètres. Le questionnaire est présenté à plusieurs reprises au cours d'un essai, alors que le simulateur est « mis sur pause » ;
- mesure de la confiance dans les systèmes automatiques à travers les réponses à un questionnaire proposé à la fin de chaque essai.

223. *Pressurized Water Reactor.*

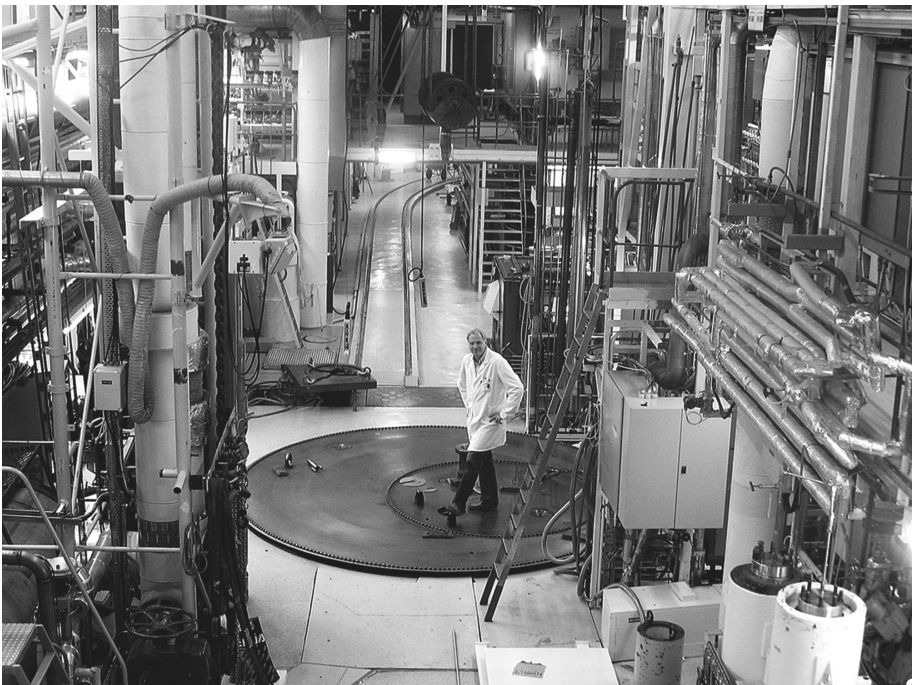
Un certain nombre de résultats sont ressortis de l'analyse des essais, par exemple :

- dans les situations de diagnostic, les opérateurs ont tendance à faire davantage confiance aux automatismes lorsqu'ils ont un périmètre d'action limité ;
- dans les situations de type « séquence opératoire », l'automatisation étendue permet une meilleure performance globale tout en réduisant la charge de travail des opérateurs ;
- l'intervention de l'homme resterait souhaitable dans les situations de type diagnostic complexe car dans ce cas l'automatisation « étendue » ne permet pas d'obtenir une bonne performance globale.

#FOCUS.....

### ***Le HALDEN Reactor Project***

Le *HALDEN Reactor Project* a été créé en 1958 sous l'égide de l'OCDE/AEN (<https://www.oecd-neo.org/jointproj/halden.html>). C'est l'Institute for Energy Technology (IFE) en Norvège qui accueille ce projet, regroupant 19 pays membres qui financent des travaux de recherche dans des domaines tels que le combustible



**Figure 11.2.** Vue du hall du réacteur HALDEN. © IFE (Institutt for energiteknikk).

nucléaire, le comportement de matériaux dans un environnement nucléaire, les facteurs organisationnels et humains, les interfaces homme-machine, etc. Certains de ces travaux sont menés en tirant directement profit d'un petit réacteur d'expérimentation de 20 MW (le *HALDEN Reactor* — réacteur de type bouillant modéré à l'eau lourde [figure 11.2]), accueillant régulièrement une trentaine de dispositifs expérimentaux de façon simultanée. En matière de facteurs organisationnels et humains, les travaux s'appuient sur des simulations faites au sein du Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB).

---

#### 11.2.4. *Apports et perspectives*

Les connaissances acquises au travers de ces recherches ont constitué autant de « points d'attention » pour les expertises de l'IPSN. Ainsi, il a été considéré que la création de la fonction d'ingénieur sûreté-radioprotection (ISR) décidée par EDF devait permettre de limiter les effets de focalisation, voire d'enfermement, entraînés par les situations imprévues, effets dont l'importance a été mise en évidence par les études. Second exemple, l'IPSN a estimé que l'intégration de points de coordination dans les consignes de conduite accidentelle devrait contrebalancer le risque de fragmentation de l'équipe de conduite lorsqu'elle est confrontée à des situations imprévues à fort enjeu. De même, les résultats de l'étude sur l'utilisation des consignes informatisées ont été mobilisés par l'IRSN dans son évaluation de la salle de commande de l'EPR, notamment pour souligner l'importance de fournir aux opérateurs une vue d'ensemble de la consigne en cours d'application afin de leur permettre de comprendre la stratégie de conduite.

Ces études et recherches sur les activités de conduite des réacteurs doivent être poursuivies, compte tenu de l'évolution continue des technologies qui permet d'offrir de nouvelles fonctionnalités aux équipes de conduite. Citons le développement de « systèmes embarqués » qui vont permettre aux intervenants de terrain de disposer en local de multiples informations sur l'état des systèmes et qui pourront transmettre aux opérateurs en salle de commande des informations beaucoup plus précises sur la réalité du terrain.

Elles doivent également être poursuivies pour tirer les enseignements de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi. À cet égard, l'IRSN a engagé une étude approfondie de l'ensemble des rapports officiels et des témoignages qui ont été publiés sur l'accident de Fukushima et a établi un rapport intitulé *A Human and Organizational Factors Perspective on the Fukushima Nuclear Accident* [14]. Ce rapport a souligné certaines conséquences d'une perte totale de l'alimentation électrique de la salle de commande : « À 15h37, la salle de commande [des réacteurs 1 et 2] perd toutes ses alimentations électriques. Elle est brusquement plongée dans le silence et l'obscurité. Les opérateurs utilisent des lampes torches pour lire les manuels des procédures d'urgence. Cependant ces procédures ne sont d'aucun secours pour gérer le réacteur nucléaire puisque les indicateurs qui permettent d'en surveiller le fonctionnement sont hors service. Il devient impossible de contrôler les paramètres essentiels au refroidissement du réacteur :

le niveau d'eau, la pression de la cuve et celle de l'enceinte ». Cette étude a permis également d'identifier des questions à approfondir, par exemple : quels savoirs doivent être mobilisés pour collecter des informations sur l'état des systèmes et les interpréter, lorsque les indicateurs et procédures deviennent inopérants suite à la perte totale d'alimentation de la salle de commande ? Comment maintenir une réelle coopération entre la salle de commande et le centre local de crise, lorsque les moyens de communication ne sont plus opérationnels ?

### **11.3. Les études et recherches relatives à l'organisation et au management de la sûreté des centrales d'EDF**

Il faut attendre le début des années 1990 pour que l'IPSN engage une première étude consacrée à l'organisation de l'exploitation des réacteurs (facteurs humains et organisation de l'arrêt de tranche<sup>224</sup>, voir le paragraphe 11.3.1), les études précédentes se focalisant sur les équipes de conduite et la conception des salles de commande. L'émergence de questions liées à la sûreté des opérations de maintenance joue un rôle d'initiateur de ces études des organisations. Mais ces études bénéficient également des travaux engagés suite à l'accident de TMI par des sociologues américains sur la fiabilité organisationnelle.

Ainsi, un livre publié en 1984 [15] et au titre choc, *Normal accident, living with high risk technology*, dans lequel est présentée une analyse approfondie de plusieurs accidents industriels, dont l'accident de TMI, utilise le terme « accident normal » pour souligner que les accidents sont liés à la nature même des systèmes à risques. L'ajout de protection conduit dans les faits à un accroissement de leur complexité qui augmente les possibilités de défaillance et réduit la capacité des acteurs à comprendre leur fonctionnement global, augmentant ainsi en retour la vulnérabilité de ces systèmes. De plus, les composants de ces organisations complexes sont fortement couplés ; ce qui affecte un composant pourra également affecter ceux qui lui sont liés.

Parallèlement, d'autres chercheurs estiment que le point de vue exprimé dans cet ouvrage [15] n'est pas confirmé par l'observation de la réalité des accidents affectant les systèmes à risques qui restent très rares. Ils cherchent donc à comprendre comment les industries à « hauts risques » parviennent à maintenir un niveau de fiabilité élevé. Un groupe de chercheurs de l'Université de Californie (Berkeley)<sup>225</sup> va donner naissance au courant des HRO (*High Reliability Organizations*). Leurs travaux rendent compte des dispositions organisationnelles et manières de faire, mises en œuvre au quotidien dans ces HRO, afin de maintenir une haute fiabilité. Ils soulignent le rôle positif joué notamment par la flexibilité organisationnelle, c'est-à-dire la possibilité de mobiliser

---

224. Terme utilisé pour désigner les arrêts des réacteurs du parc électronucléaire pendant lesquels sont notamment réalisés le rechargement d'assemblages de combustible et des opérations de maintenance.

225. Todd La Porte, Karlene Roberts et Gene Rochlin, auxquels s'ajoutent notamment Paul Shulman et Karl Weick.



plusieurs registres de fonctionnement de l'organisation en fonction de la situation, la redondance du contrôle exercé par les acteurs, l'existence d'une cohérence forte entre les objectifs de l'organisation et les buts poursuivis par les acteurs qui la composent, la reconnaissance de l'importance des compétences des acteurs quel que soit leur niveau hiérarchique et l'organisation permanente d'entraînements et de recyclages, la co-existence d'une centralisation du pouvoir de décision et d'une décentralisation des décisions opérationnelles.

Dans la décennie 1980, ces travaux restent peu connus en France. C'est en 1999 une thèse, intitulée « Le nucléaire à l'épreuve de l'organisation » [16], qui contribuera à leur diffusion, en soulignant également leurs limites et en proposant de nouveaux développements.

Il convient par ailleurs de citer les travaux d'une sociologue américaine, Diane Vaughan, concernant l'accident de la navette Challenger, publiés en 1996 dans le livre [17] *The Challenger launch decision, risky technology, culture and deviance at NASA*. Ce travail articule plusieurs niveaux d'analyse de l'organisation, associés à différents empanns temporels. Il s'intéresse ainsi aux interactions entre ingénieurs dans les heures qui ont précédé le lancement de la navette, et il considère également la dynamique des relations entre la NASA et le gouvernement américain sur plusieurs années. En s'intéressant aux micro-décisions, l'auteur montre comment ce qui peut apparaître rétrospectivement comme une série d'erreurs clairement identifiables est en réalité une succession de décisions et interprétations qui sont parfaitement compréhensibles dans le contexte dans lequel elles ont été élaborées, mais constituent des micro-écarts aux limites habituelles et conduisent insensiblement à une « normalisation de la déviance ». Ceci constitue un des apports majeurs de cette recherche.

Est aussi à mentionner le travail de thèse « Quand les concepteurs anticipent l'organisation pour maîtriser les risques : deux projets de modifications d'installations sur deux sites classés Seveso 2 » achevé en 2008 [18]. Ce travail, aux multiples enseignements – de nature sociologique – qui ne sauraient être tous développés ici, a fait émerger ou a confirmé quelques « ressorts » à partir desquels se construit la fiabilité de l'organisation :

- l'implication, dès la phase de conception de modifications d'installations, des opérateurs (de tous les métiers concernés) et des intervenants externes (par exemple les sous-traitants pour des travaux de maintenance) qui contribueront tous, *in fine*, à l'exploitation des installations modifiées, est un facteur de succès ;
- les corrections ou les ajouts dans les conceptions initiales des installations constituent une source de risques dans les systèmes complexes (comme l'est un réacteur nucléaire et son exploitation).

L'ensemble de ces travaux influenceront les études et recherches menées par l'IPSN puis l'IRSN développés ci-après.

### **11.3.1. L'organisation des activités de maintenance**

À l'été 1989, trois incidents surviennent au cours d'interventions de maintenance sur des réacteurs du parc électronucléaire, soulignant qu'une action élémentaire oubliée ou

erronée lors de ces interventions peut compromettre la sûreté (rejet gazeux au-dessus du seuil limite, défaut latent qui aurait rendu indisponible un système de sauvegarde en cas de séquence accidentelle). Dès 1990, EDF renforce son organisation : création de nouveaux métiers (les contrôleurs et les chargés d'affaire), renforcement de l'ingénierie de site et de la préparation, formation des prestataires à la qualité et la sûreté, introduction d'une analyse de risque préalable à toute intervention. Si, sur le principe, ces mesures apparaissent de nature à renforcer la fiabilité des interventions de maintenance, l'IPSN et EDF conviennent qu'il est nécessaire d'approfondir la connaissance des conditions de réalisation des arrêts de tranche pour mieux évaluer la pertinence de ces mesures.

### **A) L'étude « Facteurs humains et organisation des arrêts de tranche : enjeux pour la sûreté »**

Une étude a été engagée en 1991 par l'IPSN afin de comprendre le travail de maintenance, pour pouvoir évaluer les transformations d'organisation proposées par l'exploitant. L'étude a consisté à mettre en œuvre une analyse ergonomique de l'activité des différents acteurs au cours de deux arrêts de tranche d'un même site, en juillet 1992 et juillet 1993. Concrètement, des chantiers (plus d'une vingtaine, essentiellement liés à des travaux de mécanique) et l'activité de plus de 50 personnes de profils différents sont suivis dans le détail. La réalisation de deux essais de requalification d'équipements, parmi les plus complexes, est observée, concernant le circuit d'injection de sécurité. Chaque jour, un ergonome participe aux réunions d'arrêt durant lesquelles l'état d'avancement du travail de maintenance est contrôlé et l'ordonnancement des interventions ré-agencé. Cette analyse ergonomique permet, d'une part de mettre en évidence les spécificités du travail de chaque acteur, ses contraintes propres et les risques qui y sont associés, d'autre part de décrire comment les acteurs s'organisent en fonction des contingences qu'ils rencontrent dans le cadre organisationnel fixé. Ces deux aspects permettent d'identifier à la fois les possibilités de dysfonctionnement dans l'organisation et dans le travail individuel, ainsi que les stratégies implicites et les compétences développées par les acteurs pour minimiser ces risques de dysfonctionnement.

Cette étude a révélé la **prise en compte insuffisante des conditions de réalisation des interventions** lors de leur préparation et lors de l'élaboration du retour d'expérience des arrêts de tranche. La faible interaction entre intervenants prestataires et préparateurs a été identifiée comme un facteur qui contribue à cette situation. L'information liée aux difficultés des conditions de réalisation du travail ne « remonte » pas, bien que ces difficultés engendrent des aléas, des pertes de temps, des prises de décisions par les intervenants, qui ont un « coût » sur le plan humain et peuvent avoir des conséquences pour la sûreté.

Le traitement des aléas occupe une place centrale dans le travail des intervenants. Ce qui arrive n'est jamais exactement ce qui a été prévu, et des événements imprévus surgissent. Il faut les détecter, construire la suite des interventions d'une manière quelque peu différente de celle qui a été prévue et apprécier en temps réel l'impact sur la sûreté du réagencement des actions. Le temps et les moyens nécessaires à ce type de travail sont souvent sous-évalués.

L'étude a mis aussi en évidence que l'ensemble des interventions réalisées au cours d'un arrêt mobilisent des métiers et des compétences de nature différente. Les **confrontations de point de vue** en temps réel contribuent, lorsqu'elles sont organisées, au bon déroulement des interventions. Dans cette optique, la gestion des compétences des acteurs et des contraintes temporelles, l'attention à la collaboration entre les différents acteurs, et l'établissement de structures où peuvent se discuter ouvertement les limites rencontrées dans les conditions d'intervention sont des éléments importants pour la sûreté.

## **B) L'étude « L'organisation d'arrêts de tranche en temps de réforme »**

En 1994, une étude du Centre de sociologie des organisations (CSO) intitulée « L'organisation d'arrêts de tranche en temps de réforme » a été réalisée dans le cadre de la préparation d'une thèse en sociologie (cofinancée par l'IPSN) portant sur l'organisation du travail dans les systèmes à risques – étude qui trouvera ensuite un écho dans l'ouvrage de 1999 cité en référence [16]. Cette recherche s'est appuyée sur une analyse comparative de la préparation et de la réalisation de quatre arrêts de tranches dans deux centrales américaines et deux centrales françaises.

L'objectif principal de l'étude était de prendre la mesure des changements amorcés par EDF à partir de 1991, visant à renforcer son organisation des activités de maintenance réalisées en arrêt de tranche. L'étude a cherché à identifier les difficultés rencontrées au cours de l'arrêt, mais elle a dépassé et renouvelé le cadre d'analyse de l'étude précédente (évoquée au paragraphe A). D'une part, l'étude a cherché à comprendre comment un certain nombre de contraintes de réalisation de l'arrêt sont produites lors de la préparation de celui-ci. D'autre part, elle a cherché à comprendre comment certaines caractéristiques des situations d'intervention sont liées à des contraintes globales qui pèsent sur les sites nucléaires. Sur le plan méthodologique, la recherche a mobilisé l'« analyse stratégique » développée en sociologie des organisations (voir par exemple l'ouvrage cité en référence [19]). L'analyse a consisté à mobiliser les données recueillies au cours d'entretiens (68 entretiens ont été réalisés) pour remonter aux « jeux » qui se déroulent entre les membres d'une organisation et aux stratégies qu'ils mettent en œuvre pour réaliser leurs activités et atteindre leurs objectifs.

Cette étude a révélé que la **mise en place d'une organisation de projet** (« structure permanente d'arrêt de tranche ») dédiée à la réalisation des arrêts de tranche génère des progrès dans la préparation des interventions de maintenance. Cependant, si l'équipe de projet est constituée environ six mois avant un arrêt, chaque service détache ses représentants progressivement et certaines personnes arrivent tardivement, comme les chargés de contrôle. De plus, ce sont les services qui choisissent les personnes qu'ils détachent auprès de l'équipe de projet, le chef d'arrêt ne choisit donc pas « ses troupes ». Dans le même temps, l'étude a mis en évidence que la « montée en puissance » de la structure d'arrêt s'accompagne d'un désengagement des services dans la préparation des arrêts. De manière diffuse, il est apparu que les services ne se sentaient pas très concernés par les affaires de l'arrêt, considérant qu'elles sont uniquement du ressort des hommes de l'arrêt.

Une autre évolution marquante observée sur le site concerne **les modalités de contractualisation avec les entreprises prestataires**. Les acheteurs viennent participer à l'élaboration des commandes de prestation et la dimension commerciale (définition des exigences techniques, mise en concurrence, etc.) occupe désormais une place beaucoup plus importante. L'exigence de précision dans les cahiers des charges soulève des difficultés pour les acteurs EDF qui manquent d'expérience ou qui sont confrontés à des opérations dont il est difficile d'anticiper les conditions de déroulement. Par ailleurs, si la mise en concurrence peut contribuer à une maîtrise des coûts de maintenance, elle introduit une instabilité des interlocuteurs techniques, avec la possibilité de devoir travailler avec des intervenants non connus, dont la compétence reste à apprécier en temps réel.

L'étude a également révélé la complexité des niveaux de **planification des interventions réalisées au cours d'un arrêt**. Le planning global de l'arrêt fait l'objet d'une première prévision sur la base des programmes de maintenance préventive, des lots de modifications à implanter, des contraintes liées à la mise à disposition de certains outillages, etc. Sur cette base, les chargés d'affaire définissent les affaires et lancent les commandes correspondantes auprès des entreprises prestataires. La préparation a lieu essentiellement par affaire, avec une coordination d'ensemble relativement limitée. Ceci conduit à une prise en compte insuffisante des activités transverses de type approvisionnement en pièces de rechanges ou en matériel courant de radioprotection.

### **C) L'étude de la mise en œuvre des « Centres opérationnels de pilotage des arrêts de tranche »**

EDF a mis en œuvre depuis 2012 une nouvelle organisation du pilotage des arrêts de tranche, prenant appui sur des Centres opérationnels de pilotage des arrêts de tranche (COPAT), inspirée des pratiques nord-américaines (sous le nom de *Outage Control Centers* ou OCC). La mise en œuvre de cette nouvelle organisation a conduit au préalable l'IRSN à mener, au mois de juin 2011, une étude (benchmark) pour évaluer l'impact de cette évolution sur le management de la sûreté et de la radioprotection, sur la base d'une consultation d'exploitants de centrales nucléaires des États-Unis et du Canada, ainsi que de l'autorité de sûreté nucléaire du Canada (CNSC). EDF avait mené en 2007 sa propre étude.

Les COPAT ont été conçus dans l'optique de mieux respecter la durée prévisionnelle des arrêts de tranche, en assurant un pilotage en continu (24h/24h) des activités durant ces arrêts. Les phases et enchaînements sensibles d'activités critiques, repérés dès la préparation, font l'objet d'une surveillance particulière. Tout écart probable ou avéré de 30 minutes sur le chemin critique fait l'objet d'une alerte au Centre, lequel prend toute disposition pour traiter l'aléa sans impact sur le déroulement de l'arrêt. Cet accompagnement doit permettre de résoudre plus rapidement une difficulté rencontrée sur un chantier et de partager en temps réel des informations entre équipes. Cette organisation nécessite de disposer d'équipes d'intervention réactives. L'objectif est de pouvoir être en anticipation par rapport aux difficultés potentielles qui pourraient survenir et d'imaginer des scénarii pour y faire face, en prévoyant, par exemple et en conséquence, les moyens nécessaires et suffisants.

L'étude menée par l'IRSN a permis de capitaliser des faits, des constats et des enseignements, en particulier sur les paramètres clefs de succès, les limites et les enjeux de la gestion des arrêts de tranche fondée sur des OCC. Elle avait plus pour objectif de cerner les problématiques importantes que de recueillir des solutions d'organisation. Cette étude a ainsi contribué à l'élaboration d'une méthode d'expertise de la proposition d'EDF de mise en œuvre des Centres opérationnels de pilotage des arrêts de tranche. Si elle a validé un certain nombre de sujets à approfondir déjà identifiés par l'IRSN avant la réalisation de l'étude (complexité de la gestion des interfaces entre des centaines d'acteurs et au sein de projets comportant des milliers d'activités, anticipation en termes de ressources humaines dans une phase de départs massifs en retraite, intégration de centaines de sous-traitants, retour d'expérience, conduite du changement, etc.), elle a permis de mettre en évidence quelques autres sujets d'importance, à approfondir lors de l'évaluation par l'IRSN des dispositions retenues par EDF.

Au travers des entretiens menés dans le cadre de l'étude, il a pu être constaté que les OCC étaient perçus comme des structures ajoutées pour résoudre un problème de coordination et de coopération entre la conduite et la maintenance, ainsi que pour réduire des écarts culturels. Il est donc apparu judicieux d'examiner dans quelle mesure les COPAT pouvaient générer un surcroît de complexité dans la gestion des arrêts de tranche.

L'étude a aussi mis en évidence en Amérique du nord la diversité des structures-projets obéissant aux principes des OCC, reposant sur des effectifs variables (dix à 20 personnes) et avec des poids différents accordés à la conduite et la maintenance. La question d'une éventuelle adaptation des COPAT aux différents sites du parc électro-nucléaire français se posait.

L'importance accordée à la préparation (plus longue de quelques mois et standardisée) et à la maîtrise du volume prévu de travaux de maintenance en Amérique du nord a été relevée : l'exploitant ne tolère que 10 % de maintenance supplémentaire liée au « fortuit<sup>226</sup> » par rapport au « volume » initial recensé six mois avant le début de l'arrêt. Dans le cas du parc français, le supplément a pu atteindre 100 % (50 % au cours des six mois précédant l'arrêt, 50 % au fil de l'arrêt). Ce constat soulevait diverses interrogations :

- Manque éventuel d'anticipation dans le cas du parc électronucléaire français, peu favorable d'un point de vue de l'organisation de la préparation des activités de maintenance ?
- Restriction de la maintenance liée au « fortuit » chez les exploitants d'Amérique du nord, favorable d'un point de vue organisationnel mais éventuellement au détriment de la fiabilité des équipements et de la sûreté ?

Il a été relevé aux États-Unis une longue professionnalisation des acteurs des OCC (trois années au titre d'adjoint dans un poste de l'OCC, puis huit années dans ce poste), facilitant le pilotage avec une plus grande sérénité, notamment lorsque surviennent des aléas. Cette situation était radicalement différente au Canada et en France. Il apparaissait

---

226. Le terme de fortuit recouvre à la fois ce qui a pu être oublié au moment du recensement effectué six mois avant l'arrêt et ce qui relève d'anomalies découvertes dans les six mois précédant l'arrêt ou pendant cet arrêt.

que les COPAT ne pouvaient pas constituer des centres d'apprentissage, ce qui renvoyait à des questions en termes de gestion des ressources humaines.

L'étude a aussi fait ressortir, chez les exploitants d'Amérique du nord, une articulation entre anticipation et réactivité, avec une nette préoccupation non seulement en termes d'anticipation des dysfonctionnements potentiels et des glissements de planning, mais aussi de préparation à faire face aux aléas potentiels (capitalisation des aléas précédents, équipes prédisposées à traiter des aléas similaires). Cet aspect était à examiner dans le cas des COPAT.

Enfin, l'étude a fait ressortir, pour les activités de maintenance, un recours à la sous-traitance significativement plus faible chez les exploitants d'Amérique du nord (30 %) que par EDF (80 %), avec des efforts de mutualisation entre sites, et une plus grande internalisation des supports logistique (qui assurent de bonnes conditions d'intervention de maintenance).

### **11.3.2. *La gestion du recours à des entreprises prestataires***

Les études menées entre 1992 et 1994 (paragraphe 11.3.1A et B) ont concerné essentiellement l'organisation et la réalisation des activités de maintenance pendant les arrêts de tranche. Au début des années 2000, l'IPSN a décidé d'engager une recherche sur le recours aux entreprises prestataires, car, d'une part celui-ci est en développement, notamment pour les activités de maintenance, d'autre part la sous-traitance dans le nucléaire fait l'objet de débats animés et finalement peu fondés sur des études approfondies.

#### **A) Les relations de sous-traitance et leurs effets sur la sûreté et la sécurité**

Il existe des travaux de recherche qui soulignent les conditions de travail difficiles de certains salariés d'entreprises prestataires et les mettent directement en relation avec leur statut de sous-traitant. Le recours à des entreprises prestataires est ainsi considéré comme un facteur de dégradation des conditions de réalisation du travail, voire de la qualité même du travail, donc de la sûreté. Cependant, il existe des arguments qui remettent en cause cet effet négatif du recours à la sous-traitance. Par exemple, depuis le démarrage des premières centrales, ce sont les salariés des constructeurs de certains équipements sensibles (pompes, vannes, etc.) qui assurent leur maintenance, et cette situation est très largement considérée comme un gage de qualité. De même, certaines interventions sont très éprouvantes, indépendamment du statut du salarié qui réalise le travail. Afin d'identifier plus précisément les effets de la sous-traitance, la recherche s'est intéressée à la relation de sous-traitance, à la manière dont cette relation est construite par l'action conjointe du donneur d'ordre et du prestataire, et à la manière dont cette relation a un effet en retour non seulement sur le travail des salariés prestataires, mais aussi sur le travail des salariés du donneur d'ordre.

Une telle recherche a été menée dans le cadre d'une thèse de sociologie en partenariat avec la SNCF<sup>227</sup> et GrDF<sup>228</sup> [20]. Ce partenariat a permis d'avoir accès à

227. Société nationale des chemins de fers.

228. Gaz réseau distribution France.

des chantiers réalisés principalement par des salariés d'entreprises prestataires : chantiers de renouvellement des voies et du ballast pour la SNCF, chantiers de renouvellement de réseaux de distribution de gaz pour GrDF. Plus de cinquante entretiens ont été réalisés à la SNCF et à GrDF, auprès de personnels situés aux niveaux local, régional et national et en charge de la préparation, la réalisation et le retour d'expérience des chantiers de maintenance. Ces entretiens ont permis de recueillir des données sur le sens que les acteurs donnent à leurs pratiques de travail, leurs représentations de leur métier et des relations qui les lient aux entreprises prestataires. Des observations ont également été réalisées lors de plusieurs chantiers. Par exemple, l'observation d'un chantier de renouvellement de ballast et traverses dans le nord de la France (de novembre 2007 à janvier 2008) a donné la possibilité d'assister à des réunions de programmation et de planification de chantiers élémentaires, de suivre le travail d'un agent chargé de l'engagement et du dégagement des trains de travaux sur les voies, etc.

Sans prétendre restituer les multiples éclairages apportés par ce travail de recherche, il est possible de dégager quelques constats et enseignements importants, évoqués ci-après.

Ce travail de recherche permet tout d'abord de dresser une typologie des différentes formes de sous-traitance<sup>229</sup>, incluant le cas de la sous-traitance interne au sein même d'une entreprise (aussi appelée sous-traitance intégrée). Des aspects liés à la sous-traitance « en cascade » sont aussi abordés dans ce travail de recherche.

Il ressort en second lieu qu'il existe de multiples types de relations entre donneurs d'ordre et entreprises prestataires, qui dépendent notamment de l'ampleur du recours à la sous-traitance, du degré de partage des compétences techniques entre donneur d'ordre et prestataire, de leur degré de dépendance réciproque, de la durée des contrats. L'effondrement, en 2003, de la passerelle du chantier du paquebot Queen Mary II à Saint-Nazaire est commenté, à titre d'exemple, pour faire ressortir un certain nombre d'aspects liés aux relations entre le donneur d'ordre (Les chantiers de l'Atlantique) et son prestataire (SAS Endel) qui ont mis en péril la sécurité du chantier et conduit *in fine* à l'accident<sup>230</sup>.

Il est montré combien le postulat que « *Les résultats en termes de qualité, de coûts et de délais sont toujours meilleurs sur le marché que ceux obtenus en interne fait oublier les coûts de transaction nécessaires pour rester « maître » de ses installations* ». Car la sous-traitance fait souvent naître une situation de « dématérialisation » de la sûreté ou de la sécurité, dans laquelle la surveillance sur le terrain peut être fortement réduite (voire proscrite), au profit d'une supervision basée sur la validation d'études techniques, le contrôle de données utilisées par le sous-traitant, avec un contrôle réduit par échantillonnage sur le terrain (sécurité ou sûreté « de papier »). La sous-traitance en cascade peut aggraver cette situation, et ainsi conduire à « *une migration du risque vers les maillons les plus faibles de la sous-traitance* ».

Le travail de recherche souligne par ailleurs que la sous-traitance a une répercussion en interne au donneur d'ordre, remettant ainsi en cause « *l'idée selon laquelle la*

229. Sont ainsi identifiées : la sous-traitance intégrée de spécialité ou de capacité, la sous-traitance externe de spécialité ou de capacité, enfin l'externalisation.

230. Ces facteurs ont été explicitement identifiés par l'enquête judiciaire.

*sous-traitance est un simple « transfert » d'activité vers un prestataire sans modification profonde de l'organisation dans laquelle le changement s'opère ».*

Un autre aspect mis en évidence est *« qu'il n'est pas possible d'étudier le lien entre sous-traitance et sécurité ou sûreté avec une vision rationalisatrice qui consisterait à dégager des facteurs qui agiraient directement sur la sécurité ou la sûreté et qui amèneraient à conclure qu'une intervention managériale sur tel ou tel facteur obtiendrait avec tel pourcentage de chances des garanties de sécurité ou de sûreté »*. Le travail de recherche met en évidence le caractère réducteur de « l'approche » de la sous-traitance sous l'angle uniquement de la « pérennité des compétences » du donneur d'ordre et de la « surveillance du prestataire ». La sous-traitance doit être pensée et analysée en tant que relation, voire partenariat.

Il est aussi pointé dans ce travail de recherche le fait que des sous-traitants « installés » – du fait d'une réputation acquise (et justifiée) –, peuvent bénéficier d'un cadre privilégié : *« les sous-traitants qui se savent bien positionnés se créent ainsi des marges de jeux importantes »*.

Ces constats et enseignements constituent autant de points d'attention pour les expertises menées par l'IRSN des modalités de sous-traitance chez les exploitants, notamment en 2015 pour ce qui concerne EDF. Ils ouvrent aussi la perspective à d'autres approfondissements en termes de recherche, tels par exemple que ceux prévus dans le cadre de la chaire RESOH.

## **B) Les relations de sous-traitance : la chaire RESOH**

Après les progrès réalisés depuis les années 1980 en matière de facteurs humains puis organisationnels de la sûreté, les relations inter-organisationnelles, dont celles de sous-traitance, sont considérées comme un gisement de progrès de la sûreté, ceci ayant été attesté par les conclusions des « études complémentaires de sûreté » (ECS) réalisées par l'ASN et l'IRSN après l'accident de Fukushima. La chaire RESOH consacrée aux facteurs organisationnels et humains de la sûreté des sites industriels à risques, tout au long de leur cycle de vie depuis leur conception jusqu'à leur démantèlement, voire la gestion de leurs déchets, concentre ses efforts sur ces relations inter-organisationnelles.

La chaire RESOH a été inaugurée en mars 2012, pour une durée de cinq ans, par les quatre partenaires fondateurs : l'École des mines de Nantes, l'IRSN, AREVA et DCNS.

Cette chaire privilégie deux axes de recherche :

- les relations inter-organisationnelles, notamment à travers le développement des réseaux de sous-traitance et de cotraitance<sup>231</sup>,
- l'insertion de la sûreté dans l'ensemble des contraintes et des dispositifs de gestion liés à la recherche de compétitivité industrielle.

La sûreté est un « construit » collectif qui met en jeu non seulement la responsabilité et l'activité individuelle de chaque acteur, mais aussi celles des équipes et des institutions

231. Ce terme vise le regroupement de sous-traitants entre eux (consortium) pour réaliser une prestation pour un exploitant.



dans leur globalité (entreprises donneurs d'ordre, sous-traitants et co-traitants, contrôleurs, etc.). La chaire RESOH s'est donnée comme objectif d'analyser la construction de la sûreté à l'échelle du système formé par les relations complexes qui s'établissent entre tous ces acteurs, en tenant compte de leur environnement (économique, juridique, social, etc.).

La chaire RESOH vise à apporter des réponses à ces problématiques en identifiant les points de vulnérabilité, de robustesse et de résilience<sup>232</sup> des réseaux de sous-traitance et de co-traitance et en étudiant les pratiques managériales et les dispositifs de gestion à même de renforcer la sûreté au sein de ces réseaux.

Deux dispositifs de recherche sont mis en place :

- des études de terrain qualitatives, mobilisant les techniques de la sociologie du travail et de l'ethnographie en organisation,
- un observatoire des pratiques de la sous-traitance, dans une optique quantitative et transverse.

La chaire RESOH ambitionne dans un second temps d'intégrer d'autres partenaires que ceux précités et de s'ouvrir à d'autres pans de l'industrie.

Les travaux de recherche en cours dans le cadre de la chaire RESOH sur la gestion de projets complexes et de recours à la sous-traitance portent sur deux sujets :

- la contribution du planning d'arrêt de réacteur à l'amélioration de la maîtrise du temps et de la coordination entre les acteurs,
- le rôle du contrat dans l'engagement réciproque entre donneur d'ordre et prestataire.

Ces travaux s'appuient sur des études de terrain avec AREVA (La Hague) et DCNS (Cherbourg).

## **11.4. Études et recherches en matière de sciences humaines et sociales : le projet AGORAS**

Dans son message introductif au rapport de la commission d'enquête indépendante commanditée par la Diète japonaise sur l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi, le président de cette commission, K. Kurokawa, évoque un certain nombre de facteurs de nature sociétale qui, pour cette commission, ont contribué à un accident « qui aurait pu être prévu ». Il parle d'un « état d'esprit qui a nourri la négligence à la source de cette catastrophe », de désastre « *made in Japan* » et de raisons fondamentales de nature culturelle. Les considérations de K. Kurokawa ont une portée générale et doivent interpeller tous les acteurs impliqués dans la « gouvernance » de risques, de quelque nature qu'ils soient. C'est dans ce domaine, qui relève des sciences humaines et sociales, que l'IRSN a décidé en 2012 d'entreprendre de nouvelles recherches, dans le cadre

---

232. Capacité d'adaptation à une situation imprévue.

notamment du projet AGORAS. Ces nouvelles recherches ne visent donc pas les facteurs humains et organisationnels concourant à la sûreté au niveau de l'exploitation des installations nucléaires elles-mêmes, mais au niveau plus général du fonctionnement de tous les acteurs impliqués dans la sûreté et dans son contrôle.

En France, les évaluations complémentaires de sûreté (ECS) menées à la suite de l'accident de Fukushima ont souligné l'importance d'étudier le lien entre la sûreté et les relations inter-organisationnelles. C'est précisément sur ce sujet, encore peu exploré, qu'est concentré le projet AGORAS (Amélioration de la gouvernance des organisations et des réseaux d'acteurs pour la sûreté nucléaire) qui a été retenu fin 2013 dans le cadre de l'appel à projets de recherche en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection (RSNR) lancé par l'ANR, impulsé au plus haut niveau de l'État. Il vise à comprendre comment se construisent et évoluent les équilibres institutionnels qui impliquent non seulement les exploitants, leurs sous-traitants et partenaires, mais également les autorités de sûreté et les instituts publics d'expertise, dans un contexte où la société civile tend à jouer un rôle croissant. L'accent sera mis sur le dialogue qui s'instaure entre les parties prenantes et qui fonde en partie le niveau de sûreté de l'industrie nucléaire dans son ensemble.

La durée prévue du projet AGORAS est de six ans. Ce projet est structuré autour d'un volet « prévention de l'accident » et d'un volet « gestion de la crise ». L'objet du premier volet est l'analyse de l'impact de l'accident de Fukushima sur l'« approche » de la sûreté des installations et sur les relations entre acteurs de la gouvernance des risques nucléaires. L'objet du second est l'analyse de la manière dont cet accident contribue à faire évoluer la perception de l'accident nucléaire et les modalités de préparation à la gestion d'une situation accidentelle puis post-accidentelle. Y sera analysée l'évolution des organisations et des doctrines en matière de gestion de crise depuis l'accident de TMI, sur la base d'un retour d'expérience d'exercices de crise et de crises réelles (l'inondation de la centrale du Blayais à la fin de l'année 1999 pourrait être un exemple). Les résultats attendus concernent la mise en évidence des facteurs de vulnérabilité liés à la complexification croissante des acteurs et dispositifs institutionnels de gestion de crise, des pistes d'améliorations, des possibilités d'introduction d'un plus grand réalisme dans les exercices de simulation.

Au sein du projet, l'IRSN pilote deux actions. La première (action n° 1, de 2014 à 2018) a pour objectif l'identification des conditions organisationnelles et culturelles qui ont pu favoriser les décisions relatives à la centrale de Fukushima (choix techniques, options de dimensionnement, etc.) qui se sont *in fine* révélées inadaptées. Cette action comporte deux axes de recherches :

- le premier est consacré à l'étude des processus d'évaluation et de décisions techniques. Il s'agit de comprendre, dans le cadre d'un travail de type analyse socio-historique développée par ailleurs pour analyser certains « grands accidents » (par exemple l'accident de la navette Challenger), les dynamiques et les facteurs qui peuvent expliquer que certains concepts, outils et données sont mal connus, ignorés ou mal pris en compte par tout ou partie des acteurs participant à la gouvernance des risques nucléaires. Ce travail s'appuie sur l'analyse de cas français ;

- le second axe est consacré à l'analyse de l'élaboration et de la mise en œuvre d'instruments de régulation des risques, comme le « référentiel grands froids » ou le « guide inondation » (cf. paragraphe 8.2 du présent ouvrage). Il s'agit d'analyser les dynamiques et les représentations à l'œuvre lors de leur élaboration et la manière dont celles-ci sont à même de renforcer ou au contraire de fragiliser la légitimité de l'instrument. Comment sont interprétés et utilisés certains outils, données, préconisations ou démarches proposés ? Quels écarts ou amendements, par rapport à l'intention initiale des concepteurs de ces instruments, sont finalement acceptés par le régulateur ? Avec quelles limites, quels contrôles, quelles évaluations d'impact ?

La seconde action (action n° 2, de 2013 à 2018) concerne le dialogue technique engagé après l'accident dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) et vise à comprendre la manière dont la survenue d'un accident majeur peut conduire au réexamen de pratiques de sûreté antérieures ; il s'agira notamment d'identifier les conditions qui favorisent ce réexamen mais aussi celles qui y font obstacle. Les ECS ont en effet ouvert une période de dialogue technique intense entre les exploitants, l'ASN et l'IRSN. Concrètement, il s'agira de répondre aux questions suivantes : quelles nouvelles dynamiques entre organisations seront mises à jour par les argumentaires, et les controverses éventuelles, qui surviendront entre les différents acteurs ? Quelles « ruptures paradigmatiques » (l'accident non envisagé s'étant produit) ou au contraire quelles manifestations de « défense » sous-tendront les argumentaires avancés ? Comment la médiatisation de certains débats et le contexte particulier de prolongement de la durée d'exploitation des centrales influenceront-ils le positionnement et les argumentations des principaux acteurs de la sûreté ?

## Références

- [1] Proceedings CSNI specialist meeting on operator training and qualifications (12–15 October 1981, Charlotte, N.C., USA), NEA/CSNI-63, Vol. 1, Vol. 2, 1982.
- [2] Identifying significant human actions in reactor accidents, NEA/CSNI-89, 1984.
- [3] Analysis of incidents involving cognitive error and erroneous human actions, NEA/CSNI-180, 1990.
- [4] Proceedings of the Specialist Meeting on Operator Aids for Severe Accidents Management and Training (1993, Halden, Norway), NEA/CSNI/R(1993)9, 1993.
- [5] Conclusions of the Specialist Meeting on Operator Aids for Severe Accident Management and training (Samoa) (1993, Halden, Norway), NEA/CSNI/R(1994)13a, 1994.
- [6] Joint OECD/NEA-IAEA Symposium on Human Factors and Organisation in NPP maintenance outages: impact on safety (1995, Stockholm, Sweden), NEA/CSNI/R(1995)27, 1995.
- [7] Identification and Assessment of Organisational Factors Related to the Safety of NPPs: State-Of-the-Art Report (SOAR), NEA/CSNI/R(1998)17, Vol. 1, Vol. 2, 1998.
- [8] Report on the CSNI Workshop on Nuclear Power Plant Transition from Operation into Decommissioning: Human Factors and Organisation Considerations, NEA/CSNI/R(1999)17, Rome, Italy, May 17–18, 1999.

- [9] Identification and Assessment of Organisational Factors Related to the Safety of NPPs, State-Of-the-Art Report (SOAR), NEA/CSNI/R(1999)21, Vol. 1, Vol. 2, 1999.
- [10] CSNI Technical Opinion Papers No. 12, Research on Human factors in New Nuclear Plant Technology – also referenced as: NEA No. 6844, NEA/CSNI/R(2009)7, 2009.
- [11] F. Jeffroy *et al.*, De l'évaluation de la sûreté à la recherche dans le domaine des facteurs humains : le cas de l'activité de conduite avec procédures informatisées, p. 237–249. In: sécurité et cognition, Ganascia J-G. Editeur. Hermes, Paris, 1999.
- [12] E.M. Roth, K.B. Bennett and D.D. Woods, Human interaction with an "intelligent" machine. *International Journal of Man-Machine studies*, 27:479–525, 1987.
- [13] Amalberti R., *La conduite des systèmes à risques*, Presses universitaires de France, Paris, 1996.
- [14] A Human and Organizational Factors Perspective on the Fukushima Nuclear Accident, IRSN report PSN-SRDS/SFHOREX No. 2015-01, 2015.
- [15] Charles Perrow, *Normal accident, living with high risk technology*, Princeton University Press, new edition, 1999.
- [16] Mathilde Bourrier, *Le nucléaire à l'épreuve de l'organisation*, Presses universitaires de France, 1999.
- [17] Diane Vaughan, "The Challenger launch decision, risky technology, culture and deviance at NASA", The University of Chicago Press, 1996.
- [18] Cynthia Colmellere, « Quand les concepteurs anticipent l'organisation pour maîtriser les risques : deux projets de modifications d'installations sur deux sites classés SEVESO 2 », thèse de doctorat de sociologie, Université de Compiègne, 2008.
- [19] M. Crozier, E. Friedberg, *L'Acteur et le système*, Éditions du Seuil, 1977, 1981.
- [20] Marie Ponnet, « Les relations de sous-traitance et leurs effets sur la sûreté et la sécurité dans deux entreprises : SNCF et GrDF », thèse de doctorat de sociologie, Université de Nantes, 2011.



# Chapitre 12

## Autres recherches et pistes de recherche

---

Des études et recherches, d'ampleur variable, sont également menées par l'IRSN dans bien d'autres domaines techniques en rapport avec la sûreté nucléaire des réacteurs à eau sous pression : on peut notamment citer :

- la fiabilité des logiciels dits critiques utilisés dans les systèmes de contrôle-commande numérique (à base de logiciels), systèmes utilisés dans les réacteurs du palier N4 et EPR ;
- le comportement des matériels en cas de sollicitations sismiques, avec le développement en propre, par simulation numérique, de courbes de « fragilité » des matériels pouvant être mises en œuvre dans le cadre d'études probabilistes relatives à l'aléa sismique. La détermination des courbes de « fragilité » par simulation numérique constitue une méthode alternative à la méthode américaine (courbes proposées par l'EPRI fondées sur un modèle log-normal et des jeux de paramètres prédéterminés), qui pourrait également permettre de déterminer de façon plus adaptée les paramètres du modèle log-normal de l'EPRI. Pour ce faire, l'IRSN a développé un logiciel de simulation dénommé ISAFES (*Interactive Seismic Analysis of Fragilities of Equipment and Structures*) qui permet de réaliser des simulations temporelles dynamiques grâce à des objets de représentation des composants structurels intitulés MARC (Masse, amortisseur, raideur, critère). Ce développement aborde donc les domaines de la simulation numérique en dynamique des équipements avec incertitudes ainsi que l'interaction sol-structure avec excitation sismique ;
- les phénomènes de « mélange en cuve » dans les réacteurs à eau sous pression, phénomènes qui interviendraient par exemple en cas de dilution par de l'eau claire dans les états en eau borée, susceptibles de mener à un accident de réactivité ;

- l'aérocontamination, dont les études et la recherche sont, hormis celles relatives aux dispositifs de filtration, plus particulièrement orientées vers les problématiques relatives aux installations du cycle du combustible, aux opérations de démantèlement.

Par ailleurs, les concepteurs de réacteurs de génération III<sup>233</sup> ou III+, ou encore de projets de réacteurs dits intégraux ou modulaires (SMR<sup>234</sup>), ont recours de façon croissante aux systèmes passifs<sup>235</sup>. Un regain d'intérêt est également apparu à l'égard des systèmes passifs suite à l'accident de Fukushima Daiichi ; en effet, les conséquences de cet accident ont naturellement conduit à s'intéresser à des situations durables de perte des alimentations électriques et de la source froide, les systèmes passifs présentant alors potentiellement un intérêt pour faire face à ces situations. Toutefois, le recours croissant aux systèmes passifs fait émerger la nécessité d'approfondissements sur la valorisation de tels systèmes dans la démonstration de sûreté « déterministe » ainsi que dans les EPS ; se posent en effet des questions sur les systèmes passifs en termes de fiabilité, de possibilité de « récupération » en cas d'échec constaté, d'efficacité, ainsi qu'en termes de vérification de leurs performances, ceci depuis la conception jusqu'à la fin de fonctionnement d'un réacteur.

L'IPSN puis l'IRSN ont déjà été amenés à traiter le sujet des systèmes passifs dans le cadre des expertises menées dans les années 1980 et 1990 pour les réacteurs à neutrons rapides PHENIX et SUPERPHENIX, et plus récemment pour le projet ASTRID<sup>236</sup>, pour ce qui concerne tout particulièrement la possibilité d'une évacuation de la puissance résiduelle du réacteur par convection naturelle de sodium dans la cuve du réacteur – circuit primaire – et dans des circuits secondaires également en sodium. Parallèlement, l'IRSN s'est impliqué dans le projet européen THINS<sup>237</sup>, notamment sur la simulation numérique des essais de convection naturelle réalisés à PHENIX à la fin des années 1990 (dans le cadre des « essais de fin de vie ») et sur la qualification du module CESAR du logiciel de simulation ASTEC. Mais des propositions de projets de

233. Pour l'EPR, l'usage de systèmes passifs se résume à la chute gravitaire des barres de contrôle et d'arrêt, aux accumulateurs sous pression pour le renoyage du cœur, à la possibilité de refroidissement en thermosiphon du réacteur après défaillance ou arrêt volontaire du fonctionnement des pompes primaires – à vérifier sur le réacteur lui-même comme dans le cas des réacteurs en exploitation – aux recombineurs d'hydrogène et au récupérateur de corium en cas d'accident de fusion du cœur.

234. *Small Modular Reactors*.

235. La notion de système passif est large : système ayant recours de façon limitée à des composants nécessitant un mouvement mécanique pour assurer la mission du système, un apport d'énergie extérieure ou de fonctions supports, une intervention humaine (pour l'activation du système et son fonctionnement pendant la durée de sa mission), système mettant en œuvre des phénomènes naturels (gravité, transfert de chaleur par conduction, convection naturelle ou rayonnement, différence de pression, etc.).

236. *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*.

237. *Thermal-hydraulics of Innovative Nuclear Systems*.

recherche (allant au-delà des réacteurs refroidis au sodium et couvrant à la fois la recherche prénormative, la réalisation d'essais sur des composants, la simulation numérique, etc.) sont en préparation en réponse à l'appel à projets dénommé H2020 de la Commission européenne ; il s'agit des projets REPAS<sup>238</sup> et NUSMOR<sup>239</sup>, dans lesquels l'IRSN s'impliquerait – avec des partenaires tels que l'ENEA<sup>240</sup>, KIT, GRS, etc.

---

238. *Reliability Evaluation of Passive Safety Systems.*

239. *NUgenia Small Modular Reactor with passive safety features.*

240. Italian National Agency for New Technologies, Energy and Sustainable Economic Development.







## État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression

**Jean Couturier, Michel Schwarz**

Depuis plus de quarante ans, l'IPSN puis l'IRSN mènent des travaux de recherche et de développement dans le domaine de la sûreté nucléaire pour ce qui concerne tout particulièrement les réacteurs à eau sous pression, réacteurs qui équipent le parc électronucléaire français. Ce livre fait état de l'avancement de ces travaux pour chaque thématique abordée – accidents de perte de réfrigérant primaire, accidents de fusion du cœur, incendies et agressions d'origine externe, ou encore vieillissement des composants, etc. –, des incertitudes qui subsistent et, dans certains cas, de nouvelles dispositions qu'il serait opportun de développer pour consolider la sûreté des réacteurs d'aujourd'hui et aussi ceux de demain. Ce livre consacre également un chapitre à la recherche menée dans le domaine des facteurs humains et organisationnels, et plus généralement des sciences humaines et sociales. Tous ces travaux sont mis en regard des questions de sûreté soulevées par le retour d'expérience d'accidents majeurs tels que ceux de Tchernobyl ou de Fukushima Daiichi, aussi bien que de celles soulevées par les expertises menées dans le cadre, par exemple, des réexamens décennaux de sûreté des réacteurs nucléaires français. Enfin ce livre illustre, au travers des thématiques abordées, les très nombreux partenariats et échanges concrétisés par l'Institut avec le monde institutionnel, industriel ou universitaire, au plan européen ou international.

La réalisation de cet ouvrage s'inscrit dans la volonté de l'IRSN de pérenniser ses acquis et de faire partager ses connaissances.

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) est un organisme public d'expertise et de recherche pour la sûreté nucléaire et la radioprotection. Il intervient comme expert en appui aux autorités publiques. Il exerce également des missions de service public qui lui sont confiées par la réglementation. Il contribue notamment à la surveillance radiologique du territoire national et des travailleurs, à la gestion des situations d'urgence et à l'information du public. Il met son expertise à la disposition de partenaires et de clients français ou étrangers.

ISBN : 978-2-7598-2073-3

**Siège social**  
31, avenue de la Division Leclerc  
92260 Fontenay-aux-Roses  
RCS Nanterre B 440 546 018  
**Téléphone** +33 (0)1 58 35 88 88  
**Courrier**  
B.P. 17 - 92262 Fontenay-aux-Roses Cedex  
**Site internet** [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)



35 €



**IRSN**

INSTITUT  
DE RADIOPROTECTION  
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE